

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

Año 2006

8

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

Año 2006

CSN

Informe al Congreso de los Diputados y al Senado

CSN

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

Año 2006

Colección: Informes del CSN

Referencia: INF-01.06

© Copyright 2007, Consejo de Seguridad Nuclear

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

Maquetación y fotomecánica: Juan Canal

Impreso por:

Depósito Legal: M-27852-2007

Índice

Introducción	5
1. Seguridad nuclear y protección radiológica de las instalaciones ...	11
1.1. Centrales nucleares	11
1.2. Instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación	105
1.3. Instalaciones radiactivas	127
2. Entidades de servicios, licencias de personal y otras actividades .	143
2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica ...	143
2.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico	145
2.3. Servicios de dosimetría personal	146
2.4. Empresas externas	147
2.5. Licencias de personal	147
2.6. Homologación de cursos de capacitación para personal de instalaciones radiactivas	150
2.7. Apreciación favorable de diseños, metodologías, modelos o protocolos de verificación	151
2.8. Otras actividades reguladas	151
3. Residuos radiactivos	153
3.1. Gestión del combustible irradiado y de los residuos de alta actividad	153
3.2. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad.....	163
3.3. Gestión de los residuos desclasificados.....	167
4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	169
4.1. Central nuclear Vandellós I	169
4.2. Plan de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera	175
4.3. Plantas de concentrados de uranio	177
5. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la legislación nuclear	183
5.1. Transportes	183
5.2. Fabricación de equipos radiactivos	188
5.3. Aprobación de tipo de equipos radiactivos.....	188
5.4. Actividades en instalaciones no reguladas	189

6. Protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente	195
6.1. Control radiológico de los trabajadores expuestos.....	195
6.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental.....	204
6.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación	228
6.4. Estudio epidemiológico.....	230
7. Emergencias nucleares y radiológicas. Protección física	233
7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional	233
7.2. Actuaciones del CSN ante emergencia	243
7.3. Planes de emergencia de las instalaciones.....	258
7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares .	259
8. Investigación y Desarrollo	263
8.1. Plan de I+D del CSN.....	263
8.2. Programas de investigación en seguridad nuclear.....	264
8.3. Programas de investigación en protección radiológica	270
8.4. Tabla resumen	273
9. Reglamentación y normativa	277
9.1. Desarrollo normativo nacional.....	277
9.2. Desarrollo normativo del CSN	279
9.3. Actividades normativas internacionales.....	281
10. Relaciones institucionales e internacionales	283
10.1. Relaciones institucionales.....	283
10.2. Relaciones internacionales	302
11. Información y comunicación pública	323
11.1. Aspectos generales	323
11.2. Información a los medios de comunicación y otras acciones	324
11.3. Información a la población	326
12. Gestión de recursos	333
12.1. Mejora de la organización y actividades de formación	333
12.2. Gestión de recursos humanos	339
12.3. Aspectos económicos y financieros.....	340
Anexo: lista de siglas y acrónimos	349

Introducción

El Consejo de Seguridad Nuclear, en cumplimiento del artículo 11 de su *Ley de Creación* (Ley 15/1980), presenta al Congreso de los Diputados y al Senado su informe anual, correspondiente al desarrollo de sus actividades en el año 2006. La disposición adicional cuarta de *la Ley 14/1999 de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN* cambió la periodicidad de este documento de semestral a anual, por lo que éste es el octavo informe anual que se presenta al Congreso.

Con fecha 1 de diciembre de 2006 se produjo la renovación del Consejo del CSN, con el nombramiento del presidente y tres nuevos consejeros.

El informe recoge las actividades de asesoramiento y control que el organismo llevó a cabo en el año 2006 para informar las autorizaciones reglamentariamente requeridas, vigilar el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, y para limitar su impacto radiológico. El informe refleja, así mismo, la ausencia durante el año de incidentes significativos para la seguridad nuclear y de sucesos con impacto radiológico reseñable sobre los trabajadores expuestos, el público y el medio ambiente.

La aplicación del *Plan Estratégico 2005-2010 del CSN*, cuyos objetivos son incrementar la seguridad de las instalaciones y actividades reguladas, mejorar la gestión y organización propias y aumentar la credibilidad social, pasa por evaluar el desempeño de la actividad del organismo mediante el uso de evaluaciones externas, análisis internos y la realimentación de grupos de interés. En este contexto, cabe destacar el gran esfuerzo dedicado en el año 2006 a la realización de las tres siguientes actividades de alcance global: la autoevaluación preparatoria para la misión IRRS (Integrated Regulatory Review Service) solicitada por España al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), la implantación efectiva, en su primer año, del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) y la aplicación de las lecciones aprendidas como consecuencia del incidente de Vandellós II, de 25 de agosto de 2004, al resto de las centrales nucleares.

Las centrales nucleares han operado correctamente durante 2006, resaltando como hechos destacados, el cese definitivo de explotación de la central nuclear José Cabrera, producido el 30 de abril y las paradas de recarga en Almaraz I y II, Ascó I y Trillo.

Se han realizado 177 inspecciones, y emitido 36 dictámenes para autorizaciones, seis apreciaciones favorables y dos instrucciones técnicas. Son de destacar el dictamen favorable para la puesta en marcha del quinto generador diesel de emergencia de la central de Almaraz, así como los trabajos preparatorios para el informe de la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central Santa María de Garoña.

El SISC –al que, a 31 de diciembre, el único aspecto significativo que queda por incorporar es el de la comunicación al público de resultados– ha mantenido en verde los indicadores de todas las centrales, a excepción del relativo a *cambios de potencia no programados por cada 7.000 horas con el reactor crítico* de la central Ascó II, que ha pasado a blanco en el tercer trimestre.

En el año 2006, las centrales nucleares notificaron 66 sucesos, todos ellos clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Se ha propuesto, también en este periodo, la apertura de un expediente sancionador a la central de Ascó, en relación con un incumplimiento formal de su programa de formación de personal con licencia de operación.

Las instalaciones del ciclo de combustible funcionaron correctamente. El CSN realizó 41 inspecciones, 14 dictámenes para autorizaciones, seis apreciaciones favorables y una instrucción técnica. Destacan en este capítulo los trabajos de evaluación de la Revisión Periódica de la Seguridad, presentada por la fábrica de Juzbado dentro de su solicitud de renovación de la autorización de Explotación y de Fabricación, y de la Revisión Periódica de la Seguridad del centro de almacenamiento de El Cabril.

El CSN mantiene la supervisión y control de las instalaciones en situación de cese de explotación, desmantelamiento y clausura, que, a 31 de diciembre de 2006, comprende las centrales nucleares Vandellós I y José Cabrera, las plantas de concentrados de uranio Elefante, fábrica de uranio de Andújar (FUA) y la planta Lobo-G de La Haba. En este periodo se emitieron tres dictámenes, una apreciación favorable, y una instrucción técnica y se realizaron 12 inspecciones. Destacan por su importancia el informe sobre el sistema de almacenamiento en seco de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera y las instrucciones técnicas complementarias, dirigidas a esta misma central, asociadas a la declaración de cese definitivo de explotación.

El funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló con normalidad durante el año 2006. En este periodo se han emitido 351 dictámenes, se han realizado 1.638 inspecciones y se han atendido 19 incidencias y 20 denuncias, todo ello en relación con el conjunto de 1.307 instalaciones autorizadas y cerca de 26.000 instalaciones de rayos X de diagnóstico registradas.

Las actuaciones de control sobre instalaciones radiactivas han dado lugar a la realización de 98 apercibimientos, una suspensión temporal de funcionamiento y una multa coercitiva.

En el ámbito de la prestación de servicios regulados a las instalaciones, que comprende los servicios y unidades técnicas de protección radiológica, las empresas de venta y

asistencia técnica de rayos X médicos y los servicios de dosimetría personal, el CSN emitió 29 dictámenes y realizó 62 inspecciones.

El transporte de materiales nucleares y radiactivos dio lugar, en 2006, al dictamen de seis autorizaciones de transporte y, 10 convalidaciones de bultos y a la realización de 56 inspecciones, atendándose, asimismo, a las seis incidencias ocurridas.

El CSN ha continuado prestando gran atención a la formación y acreditación del personal que opera en las instalaciones, fundamental para garantizar su seguridad. Se otorgaron 64 nuevas licencias de personal de operación de instalaciones nucleares y del ciclo y 1.195 de instalaciones radiactivas, así como 15 licencias de jefe de servicio de protección radiológica, prorrogándose un total de 1.629 licencias de diverso tipo.

El almacenamiento del combustible gastado y de los residuos radiactivos sigue siendo una cuestión de máxima atención para el CSN, tanto en lo que se refiere a la supervisión de los almacenamientos actuales, en las propias instalaciones y en El Cabril, como en su configuración futura. En este contexto, destaca la apreciación favorable del diseño genérico de un almacén temporal centralizado (ATC), de combustible gastado y residuos de alta y media actividad, otorgada por el CSN en 2006 a solicitud de Enresa.

El CSN mantiene un estricto control sobre las dosis de radiación recibidas por los trabajadores expuestos a radiaciones ionizantes, supervisando los sistemas de control dosimétrico disponibles en España y registrando sus resultados. En el año 2006, el número de trabajadores controlados ascendió a 94.345, a los que correspondió una dosis colectiva de 25.385 mSv.persona. La dosis individual media fue de 0,73 mSv/año. El 99,52% recibió dosis inferiores a 6 mSv/año y el 99,98 % recibió dosis inferiores a 20 mSv/año.

En el año 2006, se produjeron sólo tres casos de superación del límite anual de dosis establecido en la legislación, a los que se aplicaron las medidas previstas en el correspondiente procedimiento.

Los vertidos radiactivos de las instalaciones, durante el año 2006, se mantuvieron dentro de los valores habituales, equiparables a los de otras instalaciones europeas y americanas, y las dosis calculadas, a ellos atribuibles, durante el año 2006 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.

La calidad medioambiental alrededor de las instalaciones, que siempre se informa con un año de dilación y responde a los resultados de 2005, se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico según determinan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental de las instalaciones y del propio CSN, siendo similares a los de años anteriores.

El CSN controló también la calidad radiológica ambiental de todo el territorio nacional a través de sus redes de medida, obteniendo valores dentro de la normalidad y similares a los de años anteriores.

La protección frente a fuentes naturales de radiación, asignada legalmente a diversas administraciones, continúa siendo liderada por el CSN, destacando en este terreno el informe emitido para la declaración de impacto ambiental sobre el *Proyecto de retirada de los lodos acumulados en el embalse de Flix* por los vertidos de la fábrica de fosfatos de Erkros. También cabe resaltar el informe remitido al Ministerio de la Vivienda con objeto de incorporar en el *Código Técnico de la Edificación* requisitos de protección frente al radón.

El CSN y el Instituto de Salud Carlos III (ISCIII) firmaron en 2006 un convenio para realizar un estudio epidemiológico que investigue el posible efecto de la exposición a las radiaciones, derivado del funcionamiento de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas, sobre la salud de la población que reside en su proximidad. El convenio prevé finalizar el estudio a finales de febrero de 2009.

El esfuerzo del CSN en la promoción de la I+D en los campos de su especialidad, conforme establece su *Plan de Investigación*, se ha materializado en 2006 en la finalización de 20 de los 55 proyectos en curso con un presupuesto de 1.800.000 euros. Una buena parte de los proyectos de investigación se llevó a cabo en colaboración con otras instituciones nacionales y extranjeras.

La obligación de rendir cuenta de sus actividades al Congreso de los Diputados y de informar, colaborar y coordinarse con otras administraciones ha supuesto a lo largo de 2006 una amplia gama de actividades, destacando entre ellas la contestación a 29 preguntas escritas del Congreso y a 38 del Senado y la remisión de 14 informes sobre diversas cuestiones. Merece también señalarse la continuidad de los acuerdos de encomienda de funciones con las comunidades autónomas, de los que hay ocho en vigor, y cuyo funcionamiento se estima satisfactorio, tanto por parte del CSN, como por las diversas comunidades; adicionalmente, el 26 de diciembre de 2006 se ha firmado un nuevo acuerdo de encomienda con la Región de Murcia.

El CSN siguió en 2006 esforzándose para incrementar la transparencia y mejorar su política de información y comunicación. En este sentido cabe destacar la resolución tomada de publicar en la web institucional las actas de inspección, que se ha hecho efectiva desde agosto de 2006.

Como en años anteriores, el CSN continuó desplegando una importante actividad internacional, tanto mediante su activa participación en las organizaciones internacionales, como en sus relaciones con organismos reguladores de numerosos países. En 2006 se destaca la participación en la segunda reunión de revisión de la *Convención*

sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre los residuos radiactivos, en la que se examinó el segundo Informe Nacional a la Convención. Por otra parte, debe reseñarse el intenso intercambio mantenido con el OIEA para la preparación de la prevista misión IRRS a España.

El CSN participó activamente en la promoción e impulso de varios proyectos normativos de diverso rango legal, algunos de ellos de gran alcance como la propuesta de enmienda de la *Ley de Energía Nuclear* en relación con el régimen sancionador, la revisión del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*, la revisión del *Real Decreto sobre Instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico* y el *proyecto de Real Decreto sobre Protección física de los materiales nucleares*, y trabajó en el seguimiento y análisis desde el punto de vista jurídico, de los textos aportados por los diferentes grupos parlamentarios a lo largo de la tramitación de la proposición de *Ley de Reforma de la Ley de Creación del CSN* en el Congreso de los Diputados.

Se ha mantenido, también, el esfuerzo destinado a la publicación de normas técnicas que se concreta en 2006 en la publicación de dos instrucciones del Consejo, relativas a la protección física de instalaciones y material nuclear, y a los criterios de notificación de sucesos en las centrales nucleares.

La dotación de personal del organismo, a 31 de diciembre de 2006, ascendía a 442 personas, siendo de destacar el hecho de que el número de mujeres en el CSN representa el 47,74 del total de la plantilla.

Por último, se indica que el presupuesto definitivo del CSN, para el ejercicio de 2006, fue de 41.885 miles de euros, registrando una variación a la baja respecto al año anterior.

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 (CSN) 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 Industria, Turismo y Comercio sobre las solicitudes de autorización presentadas por los titulares (artículo 2, apartado b).

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

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

- Inspecciones periódicas para comprobar el cumplimiento de las condiciones y requisitos establecidos en las autorizaciones.

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

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

- Evaluación y seguimiento del funcionamiento de la instalación, comprobando los datos, informes y documentos enviados por el titular, o recabando nuevos datos cuando se estima necesario.
- Apercebimientos a los titulares, si se detecta una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, informándoles de los mecanismos correctores.
- Posibilidad de suspender el funcionamiento de una instalación o acordar la paralización de una actividad, por razones de seguridad, si se han desatendido los requerimientos anteriores o no se han constatado las correcciones necesarias para rectificar fallos de seguridad.
- Proponer al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la apertura de un procedimiento sancionador en caso de detectar alguna ano-

malía 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 aplicación de lo establecido en las especificaciones técnicas de funcionamiento de cada central, los titulares notificaron 66 sucesos, de los cuales todos se clasificaron como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), es decir *por debajo de la escala y sin significación para la seguridad*.

Los sucesos clasificados en el nivel 1 son el resultado de anomalías en el régimen de funcionamiento

Tabla 1.2. Resumen de los datos de las centrales nucleares correspondientes a 2006

	José Cabrera	Almaraz I/II	Ascó I/II	Vandellós II	Trillo	Garoña	Cofrentes
Autorización vigente	14-10-02	08-06-00 08-06-00	02-10-01 02-10-01	26-07-00	16-11-04	05-07-99	19-03-01
Plazo de validez (años) explotación	Cese	10/10	10/10	10	10	10	10
Número de inspecciones	11	38	30	26	27	21	24
Producción (GWh) I/II	416,8	7.438,907 7.501,076	7.769,83 8.335,92	7.317,7	7.687,8	3.842,327	9.218,719
Paradas de recarga I/II	No recarga 30-04-2006	01-10-06 05-11-06 (U-I) 18-03-06 11-04-06 (U-II)	08-04-06 10-05-06 (U-I) No recarga en 2006 (U-II)	No recarga en 2006	05-05-06 10-06-06	No recarga en 2006	No recarga en 2006
Simulacro emergencia	19-10-06	23-11-06	29-06-06	26-10-06	30-03-06	27-04-06	18-05-06
Supervisores	8	20	28	15	15	16	14
Operadores	7	36	36	19	21	24	17
Jefes de servicio de protección radiológica	3	2	4	3	3	1	4

autorizado que, aún cuando no tienen un impacto significativo, revelan la existencia de deficiencias en aspectos de seguridad que rebasan el régimen de explotación autorizado y que por tanto es preciso corregir; no teniendo impacto radiológico significativo en el interior, ni en el exterior de la central. Los sucesos clasificados como nivel 2 son incidentes con fallo significativo de las disposiciones de seguridad, pero en los que subsiste una defensa en profundidad suficiente para hacer frente a fallos adicionales.

De los 66 sucesos notificados, 10 fueron considerados como *significativos* y cinco como *genéricos* por el Panel de Revisión de Incidentes (PRI) del CSN, siendo éstos últimos significativos a la vez. Un suceso se clasifica como *significativo* si se considera necesario un seguimiento posterior de las medidas correctoras implantadas, o bien si puede conllevar la solicitud de adopción de alguna medida adicional a las propuestas por el titular. Un suceso se considera genérico cuando se identifica que puede

tener causas de tipo *genérico*, extrapolables a otras instalaciones nucleares.

1.1.1.4. Temas genéricos

Se denomina tema genérico a todo problema identificado de seguridad que puede afectar a varias centrales y que conlleva un seguimiento especial por parte del CSN. El seguimiento puede incluir el envío de cartas genéricas a las centrales nucleares solicitando el análisis de aplicabilidad de nuevos requisitos, la remisión de documentación a las áreas especialistas del CSN para la evaluación de las respuestas enviadas por los titulares, la realización de inspecciones por parte de las áreas especialistas del CSN, y otras acciones de menor frecuencia e importancia.

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

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

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

El CSN puede requerir a los titulares de las centrales nucleares un análisis de aplicabilidad inmediato de los temas genéricos más relevantes para la seguridad, que por su importancia o premura no permiten demorar el conocimiento de su evaluación hasta la recepción del informe anual de nuevos requisitos; pudiendo llevar a cabo inspecciones para comprobar la idoneidad del análisis realizado, así como de las acciones correctoras implantadas y sus plazos de ejecución.

A lo largo del año 2006 el tema genérico más relevante ha sido el asociado a la:

- Rotura por corrosión generalizada de la boca de hombre del sistema de agua de servicios esenciales.

El CSN ha continuado evaluando las respuestas de las centrales nucleares a las Instrucciones técnicas emitidas por este organismo como consecuencia de este suceso que tuvo lugar el 25 de agosto de 2004, en la central nuclear Vandellós II.

La respuesta a la primera *Instrucción complementaria* (ITC-1), relativa al análisis de aplicabilidad del suceso de Vandellós II, emitida a las centrales nucleares en septiembre de 2005, fue evaluada por el CSN a finales del 2005. De dicha evaluación se concluyó, que aún cuando las centrales habían realizado un ejercicio razonable de aplicabilidad, dada la información y el tiempo disponibles, los informes deberían completarse con información adicional y que además el CSN verificaría, en el primer semestre de 2006, determinados aspectos relevantes de dichos análisis.

La revisión 1 de los análisis de aplicabilidad remitidos por los titulares amplió el contenido de la revisión anterior, teniendo en cuenta:

- La situación actual de cada central.
- El *Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad* de ANAV en su revisión 3, y la información disponible sobre su implantación.
- La parte aplicable al resto de las centrales nucleares del *Informe de lecciones aprendidas del CSN*, de 18 de noviembre de 2005.
- Las lecciones aprendidas de la Evaluación de la Junta de Administradores (JJAA) de la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV), llevada a cabo por WANO en octubre de 2005.

- La valoración, presentada por el CSN a los directores generales en la reunión del 24 de febrero, sobre la revisión 0 de los informes de aplicabilidad.

Adicionalmente, y para completar la información y acciones requeridas por la ITC-1, el CSN realizó, a lo largo del primer semestre del 2006, una serie de inspecciones específicas a las centrales nucleares (con excepción de la central nuclear José Cabrera, por encontrarse próxima a su parada definitiva).

Como resultado de las evaluaciones e inspecciones efectuadas, se considera que los análisis de aplicabilidad del suceso de Vandellós II realizados por los titulares son adecuados y han incorporado acciones de mejora cuya implantación será seguida por el CSN a través de sus mecanismos habituales de supervisión. Otras conclusiones adicionales son las siguientes:

- Los titulares de las centrales nucleares españolas han realizado un ejercicio razonable de aplicabilidad de lo ocurrido en la central nuclear Vandellós II, utilizando toda la información relevante sobre el mismo, que deberá completarse con los análisis requeridos en las otras instrucciones técnicas complementarias, emitidas por el CSN en cumplimiento de las resoluciones de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio, y otros adicionales identificados en la evaluación del CSN.
- No se han identificado deficiencias que requieran actuaciones inmediatas. Las acciones de mejora identificadas se consideran positivas y en muchos casos constituyen pasos hacia la mejora y la modernización de las prácticas de gestión, las cuales tienen que finalizar en una mejora de la seguridad nuclear.
- En las inspecciones realizadas no se han detectado problemas significativos de corrosión en tuberías aéreas o enterradas de los sistemas de fluidos relacionados con la seguridad o significativos para el riesgo.
- El CSN realizará, dentro de las inspecciones a los *Programas de organización y factores humanos* de las centrales nucleares incluidas en el *Plan básico de inspección* del CSN y otras inspecciones, un seguimiento, tanto de las principales líneas argumentales, proyectos y programas en marcha descritos por cada titular, como de la implantación de las acciones de mejora concretas propuestas y de su eficacia.

Otros temas genéricos relevantes, cuyo comienzo tuvo lugar a lo largo de 2006, han sido:

- GL 2007-01: *Inaccessible or underground power cable failures that disable accident mitigation systems or cause plant transients* (Fallo de cables inaccesibles o subterráneos que inutiliza sistemas de mitigación o provoca transitorios de planta). La USNRC ha emitido esta Generic Letter (GL) referente a cables eléctricos que están enterrados o en lugares inaccesibles para que las centrales nucleares analicen la situación de aquellos cables relacionados con sistemas de mitigación o que puedan causar transitorios en la planta para comprobar que no sufren deterioro. Previo a la emisión de esta GL, se había emitido una Instrucción técnica complementaria, como consecuencia de las acciones englobadas dentro del tema genérico asociado al incidente de Vandellós II X-VAII-28 de abril de 2005, que corresponde al suceso de degradación del sistema de agua de servicios esenciales de 2004, con la finalidad de solicitar un análisis semejante al recogido por esta GL a las centrales nucleares españolas.
- RIS 00-003: *Periodic verification of design-basis capability of safety related air-operated valves* (Verificación periódica de la capacidad según bases de diseño de las válvulas neumáticas relacionadas con la seguridad). Tras la emisión de dos

Generic Letter por parte de la US NRC, GL 89-10 y GL 96-05, se inició el estudio de las válvulas motorizadas relacionadas con los sistemas de seguridad y sus posibles mecanismos de fallo. Una vez finalizada esta etapa, se ha formado un nuevo grupo de trabajo para el estudio de las válvulas neumáticas relacionadas con los sistemas de seguridad, aunque en esta ocasión la propuesta parte de la industria, que toma como referencia el documento de INPO NX-1018 rev.1 y el RIS 00-003, y que tiene como objetivo identificar y evaluar los posibles mecanismos de fallo estas válvulas. Actualmente, se está llevando a cabo el proceso de identificación de las válvulas que van a ser estudiadas en el marco de este proceso.

- Incidente de la central nuclear Forsmark I (Suecia): *Pérdida de 400 kV y fallo de generador diesel de emergencia*. En la central sueca de Forsmark I se produjo un suceso de pérdida de la red eléctrica exterior de 400 kV y posteriormente el fallo de los dos generadores diesel de emergencia de la división I, lo que llevó la planta a una situación comprometida desde el punto de vista de la alimentación eléctrica de emergencia. Por parte del CSN, se determinó su carácter genérico y se ha enviado una Instrucción técnica complementaria a las centrales españolas para que analicen este suceso y determinen si pueden sufrir un transitorio similar. Se está a la espera de la respuesta de las centrales para su evaluación.
- Adicionalmente, el CSN impuso en su reunión del 10 de mayo de 2006, una ITC sobre aplicabilidad cuyo objeto es el de solicitar a las centrales nucleares una revisión retrospectiva de la normativa del país de origen del proyecto y de la USNRC y de documentos recomendatorios con el fin de homogeneizar la normativa aplicada por las centrales y mejorar la eficiencia del proceso regulador.

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*, ha especificado hasta la emisión de la Instrucción del CSN *Criterios de notificación de sucesos de las centrales nucleares españolas*, el 4 de noviembre de 2006, qué sucesos debían notificarse al CSN. A partir de la publicación de la IS-10, ha sido esta norma la que ha regido y la que regirá en el futuro, los sucesos de los que debe estar informado el Consejo, la información a proveer, en qué plazo debe hacerse dicha notificación desde el momento en que ocurrieron, qué información debe contener el informe sobre el incidente, y los criterios para la revisión de dicha información. Para ello se establece un plazo de una hora o bien de 24 horas en función de su importancia.

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

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

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

Cada central remite un informe anual de experiencia operativa en el que se reflejan los resultados de esos análisis.

El 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.

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

Los indicadores que tiene en cuenta el programa son:

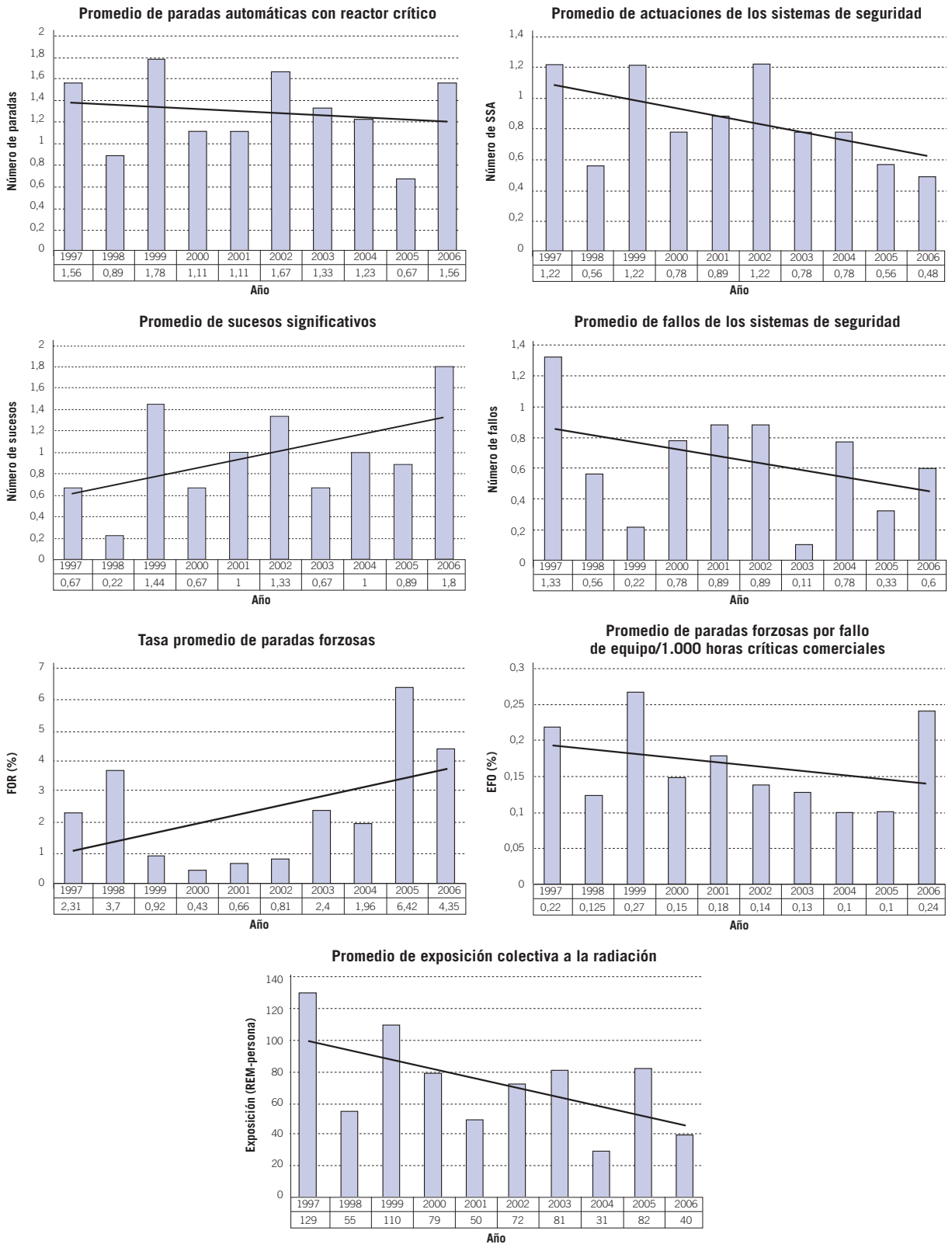
- Promedio de paradas automáticas con reactor crítico.
- Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad.
- Promedio de sucesos significativos.
- Promedio de fallos de sistemas de seguridad.
- Tasa promedio de paradas forzosas.
- Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo por cada 1.000 horas críticas comerciales.
- 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, en el año 2006 a nivel global, cabría destacar lo siguiente:

- A largo plazo, todos los indicadores, a excepción del *Promedio de sucesos significativos*, y la *Tasa promedio de paradas forzosas*, manifiestan una tendencia decreciente a lo largo de los 10 años analizados. Ya hace dos años se informó de la tendencia creciente a corto plazo (en los tres últimos años) de este indicador, que desde el año pasado ha repercutido en un cambio de tendencia a largo plazo, dominado fundamentalmente por las paradas de Vandellós II:
 - *Promedio de paradas automáticas con reactor crítico*: se mantiene la tendencia decreciente de este indicador a largo plazo. Los resultados a corto plazo son ligeramente crecientes debido al repunte de 2006, superior al valor de 2005, lo cual induce a pensar en una estabilización para el año que viene, dependiendo de los resultados de 2007.

Figura 1.1. Indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares



- *Promedio de actuaciones de sistemas de seguridad:* este indicador mantiene su tendencia favorable decreciente a largo plazo, respuesta que también se manifiesta a medio plazo; lo cual es un hecho favorable y nos permite considerar satisfactoria la evolución a largo y corto plazo de este indicador.
- *Promedio de sucesos significativos:* se observa una subida sustancial de este indicador en 2006, que se desvía notablemente de la media (0,97 sucesos significativos por reactor y año), debido a la notificación por parte de las centrales nucleares en dicho año de algunos sucesos latentes debidos a deficiencias que podrían haber afectado potencialmente a varias redundancias/sistemas de seguridad, y que como consecuencia de ello han cumplido los criterios para que sean clasificadas como significativas, pero cuyo impacto real en la operación ha sido muy bajo. Ello se debe a que los criterios para declarar sucesos significativos son muy estrictos y a menudo, incidencias que no tienen impacto sensible en el riesgo de la central, sin embargo aparecen como significativos. Esta afirmación queda corroborada por el hecho de que en 2006 ningún suceso notificado ha sido clasificado como nivel superior a 0 en la escala INES; no obstante, se hará un seguimiento especial de este indicador y de sus contribuyentes. Se mantiene la tendencia creciente de este indicador a largo y corto plazo.
- *Promedio de fallos de sistemas de seguridad:* el indicador manifiesta a largo plazo una clara tendencia decreciente, cosa que también se observa a corto plazo. Por lo tanto, se concluye que su evolución es favorable.
- *Tasa promedio de paradas forzosas:* la tendencia de este indicador se mantiene creciente. Su evolución a corto plazo es también creciente. Mientras que el valor correspondiente a 2005,

según ya se comentó, subió significativamente debido a la larga parada forzosa de Vandellós II como consecuencia de las acciones correctoras tras la rotura de la boca de hombre del sistema de agua de servicios esenciales (EF); en el año 2006, las paradas de esta misma central en abril (699 horas con motivo de la localización de partes sueltas dentro de la barrera de presión) y en septiembre (647 horas para la sustitución de los bulones de sujeción de las barras de control del núcleo del reactor), han representado la mayor contribución. Debido a que la desviación del indicador es puntual y justificada, no se considera necesario un seguimiento específico de su evolución.

- *Promedio de paradas forzosas por fallo de equipo por cada 1.000 horas críticas comerciales:* este indicador mantiene su tendencia decreciente a largo plazo, mientras que a corto plazo se observa su subida por las mismas razones aludidas para el indicador anterior. Se considera su tendencia favorable.
- *Promedio de exposición colectiva a la radiación:* este indicador mantiene su tendencia decreciente a largo plazo, y tendente a la estabilización a corto plazo.

1.1.1.6. Programas de mejora de la seguridad

1.1.1.6.1. Programas de revisiones periódicas de la seguridad

La Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de la Fábrica de Elementos Combustibles de Enusa Industrias Avanzadas SA en Juzbado (Salamanca), se presentó dentro de la solicitud de renovación de la autorización de explotación y de la autorización de fabricación de la instalación nuclear.

La RPS abarcó los siguientes aspectos: experiencia operativa propia y ajena, registro de datos operacionales de la instalación, indicadores de funcionamiento, no conformidades y acciones correctoras,

experiencia relativa al impacto radiológico, cambios en la reglamentación y normativa, comportamiento de equipos, modificaciones de la instalación y actualización del estado de los programas de evaluación y mejora de la seguridad, que incluye formación, gestión de accidentes, garantía de calidad, organización y factores humanos, programa Alara, gestión de residuos radiactivos, programas de vigilancia del emplazamiento y el Análisis Integrado de Seguridad (AIS).

Tras la evaluación de la RPS presentada se pudo concluir de forma general que los resultados presentados se consideraban aceptables, si bien se estimó necesario requerir una actualización formal de la RPS. Esta solicitud se realizó a través de una de las instrucciones técnicas complementaria a la autorización de explotación y de fabricación de la instalación.

Entre los aspectos destacables que deben incluirse en la revisión de la RPS están los relacionados con la modificación de procedimientos relacionados con el análisis de la experiencia operativa, la ampliación o clarificación de la información relacionada con la experiencia relativa al impacto radiológico, en cuanto a la dosis ocupacional y al público y a la gestión de los residuos radiactivos sólidos, la modificación en procedimientos relacionados con el seguimiento de los cambios en la reglamentación y normativa aplicable y la actualización de procedimientos relacionados con la organización y factores humanos.

1.1.1.6.2. Programas de identificación y resolución de problemas. Programa de acciones correctoras

Como ya se describió en informes anteriores, los programas de acciones correctoras (PAC) de las centrales deben ser una herramienta eficaz y transparente para identificar y resolver problemas reales o potenciales, que puedan afectar a la seguridad de la central, incluidos los de menor importancia que, si no se corrigen, pudieran dar lugar a otros significativos. Asimismo, deben proporcionar

confianza en que los titulares están identificando, evaluando y corrigiendo las deficiencias en los plazos adecuados a la importancia de los mismos.

Al final del año 2005 las centrales nucleares tenían implantados, en mayor o menor medida según se reflejaba en dicho informe, programas de acciones correctoras en línea con las directrices y criterios recogidos en las guías acordadas entre el CSN y el sector, si bien, dada la envergadura de estos programas, aún estaban en fase de maduración y mejora hasta alcanzar el nivel esperado para una aplicación más eficaz del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC).

Durante el año 2006 se han realizado inspecciones específicas sobre los PAC de las centrales de Ascó, Vandellós II y Cofrentes. Adicionalmente, la inspección residente, dentro de sus comprobaciones sistemáticas, ha realizado verificaciones sobre la aplicación de dichos programas en todas las centrales. Como resultado de este seguimiento se ha comprobado que los titulares han hecho un esfuerzo importante en su implantación y el nivel de asimilación y aplicación de los PAC ha mejorado de forma significativa, aunque aún no se ha alcanzado el mismo nivel de aplicación en todas las centrales, como ya se identificaba en el informe anterior. Existen, no obstante, aspectos que aún deben mejorar para alcanzar la eficacia esperada en los PAC. Algunos de los aspectos sobre los que se debe seguir trabajando para alcanzar dicha eficacia, son los siguientes:

- Implicación de todo el personal de la planta en la aplicación del PAC.
- Mejorar la calidad de la información introducida en el PAC, para facilitar su evaluación, seguimiento y análisis.
- Mejorar la categorización de las no conformidades, realización de análisis de causa raíz y de la priorización de las acciones.

- Reportar los temas al PAC con prontitud.
- Verificación de la eficacia de las acciones.
- Análisis de tendencias de las no conformidades.

Para el año 2007 se han previsto inspecciones específicas sobre la aplicación de los PAC de todas las centrales. Adicionalmente se ha puesto en marcha un grupo mixto CSN-sector para el seguimiento de la aplicación de los PAC y para la elaboración de propuestas de mejora de los mismos.

1.1.1.6.3. Factores humanos y organizativos en las instalaciones nucleares

El CSN viene realizando actuaciones para verificar que los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares.

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

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

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

La industria nuclear, los organismos reguladores y los organismos internacionales son conscientes, a la hora de velar por la seguridad de una instalación, de la necesidad de tener en cuenta los factores humanos y organizativos que tienen capacidad para influir en la seguridad y eficiencia de las interacciones de las personas con las máquinas o con otras personas.

A partir de finales de 1999 todas las centrales nucleares españolas empezaron a desarrollar programas de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos. En la actualidad estos programas están empezando a alcanzar una madurez suficiente, si bien continúa quedando un potencial de mejora relevante.

Desde el CSN, a través de las inspecciones del estado de implantación de estos programas, se está tratando de potenciar la mejora de estos aspectos. El procedimiento de inspección que regula estas inspecciones del CSN se aprobó en el año 2006. En este año se inspeccionó el estado de implantación de dichos programas en las centrales nucleares de Almaraz, Trillo, Ascó y Vandellós II.

En el caso de las centrales de Almaraz y Trillo se puso énfasis en el grado de desarrollo del programa propiamente dicho y en los proyectos en marcha, dedicando una atención especial a los proyectos y actividades de supervisión en campo, factores humanos en modificaciones de diseño y desarrollo de recursos humanos.

En el caso de las centrales de Ascó y Vandellós también se supervisó el estado de desarrollo del programa, así como los proyectos en marcha. Es reseñable que el titular estaba en proceso de

análisis de la estructura organizativa de su grupo de organización y factores humanos (principal coordinador del programa), tanto por motivaciones propias como para dar respuesta a la condición establecida por el CSN para la aprobación, en julio de 2006, del *Reglamento de funcionamiento* que actualmente está en vigor. Adicionalmente a los proyectos del programa y dado que la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós II (ANAV) viene implantando desde agosto de 2005 su *Plan de mejora de la gestión de la seguridad* (desarrollado tras el suceso del sistema EF en la central nuclear de Vandellós), es destacable que existen en ANAV un buen número de acciones de mejora en aspectos de organización y factores humanos que están en marcha bajo dicho Plan.

Estas inspecciones de los programas de organización y factores humanos, que forman parte del plan básico de inspecciones del CSN, se encuadran dentro del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) del CSN, aportando una novedad en el seguimiento de temas transversales al Reactor Oversight Program (ROP) de la NRC.

Por otra parte, todas las centrales nucleares españolas cuentan actualmente con procedimientos de gestión de cambios organizativos, que establecen el proceso para proponer, diseñar, planificar, implantar y revisar los cambios organizativos en la instalación, de manera que no tengan un impacto negativo en las funciones relacionadas con la seguridad y la protección radiológica de la instalación. Estos procedimientos han sido aplicados en las propuestas de cambio de los reglamentos de funcionamiento que se han producido en el año 2006 en las centrales nucleares de Cofrentes, Ascó y Vandellós II. Éste es un avance cualitativo notable en los análisis de seguridad de los titulares sobre los cambios organizativos, si bien la aplicación práctica de los procedimientos tiene aún aspectos mejorables caso a caso, según se ha constatado en las evaluaciones realizadas por el CSN.

Durante todo el año 2006, una de las actuaciones que ha consumido más esfuerzos desde el CSN en el ámbito de los factores humanos y organizativos, ha estado relacionada con la evaluación, inspección y seguimiento del *Plan de mejora de gestión de la seguridad* de ANAV. Este Plan está siendo implantando por el titular para resolver las deficiencias organizativas y de gestión identificadas a partir del suceso de agosto de 2004. Estos aspectos se integran en la descripción del apartado 1.1.1.6.4 del presente informe. Está previsto que durante el año 2007 se continúe realizando desde el CSN una supervisión detallada de la implantación del plan del titular en las acciones de mejora en la organización y gestión.

Otra actuación del año 2006 que ha consumido notables recursos en los temas de organización y factores humanos ha sido la valoración de los análisis de aplicabilidad, realizados por los titulares de las centrales nucleares españolas del suceso de central nuclear Vandellós II de agosto de 2004, a sus respectivas centrales. Estos aspectos se integran en el primer punto del apartado 1.1.1.6.5 del presente informe.

La revisión desde el CSN de los análisis de cultura de seguridad planteados por las centrales nucleares españolas, también como consecuencia de una instrucción técnica del CSN derivada del mencionado suceso de la central nuclear Vandellós II, se describe en el segundo punto del apartado 1.1.1.6.5.

1.1.1.6.4. Plan de mejora de la gestión de la seguridad de la central nuclear Vandellós II

Este Plan tuvo como fin resolver, en un horizonte temporal de tres años desde su apreciación favorable por el CSN, las causas que han originado todos los problemas organizativos así como los de carácter técnico, identificados tras las actuaciones del titular de la instalación en el incidente del sistema de agua de servicios esenciales del 25 de agosto de 2004, mediante el desarrollo de 36 acciones de diferente naturaleza distribuidas en cinco programas:

gestión y liderazgo, organización, sistemas de gestión, comunicación y mejoras de diseño, inspecciones y vigilancia.

La Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV), a través de su Dirección General y órganos de gobierno, ha asumido la función de impulsar, coordinar y supervisar las acciones relacionadas con la gestión de la seguridad, que durante el período de tres años que va desde la fecha de aceptación del Plan por el CSN hasta mediado el año 2008, se centrarán, fundamentalmente, en las actividades del *Plan de acción*. Por tanto, el titular, ha marcado como objetivo para este período el de implantar todas las acciones que integran el citado Plan y el de verificar su efectividad mediante el establecimiento de los mecanismos de supervisión necesarios, para asegurar un nivel adecuado de la gestión de la seguridad de la central.

El titular, a instancias del CSN, introdujo en su *Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad*, los procesos de supervisión y auto-evaluación, como mecanismos para medir la efectividad de dicho Plan en relación al avance de la organización en la mejora de la gestión de la seguridad de la central.

Un elemento de supervisión lo constituyeron las evaluaciones externas de grupos u organismos internacionales, el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y un Grupo de Asesoramiento Externo (GAE), que elaboró las recomendaciones en las que se apoyó la confección básica del *Plan de acción*. Los elementos de supervisión del Plan se han completado con un sistema de indicadores de funcionamiento, que le permite al titular realizar un adecuado seguimiento del desarrollo de las acciones que lo integran.

El programa de *Gestión y liderazgo* tiene como fin establecer una dirección en la organización, que sea capaz de motivar al resto del personal de la organización en la gestión de la seguridad. Para

ello, el titular, a través de la Dirección General está incidiendo en el establecimiento de nuevos comportamientos del personal y en la adopción de nuevos modelos de la evaluación del desempeño del personal en la ejecución de las actividades, como dos puntos de partida básicos para llevar a cabo la mejora de la gestión de la seguridad.

El programa de *Organización* ha conducido al titular a llevar a cabo una reestructuración organizativa con el fin de consolidar la corrección de las debilidades organizativas identificadas con motivo del incidente del sistema de esenciales y de otras situaciones relevantes, mediante la modificación de la estructura y la reasignación de funciones y responsabilidades de importantes unidades organizativas, tales como: Los órganos de gobierno de ANAV, la Dirección General, los órganos de asesoramiento como son los comités de seguridad de la organización, y departamentos de gran peso como son los de ingeniería, mantenimiento y grupo de calidad.

El programa de *Sistemas de gestión* le proporciona al titular herramientas y medios para reforzar los sistemas de gestión establecidos en la organización y a la vez crear otros nuevos, que aseguren un tratamiento adecuado de la seguridad en las actividades de explotación. Algunos medios o herramientas son de gran alcance, como por ejemplo el programa para conseguir una asunción adecuada de la cultura de seguridad en ANAV o la priorización de modificaciones de diseño en base a criterios de seguridad, en sustitución de los criterios anteriormente establecidos, o el Programa de Acciones Correctoras (PAC).

En el ámbito del programa de *Comunicación*, el titular ha establecido un programa de comunicación interna, basado en las líneas estratégicas de la nueva dirección de ANAV, con el fin de restablecer al nivel adecuado la comunicación interna en ANAV y la interrelación entre departamentos como medio para asegurar una ejecución

adecuada del desempeño de las funciones de todo el personal de la organización. Un hito importante del programa de comunicación es la mejora del proceso de notificación y comunicación de incidentes y anomalías.

Finalmente, dentro del programa de *Mejoras en diseño*, inspección y vigilancia de sistemas, las acciones dedicadas a la resolución de la problemática del sistema de agua de servicios esenciales (sistema EF) y de los sistemas por él refrigerados, sistemas de agua de refrigeración de componentes (sistema EG); de agua enfriada esencial (sistema GJ); y de agua de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia (sistema KJ), son las actividades más importantes del programa.

La solución final del titular contempla la implantación de un nuevo sistema de agua de servicios esenciales (EJ), en sustitución del actual, de clase de seguridad, de doble tren (doble línea de tuberías y de equipos), y cada tren con su correspondiente torre de refrigeración de tiro forzado que incluye en el circuito una balsa de agua dulce, con una capacidad tal que posibilite el funcionamiento del sistema el tiempo suficiente para hacer frente a las condiciones operativas más desfavorables de la central consideradas en la base de licencia. Este sistema disipará el calor que extraiga a la atmósfera en vez de al mar como lo hace el actual sistema de servicios esenciales. El diseño del nuevo sistema, concebido en base a la solución expuesta, permitirá desclasificar el actual sistema de esenciales como sistema de clase de seguridad.

1.1.1.6.5. Lecciones aprendidas por el resto de centrales nucleares como consecuencia del suceso de la central nuclear Vandellós II

Como consecuencia del análisis de dicho suceso y de las resoluciones de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados en relación con el mismo, el CSN emitió en el mes de septiembre de 2005 las siguientes instruc-

ciones técnicas complementarias a todas las demás centrales:

1. Antes del 15 de noviembre de 2005, deberán realizar un análisis de la aplicabilidad del suceso de la central nuclear Vandellós II a su central, tanto desde el punto de vista técnico como organizativo y remitir al CSN un informe con las conclusiones de su análisis y las lecciones aprendidas del mismo. Para la realización de este análisis se tendrá en cuenta el informe del suceso que les ha remitido recientemente el titular de la central Vandellós II, así como los informes emitidos por el CSN sobre el mismo.
2. Dado que las deficiencias en la cultura de seguridad han sido una de las causas significativas del suceso, se requiere que realicen una evaluación de la misma en su central. Como base de partida para este análisis se deben utilizar los documentos sobre cultura de seguridad emitidos por el OIEA. Esta evaluación deberá realizarse por una organización externa independiente. El alcance y plan de trabajo deberá ser presentado al CSN en el plazo de tres meses.
3. Se deberá realizar una revisión detallada de los mecanismos de degradación a que pueden estar sometidos las estructuras, sistemas y componentes de la central, que puedan afectar a la seguridad. Las conclusiones de esta revisión se incorporarán al *Plan de gestión de vida*, debiendo remitirse al CSN la revisión del mismo en el plazo máximo de dieciocho meses.
4. En el plazo de seis meses deberán remitir al CSN una revisión de todos los temas identificados que impliquen modificaciones de diseño importantes para la seguridad. Las modificaciones estarán categorizadas según su importancia para la seguridad y se acompañarán de un

programa de implantación acorde con dicha importancia.

5. En el plazo de un año deberán revisar, a la luz de las lecciones aprendidas de la degradación del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II, la normativa aplicable al diseño, inspección en servicio, pruebas y operación de todos los sistemas importantes para la seguridad para verificar que se corresponde con la normativa estándar aplicable a ese tipo de sistemas. En los casos que se identifiquen desviaciones respecto a la normativa estándar, deberá comprobarse que no hay aspectos que no estén adecuadamente cubiertos y justificarse la normativa utilizada.

Los titulares remitieron los informes de cumplimiento en los plazos requeridos. En el año 2006 el CSN formalizó la evaluación de las dos primeras instrucciones y posteriormente de la cuarta. A continuación se resumen las principales conclusiones obtenidas.

Análisis de aplicabilidad

Análisis posteriores al suceso del sistema de refrigeración de servicios esenciales, EF, de la central nuclear Vandellós II, revelaron la existencia de un proceso de degradación generalizado que afectaba a las restantes bocas de hombre y a otras partes del sistema. Con el fin de evitar la repetición de un suceso de características similares en las restantes centrales nucleares, el CSN remitió a éstas un conjunto de instrucciones técnicas complementarias (ITC), entre las que se encuentra la denominada como ITC nº 1 (en adelante ITC-1), que indica:

Antes del 15 de noviembre de 2005, deberán realizar un análisis de aplicabilidad del suceso de la central nuclear Vandellós II a su central, tanto desde el punto de vista técnico como organizativo, y remitir al CSN un informe con las conclusiones de su análisis y las lecciones aprendidas del mismo. Para la realización de este análisis se tendrá en cuenta el informe de suceso notificable

que les ha remitido recientemente el titular de la central nuclear Vandellós II, así como los informes emitidos por el CSN sobre el mismo.

En cumplimiento de esta ITC-1 las centrales nucleares españolas remitieron al CSN, en el plazo indicado, los informes solicitados que fueron objeto de evaluación por las diferentes áreas especialistas. Estas evaluaciones pusieron de manifiesto que los análisis presentados eran, en general aceptables y que el suceso ocurrido en Vandellós II no es directamente aplicable a las restantes centrales españolas, tanto por no tener tubería tipo *Bonna* en sus sistemas de agua de servicios esenciales como porque el diseño de ese sistema de agua de servicios esenciales de las restantes centrales se considera adecuado para prevenir la corrosión exterior generalizada. Por ello, no se identificó en ninguna central la necesidad de realizar acciones inmediatas. Ahora bien, debido a que la información remitida por las centrales no permitía una verificación completa, se inició una ronda de inspecciones a las restantes centrales (que se realizaron entre febrero y junio de 2006) para verificar las medidas adoptadas por estas centrales.

De esta campaña de inspecciones realizadas se han obtenido las siguientes conclusiones:

1. No se han detectado problemas significativos de corrosión en tuberías aéreas o enterradas de los sistemas de fluidos relacionados con la seguridad o significativos para el riesgo de las centrales inspeccionadas.
2. Las centrales han desarrollado, o tienen en desarrollo, programas de inspección adicionales a los existentes, para vigilar de forma periódica estos sistemas. Estos programas quedarán recogidos en manuales u otros documentos.
3. Se han establecido diferentes acciones correctoras para eliminar o reducir los problemas de

accesibilidad para inspección de algunos tramos de tuberías enterradas.

4. La mayor parte de las centrales no cuentan con sistemas de protección catódica en las tuberías enterradas, o han dejado de utilizarlo. Aquellas centrales que los mantienen en uso los consideran como una salvaguardia adicional a la protección pasiva proporcionada por otros recubrimientos. No obstante, se estima que en las centrales que mantienen en servicio estos sistemas, debe mejorarse el conocimiento de los mismos y la valoración de su eficacia.
5. Se debe mejorar la documentación relativa a los procesos de saneado y pintura de los elementos en que ésta constituye la protección contra la corrosión por el ambiente. En particular se deben actualizar las especificaciones y procedimientos y mejorar el proceso de control documental, de modo que permita verificar el seguimiento y la supervisión de los trabajos de pintura.

Análisis de cultura de seguridad

Como consecuencia del suceso del sistema EF en la central nuclear Vandellós II, el CSN solicitó en septiembre de 2005 al resto de centrales nucleares, mediante Instrucción Técnica Complementaria ITC-2: *Dado que las deficiencias en la Cultura de Seguridad han sido una de las causas significativas del suceso, se requiere que realicen una evaluación de la misma en su central. Como base de partida para este análisis se deben utilizar los documentos sobre Cultura de Seguridad emitidos por el OIEA. Esta evaluación deberá realizarse por una organización externa independiente. El alcance y plan de trabajo deberán ser presentados al CSN en el plazo de tres meses.*

Para dar respuesta a esta ITC, cada titular remitió al CSN, en diciembre de 2005, una carta con información sobre el tema. Básicamente, cada titular aludía a:

- Los programas de evaluación y mejora de la cultura de seguridad que recientemente se habían puesto en marcha en cada central.
- Las evaluaciones externas independientes de la cultura de seguridad acometida en cada central entre los años 2000 la más pionera (Santa María de Garoña) y enero de 2006 la más reciente (Almaraz). Estas evaluaciones se acometieron utilizando una metodología desarrollada inicialmente para el organismo regulador nuclear de Estados Unidos y que posteriormente se mejoró y aplicó por el organismo regulador canadiense. Metodología que en su concepción actual utiliza el modelo del OIEA como referencia y que ha sido empleada para evaluar, por ejemplo, la cultura de seguridad en centrales nucleares que presentaban problemas, como la de Davis-Besse en Estados Unidos. Esta metodología ha sido también la empleada en central nuclear de Vandellós en el marco de su *Plan de mejora*.
- Las evaluaciones internas de cultura de seguridad previstas en cada central.
- Los planes de mejora derivados en cada central de las evaluaciones externas.
- Los calendarios de evaluaciones futuras de la cultura de seguridad (externas cada cinco años e internas cada dos años, aproximadamente) al que se comprometen a través de su programa. Calendario que, en el caso de las evaluaciones externas independientes, es el siguiente: Santa María de Garoña en el año 2007, Cofrentes y Ascó en el 2008, Trillo en el 2010 y Almaraz en el 2011.

Con el objetivo de revisar la documentación soporte referenciada por los titulares y, más concretamente, la documentación de las evaluaciones externas de la cultura de seguridad de las centrales y de los planes de acción asociados, por parte del CSN se planificaron y realizaron en el año 2006

inspecciones a las centrales de Garoña, Cofrentes, Trillo y Almaraz. La inspección a la central nuclear de Ascó está prevista para el primer trimestre de 2007, habiéndose programado en último lugar, ya que el *Plan de mejora de la gestión de la seguridad* de ANAV y las evaluaciones externas independientes acometidas en el marco del mismo involucran también a esta central por los nexos comunes que existen entre esta central y la de Vandellós II.

Modificaciones de diseño

El Congreso de los Diputados insta al CSN a que solicite a los titulares de las centrales una revisión de los temas identificados que impliquen modificaciones de diseño que se deban implantar y que establezcan planes de actuación con calendario, en base a la importancia para la seguridad de los temas identificados. El CSN solicitó en septiembre de 2005 al resto de centrales nucleares, mediante Instrucción Técnica Complementaria ITC-4:

En el plazo de seis meses deberán remitir al CSN una revisión de todos los temas identificados que impliquen modificaciones de diseño importantes para la seguridad. Las modificaciones estarán categorizadas según su importancia para la seguridad y se acompañarán de un programa de implantación acorde con dicha importancia.

A la propia central Vandellós II no se le emitió esta ITC porque el *Plan de acción de mejora de gestión de la seguridad*, apreciado favorablemente por el CSN en agosto de 2005, ya incluye la acción EFR-15, *Fortalecimiento del procedimiento de modificaciones de diseño*, que aborda este tema y el CSN está evaluando su aplicación en el marco de su plan especial de seguimiento de esta central. Tampoco se le envió la ITC a la central nuclear José Cabrera porque teniendo programado su cese de explotación el 30 de abril de 2006, no se consideró necesario.

En marzo de 2006 los titulares de las centrales enviaron sus respuestas en cumplimiento de la ITC-4, dentro del plazo establecido. Cada jefe de proyecto realizó una inspección monográfica y evaluó la respuesta de su central.

Las conclusiones obtenidas por el CSN en el curso de la evaluación de las respuestas de cada central nuclear a la Instrucción Técnica Complementaria sobre modificaciones de diseño, emitida por el CSN en septiembre de 2005, en respuesta a una Resolución del Congreso sobre el suceso de Vandellós II son las siguientes:

- Las centrales disponen de una sistemática adecuada para identificar, priorizar y ejecutar las modificaciones de diseño importantes para la seguridad y cuentan con comités multidisciplinares encargados de decidir si una propuesta se convierte en modificación de diseño, la prioridad de la misma y su planificación.
- Los titulares han revisado todas las modificaciones de diseño importantes para la seguridad y existen garantías razonables de que: a) todas se han priorizado adecuadamente, y b) el período entre la solicitud y la implantación está bien justificado. La excepción a esta afirmación la constituyen siete de las 10 modificaciones de prioridad 2 de Trillo, para las cuales el titular no compromete ningún plazo, por lo que se le pedirá al titular que revise su informe para incluirlo y se evaluará si la respuesta se considera adecuada.
- El CSN revisará su actual procedimiento PT.IV.215 *Modificaciones de diseño permanentes*, para incluir la comprobación de que se aplica correctamente la sistemática de asignación de prioridades de implantación de modificaciones de diseño.

1.1.1.6.6. Actividades de control de contratistas

Como ya se puso de manifiesto en informes anteriores, muchos de los trabajos, relacionados y no

relacionados con la seguridad, en las centrales nucleares son realizados por empresas externas (contratistas), siendo responsabilidad de los titulares de dichas instalaciones garantizar la calidad de estos trabajos. Durante las paradas de recarga se concentran, en un corto espacio de tiempo, un volumen muy importante de trabajos de mantenimiento correctivo y preventivo que son realizados, en su mayoría, por personal de empresas externas, por lo que la selección de las empresas, la planificación, el control y la supervisión de estos trabajos requieren la dedicación de un esfuerzo especial por parte de los titulares.

En el año 2006, según lo previsto, se han realizado dos inspecciones a las actividades de los titulares de control, supervisión y aceptación de los trabajos de recarga, realizados por empresas externas (contratistas). Los días 18, 19 y 20 de abril se realizó una inspección a la decimoctava recarga de la unidad I de la central nuclear de Ascó y los días 24, 25 y 26 de octubre a la decimoctava recarga de la unidad I de la central nuclear de Almaraz.

Los objetivos y alcance de estas inspecciones han sido similares a los de las inspecciones realizadas en el año 2005, siendo fundamentalmente los siguientes:

- Comprobación de las actividades de selección y control previo de los contratistas, realizados por el titular.
- Comprobación de las sistemáticas utilizadas para controlar, supervisar y aceptar los trabajos relacionados con la seguridad, por los responsables de los trabajos.
- Comprobaciones sobre una muestra de trabajos, presenciando los trabajos realizados por personal externo, así como las actividades de control, supervisión y aceptación de los trabajos por parte del personal de la instalación.

Como resultado de las comprobaciones realizadas no se han identificado deficiencias significativas, pero sí aspectos a mejorar, como son:

- Mejorar el control del cumplimiento de los requisitos contractuales por parte de los contratistas de recarga, previo al inicio de los trabajos de recarga, así como la documentación de registro de dichas actividades.
- Mejorar la planificación de la supervisión de los trabajos por el personal de la central, estableciendo por escrito criterios para la selección de trabajos, expectativas, requisitos de los supervisores e instrucciones para la realización de la supervisión y aceptación de los trabajos realizados por contratistas, así como para la realización de las reuniones previas y posteriores a los trabajos.
- Mejorar los registros sobre el alcance y resultados de las supervisiones realizadas por el personal de la central, responsable de los trabajos realizados por los contratistas de recarga.

Estos aspectos han sido considerados como hallazgos transversales en el área del comportamiento humano, por el atributo de no disponer de los procedimientos más adecuados para realizar y registrar, de la forma más eficaz, el control de los trabajos realizados por empresas externas, durante las paradas de recarga, y han sido transmitidos a los titulares para que adopten las acciones correctoras necesarias, las cuales serán objeto de seguimiento dentro de los respectivos *Programas de acciones correctoras*.

1.1.1.7. Evaluación sistemática del funcionamiento: Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC)

El Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC) se ha descrito con bastante grado de detalle en el informe del CSN correspondiente al año 2005.

En julio de 2005 se inició la fase piloto de aplicación del SISC, que se prolongó por un período de seis meses, a la vez que se terminaban de desarrollar las herramientas necesarias para su aplicación, fundamentalmente a través de procedimientos técnicos y administrativos. El SISC se ha iniciado de forma efectiva a partir del 1 de enero de 2006.

El desarrollo básico del SISC se realizó entre junio de 2004 y finales de 2005. Posteriormente, a lo largo del año 2006, se han ido definiendo algunos aspectos pendientes y otros que se están modificando en el ROP en USA, ya que el programa de supervisión está diseñado como un programa vivo sometido a un proceso de evaluación y revisión continua.

A 31 de diciembre de 2006 se puede decir que el único aspecto significativo que falta por determinar del SISC, además de la incorporación efectiva de la seguridad física de las instalaciones, es la comunicación al público de los resultados de los programas de supervisión en cada central.

En lo que se refiere a procedimientos administrativos, a principios del año 2006 se revisaron los tres procedimientos correspondientes al cribado de los hallazgos de las inspecciones, su documentación y el funcionamiento del comité que realiza la valoración y categorización de los hallazgos, a la vista de la experiencia obtenida en el período piloto.

Asimismo, se aprobaron los tres procedimientos que detallan las inspecciones suplementarias que el CSN debe realizar a las centrales cuando un hallazgo de una inspección se categoriza con los colores blanco, amarillo o rojo.

En estos momentos se han elaborado y aprobado todos los procedimientos técnicos previstos en el programa de supervisión (52), excepto el que corresponde al proceso para la determinación de la importancia para la seguridad del pilar de protección radiológica del público, que está pendiente de su aprobación final.

En lo que se refiere al desarrollo de los indicadores de funcionamiento, en enero de 2006 ya estaban operativos todos los indicadores excepto el correspondiente al índice del comportamiento de los sistemas de mitigación (IFSM). Este indicador, que afecta a cinco sistemas importantes para la seguridad de cada central, ha sufrido una profunda modificación en USA y en España se ha seguido esa evolución hasta su definición precisa e incorporación definitiva al SISC a partir de julio de 2006 (tercer trimestre de 2006).

Aunque el SISC se ha iniciado de forma efectiva a partir del 1 de enero de 2006, ha habido algún aspecto del mismo que se ha desarrollado durante este año de forma diferente a como será a partir de enero de 2007.

En particular, se pueden citar dos aspectos en los que se ha intentado disminuir al máximo la subjetividad de los inspectores a la hora de valorar la importancia para la seguridad de los hallazgos de las inspecciones y favorecer la formación y el entrenamiento de todos en los aspectos de categorización de la importancia de los hallazgos. Para ello, se ha modificado durante este primer año de implantación lo que se prevé hacer en el futuro, para favorecer la objetividad y el análisis en conjunto de la importancia para la seguridad de los hallazgos.

En primer lugar, todos los hallazgos calificados como *mayores* han sido analizados por el Comité de Categorización de Hallazgos (CCH) del CSN, cualquiera que fuera la importancia para la seguridad propuesta por el inspector, antes de remitirlos a los titulares para sus alegaciones.

En segundo lugar, los titulares han tenido la oportunidad de presentar alegaciones para todos los hallazgos *mayores*, incluidos los categorizados como de muy baja importancia para la seguridad (color verde).

A partir de enero de 2007, los hallazgos de muy baja importancia (verde) no serán revisados por el Comité del CSN y los titulares los incorporarán directamente a la base de datos del programa de acciones correctoras (PAC) sin realizar alegaciones a los mismos, salvo las establecidas en el proceso de tramitación de las actas de inspección.

El cierre de la evaluación de los resultados trimestrales del SISC se realiza al finalizar el siguiente trimestre.

Como resumen de los resultados obtenidos en la aplicación del SISC a las centrales españolas en operación durante estos tres trimestres del año 2006 se puede destacar lo siguiente:

a) Indicadores de funcionamiento

Desde que se inició la aplicación, todos los indicadores de funcionamiento han estado en verde excepto el de la central Ascó II relativo a *Cambios de potencia no programados por cada 7.000 horas con el reactor crítico*, que ha pasado a *blanco* en el tercer trimestre de 2006, al haber superado el número de seis cambios de potencia, de los siete que ha habido. A este número han contribuido las bajadas de potencia por avalanchas de algas en el Ebro y las debidas a fugas en la barrera de presión a través de la línea de venteo del rociado del presionador.

De acuerdo a lo establecido en los procedimientos del SISC, se ha realizado en noviembre de 2006 una inspección suplementaria para conocer las actuaciones del titular de cara a analizar las causas raíz de las diferentes bajadas de potencia durante el último año y tomar acciones tendentes a evitar que se repita esta situación.

b) Inspecciones

Con el objetivo de mejorar y reforzar la inspección y teniendo en cuenta la resolución vigésimo tercera de la propia Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha

9 de octubre de 2002, que insta a *reforzar la inspección de las centrales nucleares para alcanzar el 100% del cumplimiento del programa base de inspección e implantar técnicas de inspección que prioricen los esfuerzos del personal del CSN y de los titulares en los aspectos más importantes para la seguridad*. Durante el bienio 2005-2006 se ha cumplido totalmente el contenido del *Programa base de inspección* para cubrir diferentes áreas significativas del funcionamiento de las centrales con una frecuencia de al menos una vez cada dos años.

El número total de inspecciones realizadas en los tres primeros trimestres de 2006 a las seis centrales en operación ha sido de 85, aunque hay que tener en cuenta que los inspectores residentes recogen en una única acta de inspección trimestral todas las actividades de inspección que realizan en el trimestre y que incluyen varios procedimientos del SISC.

Todos los hallazgos de las inspecciones del SISC realizadas desde el inicio de la aplicación piloto hasta el 30 de septiembre de 2006 y que ya tienen una categorización definitiva, son *verdes*, excepto uno de Ascó II que ha sido categorizado como *blanco*.

El número total de hallazgos encontrados en esas inspecciones es de 52, de los que 41 han sido categorizados como *verdes*, el de Ascó II, mencionado anteriormente, ha sido categorizado como *blanco* y quedan 10 pendientes de categorizar (debido a la necesidad de información adicional o por estar a la espera de los comentarios del titular a la categorización preliminar realizada por el CSN).

Hay que hacer notar que un hallazgo de inspección, aunque sea verde, tiene una connotación negativa, ya que implica la existencia de algún tipo de incumplimiento de normas, procedimientos etc. que el titular tenía capacidad razonable de prevenir y corregir.

El hallazgo *blanco* de Ascó II fue debido a la superación de los niveles de dosis autorizada en el permiso de trabajo de un trabajador y de los niveles de dosis de investigación e intervención por un mismo trabajador en dos paradas de recarga consecutivas, durante las maniobras de extracción e inserción de los internos inferiores de la vasija del reactor. Las dosis recibidas fueron de 24,52 mSv, durante la intervención en la recarga de la unidad II, en octubre de 2005, y de 11,5 mSv durante una intervención similar en septiembre de 2004, en la recarga de la unidad I. Además, dada la forma en que se llevó a cabo la operación, la dosis podía haber sido mayor e incluso se podría haber producido una sobre-exposición del trabajador. De acuerdo a los procedimientos del SISC, se ha realizado una inspección suplementaria a Ascó para conocer el análisis realizado por el titular para averiguar la causa raíz de que las dosis recibidas hayan superado las previstas para esas maniobras (aunque estén por debajo de los niveles permitidos de dosis a los trabajadores) y las acciones correctoras emprendidas para garantizar que el suceso no vuelva a ocurrir.

El programa base de inspección relacionado con el SISC a las seis centrales en operación (ocho unidades) durante el año 2006 ha constado de 79 inspecciones realizadas por los especialistas del CSN en diferentes disciplinas, más 24 inspecciones trimestrales realizadas por los inspectores residentes. Esto ha supuesto la realización del 100% de las inspecciones programadas en el PBI para el año 2006.

Teniendo en cuenta que el número total de inspecciones realizadas a estas centrales ha sido de 166, significa que ha habido 63 inspecciones adicionales a las contempladas en el *Programa base de inspección* considerado estándar.

En este número se incluyen las inspecciones reactivas frente a incidentes operativos, inspecciones a temas genéricos como consecuencia de la nueva

normativa y la experiencia operativa propia y ajena, así como las inspecciones a temas de licenciamiento, como por ejemplo la autorización de la incorporación de un quinto generador diesel de emergencia en la central nuclear de Almaraz.

Entre los temas genéricos que se han inspeccionado en el año 2006 se pueden destacar los relativos a la habitabilidad de la sala de control, la operabilidad de los sumideros del edificio de contención, aspectos de cultura de seguridad y aplicabilidad a cada central de las lecciones aprendidas del incidente del sistema de agua de refrigeración de servicios esenciales en Vandellós II ocurrido en agosto de 2004.

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 n° 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 n° 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: *Las dosis individuales, el número de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones potenciales, deberán de mantenerse en el valor más bajo que sea razonablemente posible, teniendo en cuenta factores económicos y sociales.*

En el sector núcleo eléctrico la aplicación práctica del principio de optimización (o principio Alara) se realiza mediante el establecimiento de una sistemática, para la revisión 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 de 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 y revisión de los resultados obtenidos, así como de proponer acciones de mejora.

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 entorno al 85% de la dosis colectiva anual de las plantas. Fruto de este proceso de mejora emprendido desde 1991 es la reducción que las dosis colectivas de recarga han experimentado en

el conjunto de las centrales españolas. En la tabla 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 2006 con la dosis colectiva media de recarga en el período 1991-2000. Estos datos dosimétricos de recarga se han obtenidos a partir de la dosimetría de lectura directa (dosimetría operacional).

Tabla 1.3. Dosis colectivas por recarga

Centrales nucleares	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽¹⁾	Dosis colectiva (mSv.p) ⁽²⁾	% dosis colectiva ⁽³⁾
Ascó I	1.974	477	24
Trillo	460	404	88
Almaraz I	2.065	499	24
Almaraz II	1.119	389	35

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

(2) Recarga del año 2006.

(3) El valor representa el porcentaje de la dosis colectiva de la recarga de 2006 respecto a la dosis promedio del período 1991-2000.

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 expuestos del país.

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2006 para el conjunto de las centrales nucleares cabe destacar que fueron 6.449 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente¹. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3.457 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,26 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Esta dosis individual media supuso un 2,52% de la

dosis anual máxima permitida en la reglamentación de dosis (50 mSv/año).

La principal contribución a la dosis colectiva en este sector (2.934 mSv.persona) correspondió al personal de contrata, con un total de 4.547 trabajadores y una dosis individual media de 1,34 mSv/año. En el caso del personal de plantilla la dosis colectiva fue de 523 mSv.persona, con un total de 2.018 trabajadores y una dosis individual media de 0,91 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 radionucleidos y en ningún caso se detectaron valores superiores al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

En las tablas 1.4, 1.5, 1.6 y 1.7 se presenta información desglosada de la distribución de la dosis individual media y colectiva entre las distintas centrales nucleares del país, así como para el conjunto de los trabajadores de este sector.

¹ Los datos se obtienen del Banco Dosimétrico Nacional, que tiene en cuenta el hecho de que haya trabajadores que desarrollan su trabajo en más de una central nuclear, y que así mismo pueden cambiar, a lo largo del año de personal de contrata a plantilla y al contrario. Éste es el motivo por el que el número de trabajadores incluidos en las tablas 1.6 y 1.7 no coincide con los obtenidos como suma de las tablas 1.4 y 1.5.

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	119	67	1,02
Santa Mª de Garoña	323	52	0,53
Almaraz	414	35	0,59
Ascó	388	33	0,43
Cofrentes	363	275	1,86
Vandellós II	271	31	0,50
Trillo	238	30	0,44

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	223	291	2,17
Santa Mª de Garoña	504	121	0,69
Almaraz	1.633	954	1,04
Ascó	1.261	563	0,94
Cofrentes	484	371	1,80
Vandellós II	829	235	0,76
Trillo	939	399	0,81

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 ⁽¹⁾	342	358	1,79
Santa Mª de Garoña	776	173	0,68
Almaraz	2.021	989	1,01
Ascó	1.640	596	0,89
Cofrentes	836	646	1,83
Vandellós II	1.099	266	0,72
Trillo	1.165	429	0,76

⁽¹⁾ El 30 de abril de 2006 se produjo el "cese de explotación" de esta central nuclear

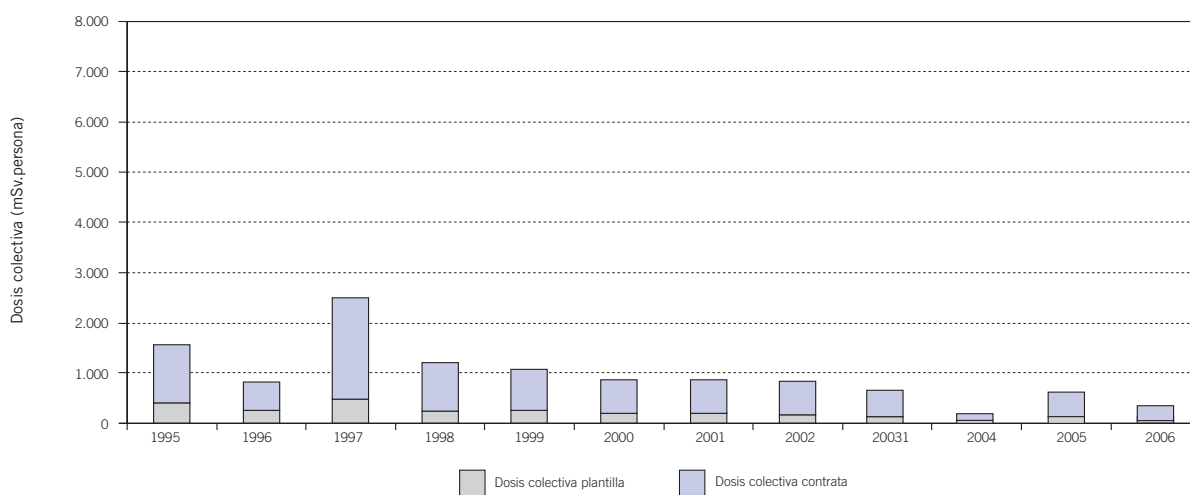
Tabla 1.7. Dosis recibidas por los trabajadores para el conjunto de centrales nucleares

	Nº de trabajadores	Dosis colectiva (mSv.persona)	Dosis individual media (mSv/año)
Personal de plantilla	2.018	523	0,91
Personal de contrata	4.547	2.934	1,34
Global	6.449	3.457	1,26

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.

Figura 1.2. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear José Cabrera⁽¹⁾



(1) El 30 de abril de 2006 se produjo el "cese de explotación" de esta central nuclear.

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

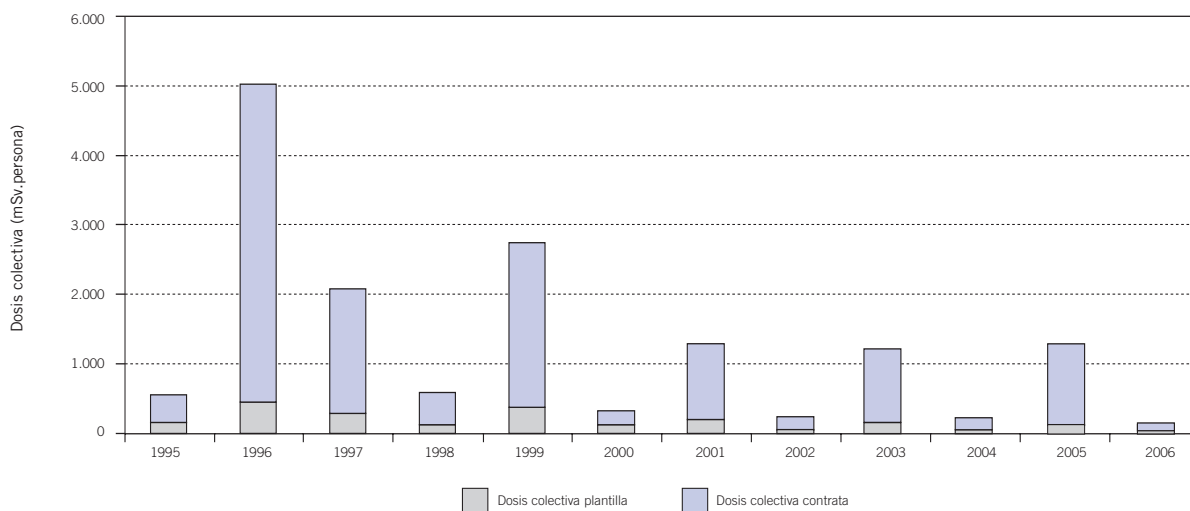


Figura 1.4. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Almaraz

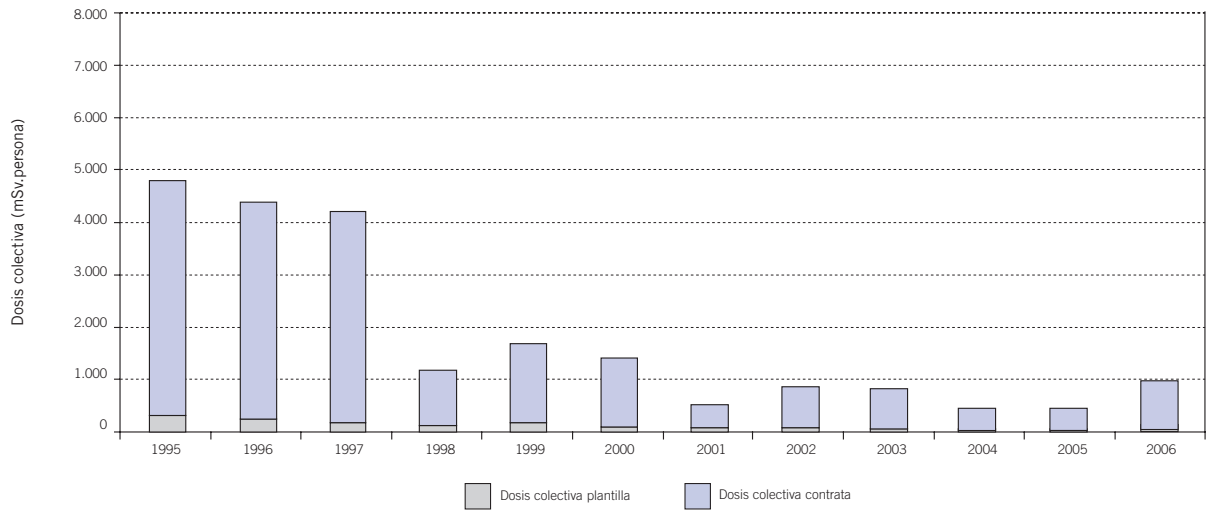


Figura 1.5. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Ascó

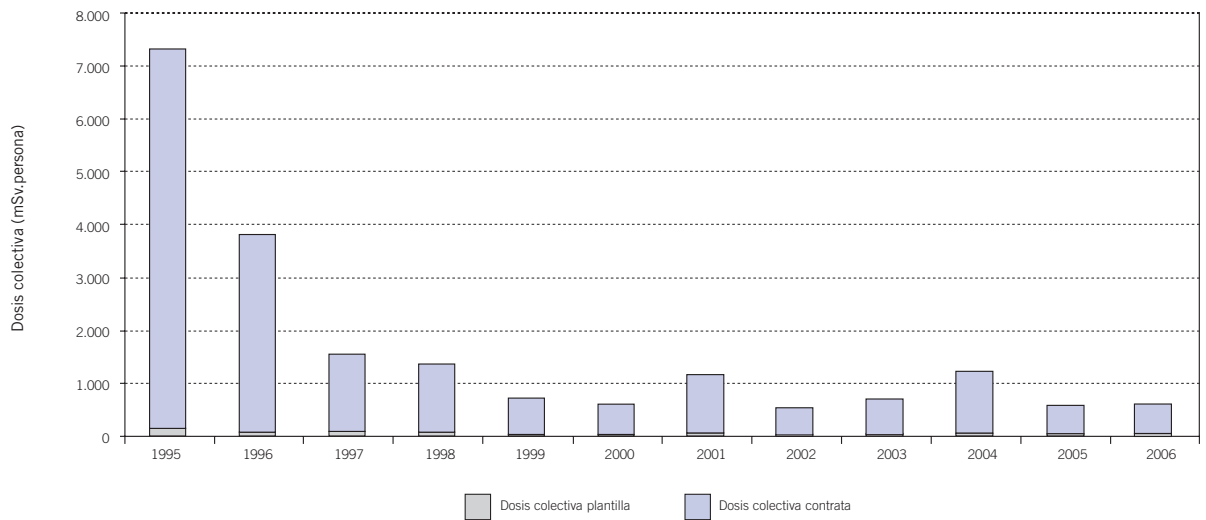


Figura 1.6. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Cofrentes

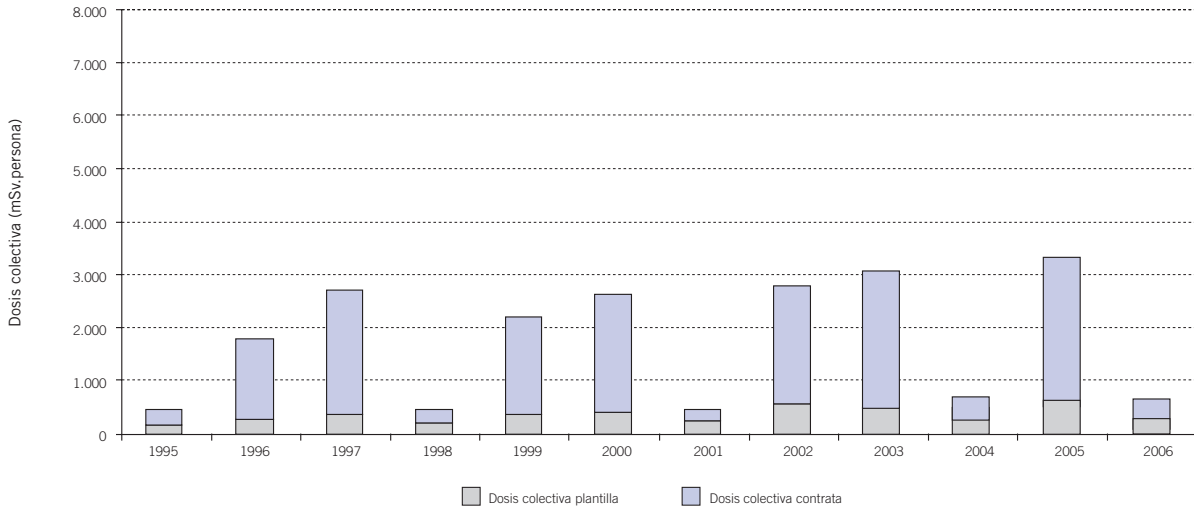


Figura 1.7. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear Vandellós II

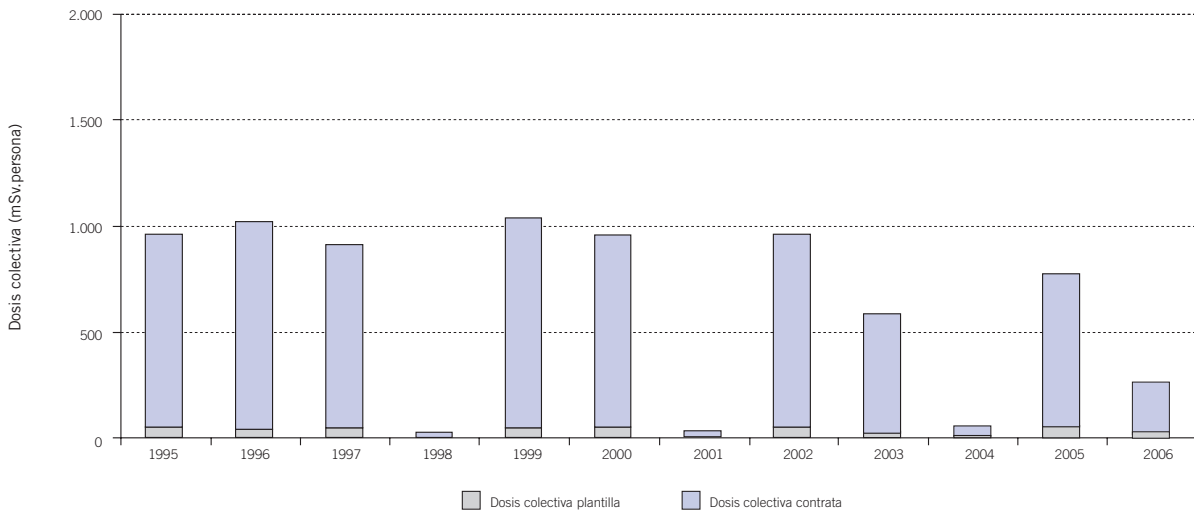


Figura 1.8. Distribución de dosis colectiva para la central nuclear de Trillo

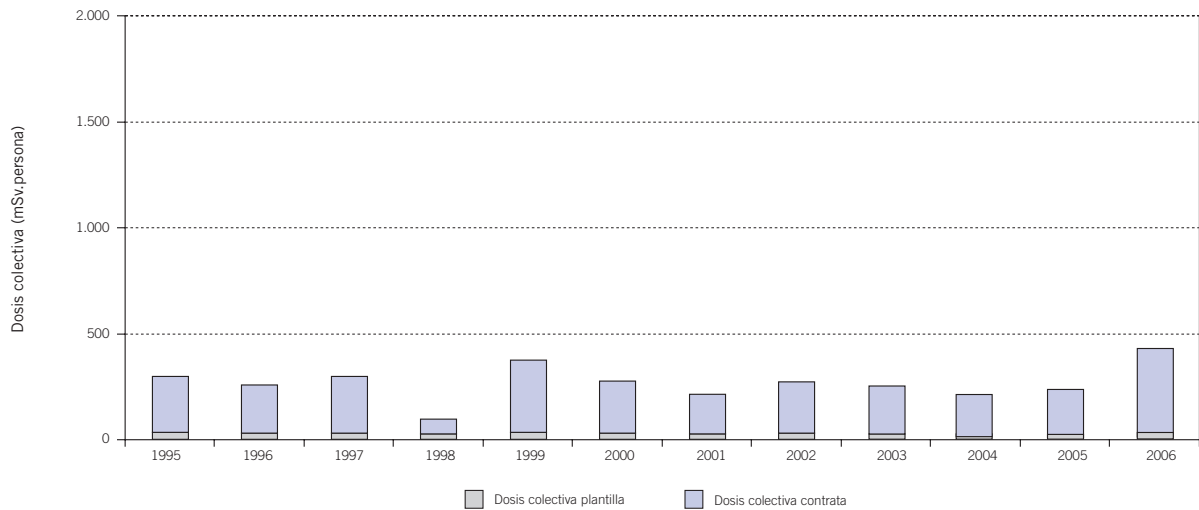
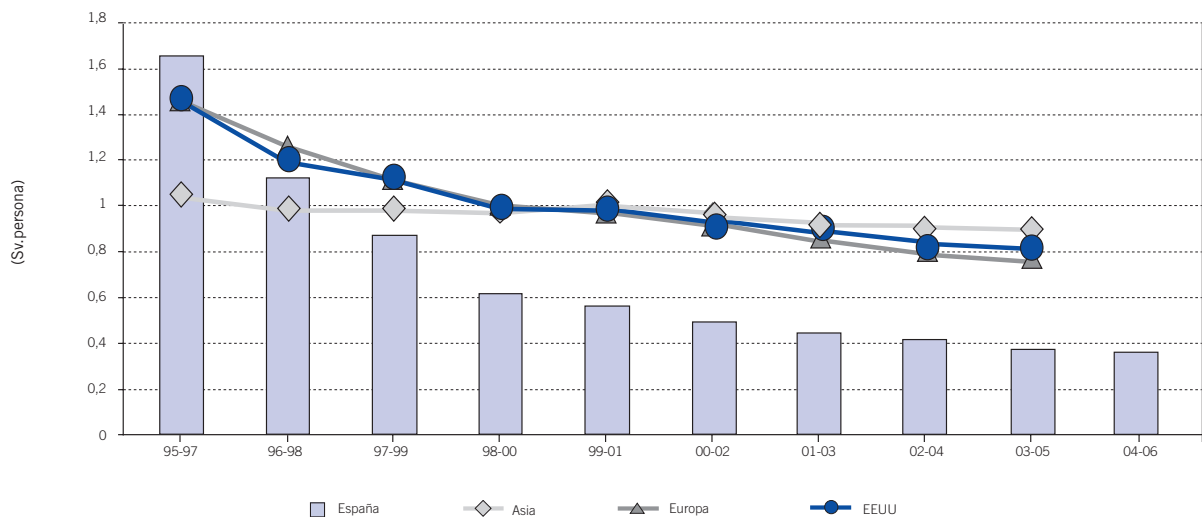


Figura 1.9a. Dosis colectiva media trienal para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



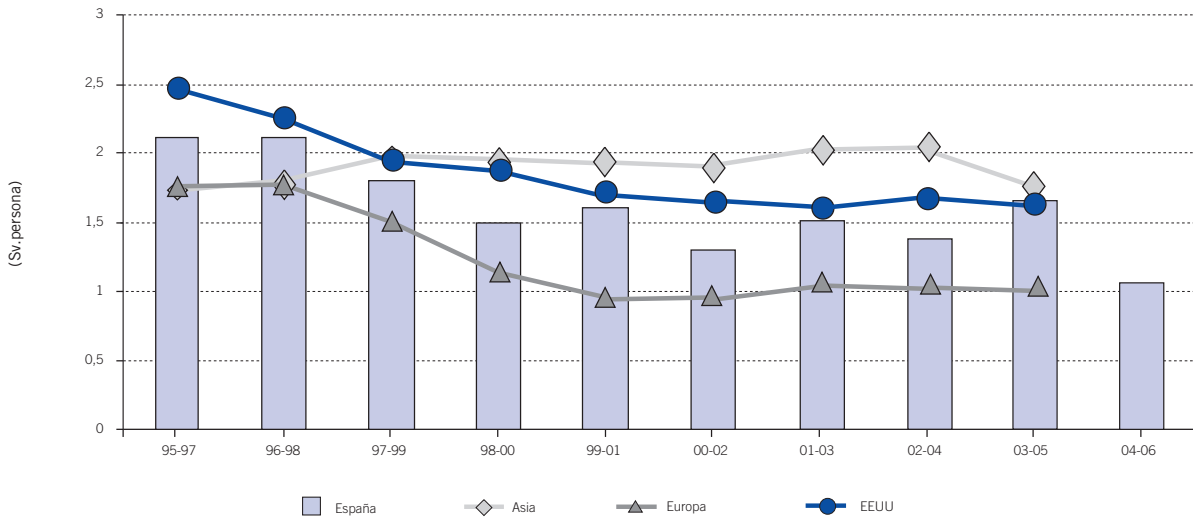
En la elaboración de esta gráfica se han considerado dosis medias colectivas trienales para reactores de tipo PWR en cada región de comparación.

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 correspondiente a las centrales nucleares españolas y se

compara con los valores registrados en el ámbito internacional².

² Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- Information System on Occupational Exposure) abarcan hasta el año 2005.

Figura 1.9b. Dosis colectiva media trienal para reactores de tipo BWR. Comparación internacional



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

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

a) Reactores de agua a presión (PWR):

- Durante el trienio 2004-2006 se mantiene la tendencia decreciente de la dosis media colectiva por reactor que se venía observando en años anteriores en este tipo de reactores. Durante el año 2006 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Almaraz unidades I y II, Ascó unidad I y Trillo.
- Asimismo, las centrales nucleares españolas de esta tecnología siguen mostrando valores de dosis ocupacionales inferiores a los presentados por centrales de los países de nuestro entorno tecnológico.

b) Reactores de agua en ebullición (BWR):

- Considerando las dosis medias colectivas medias trienales por reactor del período 2004-2006, se observa que han disminuido considerablemente respecto al trienio anterior (figura 1.9.b). Durante el año 2006 no se efectuaron paradas

de recarga en ninguna de las dos centrales de esta tecnología, circunstancia ésta que favorece la disminución del cómputo de las dosis colectivas medias de los tres últimos años.

Las dosis ocupacionales en los reactores tipo BWR, siguen manteniéndose superiores a las registradas en Europa pero, no obstante, se mantienen en valores similares a los obtenidos, en este mismo tipo de reactores, en EEUU país de referencia para las centrales españolas de esta tecnología.

1.1.1.9. Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica del medio ambiente

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

De las centrales españolas, únicamente Vandellós vierte directamente sus efluentes líquidos al mar, en concreto al mar Mediterráneo. En los restantes casos las descargas se realizan a diversos ríos, tanto de la vertiente atlántica como mediterránea. Así,

el río Tajo recibe los efluentes líquidos de 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 radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por las distintas centrales nucleares durante el año 2006, mientras que en las figuras 1.10 a 1.25 se presenta su evolución desde el año 1996. Los valores reseñados provienen de los informes mensuales de explotación remitidos preceptivamente por los titulares de las distintas centrales nucleares al CSN. Para verificar estos datos, el CSN continuó durante el año 2006 el desarrollo de su

programa sistemático de inspección y auditoría a cada instalación.

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

Tabla 1.8. Actividad de los efluentes radiactivos (Bq)

Centrales PWR						
Central nuclear	José Cabrera	Almaraz I/II	Ascó I	Ascó II	Vandellós II	Trillo
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	1,30 10 ⁸	3,61 10 ⁹	8,01 10 ⁹	3,28 10 ⁹	1,49 10 ¹⁰	5,88 10 ⁸
Tritio	1,12 10 ¹³	4,59 10 ¹³	1,97 10 ¹³	3,16 10 ¹³	2,81 10 ¹³	1,83 10 ¹³
Gases disueltos	4,59 10 ⁷	LID	2,72 10 ⁸	7,30 10 ⁹	1,18 10 ⁷	(1)
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	3,03 10 ¹²	8,12 10 ¹¹	7,29 10 ¹⁰	1,30 10 ¹³	2,29 10 ¹⁰	1,08 10 ¹¹
Halógenos	LID	2,56 10 ⁶	5,02 10 ⁵	6,22 10 ⁵	1,98 10 ⁵	LID
Partículas	1,23 10 ⁶	1,29 10 ⁶	1,21 10 ⁶	8,65 10 ⁵	1,25 10 ⁷	1,39 10 ⁵
Tritio	7,84 10 ⁹	6,19 10 ¹²	7,07 10 ¹¹	7,67 10 ¹¹	9,54 10 ¹⁰	6,74 10 ¹¹
Centrales BWR						
Central nuclear	Santa María de Garoña		Cofrentes			
Efluentes líquidos						
Total salvo tritio y gases disueltos	1,50 10 ⁸		6,18 10 ⁷			
Tritio	3,20 10 ¹¹		6,06 10 ¹¹			
Gases disueltos	LID		2,39 10 ⁹			
Efluentes gaseosos						
Gases nobles	4,38 10 ¹²		3,04 10 ¹³			
Halógenos	6,87 10 ⁸		2,65 10 ¹⁰			
Partículas	1,68 10 ⁹		3,54 10 ⁹			
Tritio	6,87 10 ¹¹		1,13 10 ¹²			

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

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

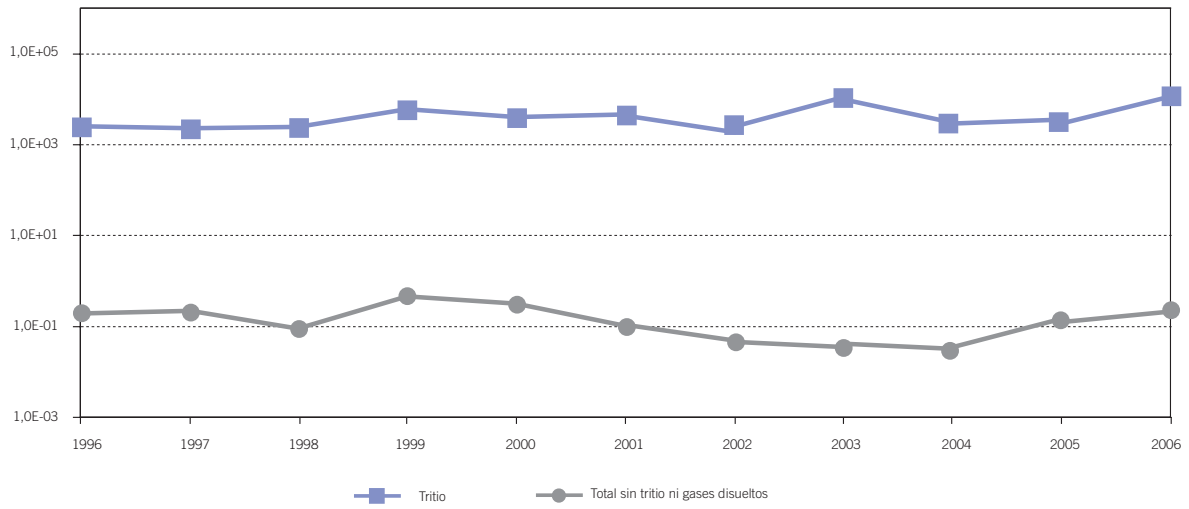


Figura 1.11. Central nuclear José Cabrera. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

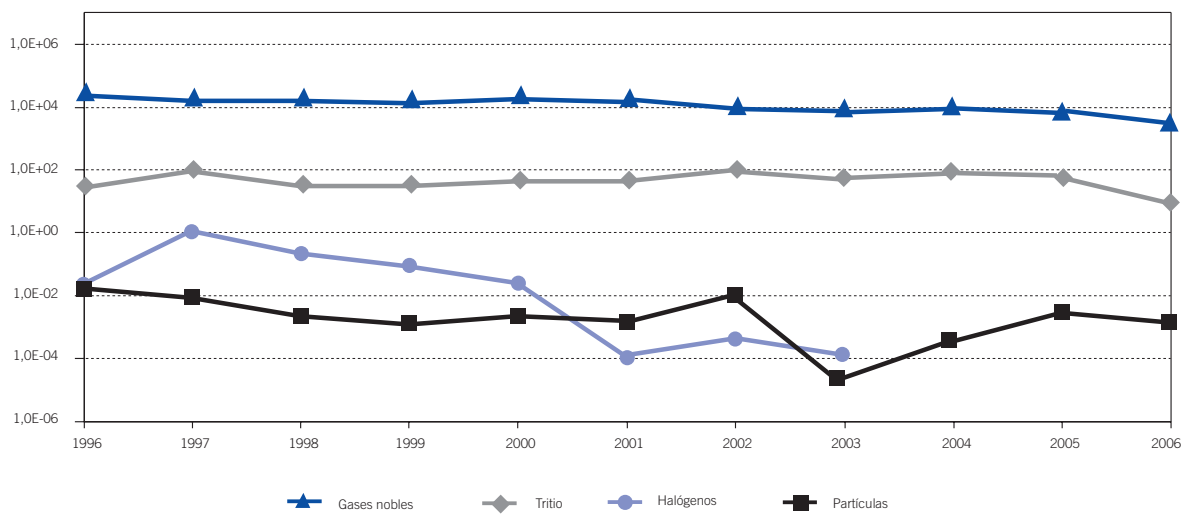


Figura 1.12. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

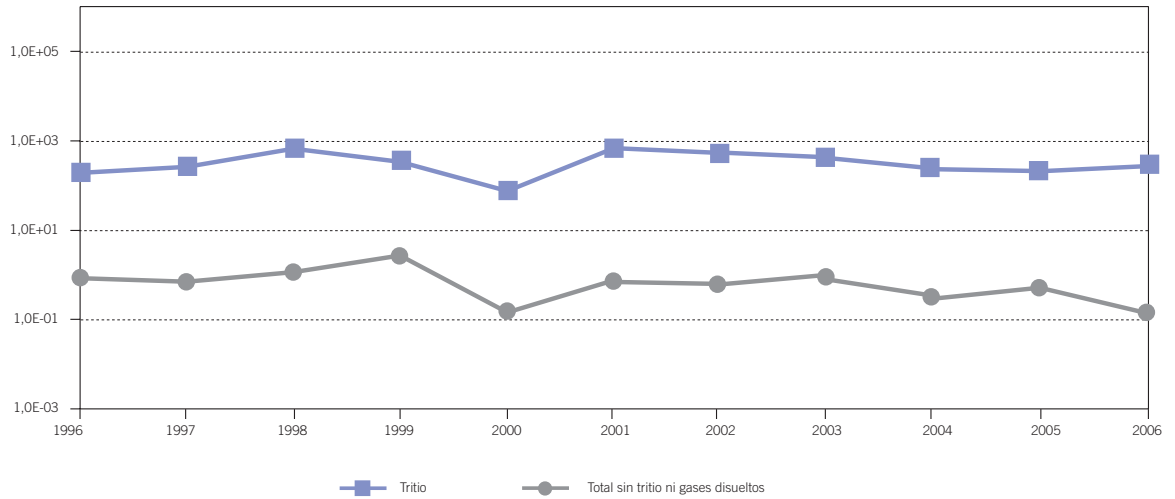


Figura 1.13. Central nuclear Santa María de Garoña. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

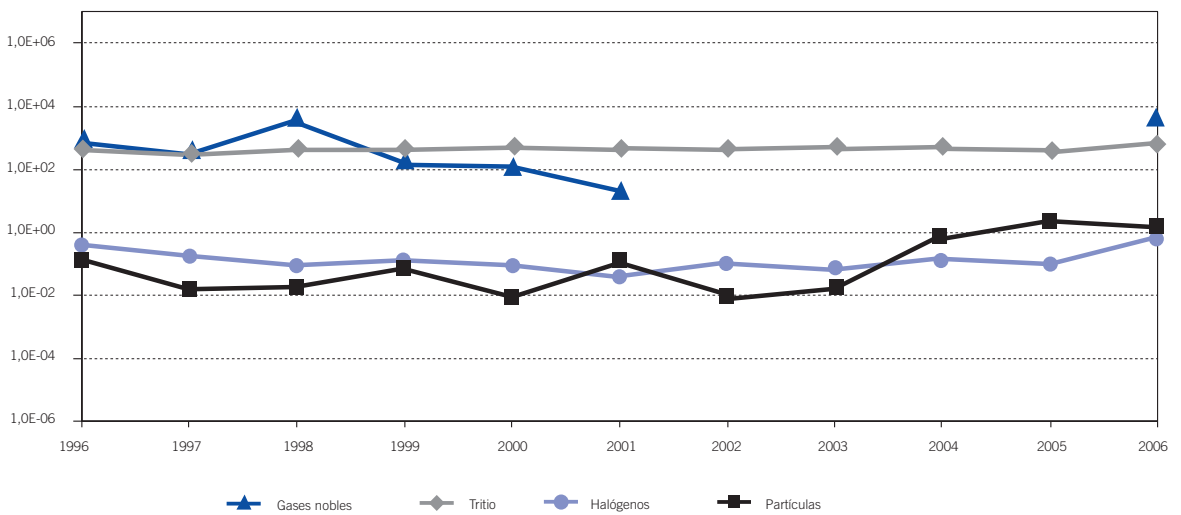


Figura 1.14. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

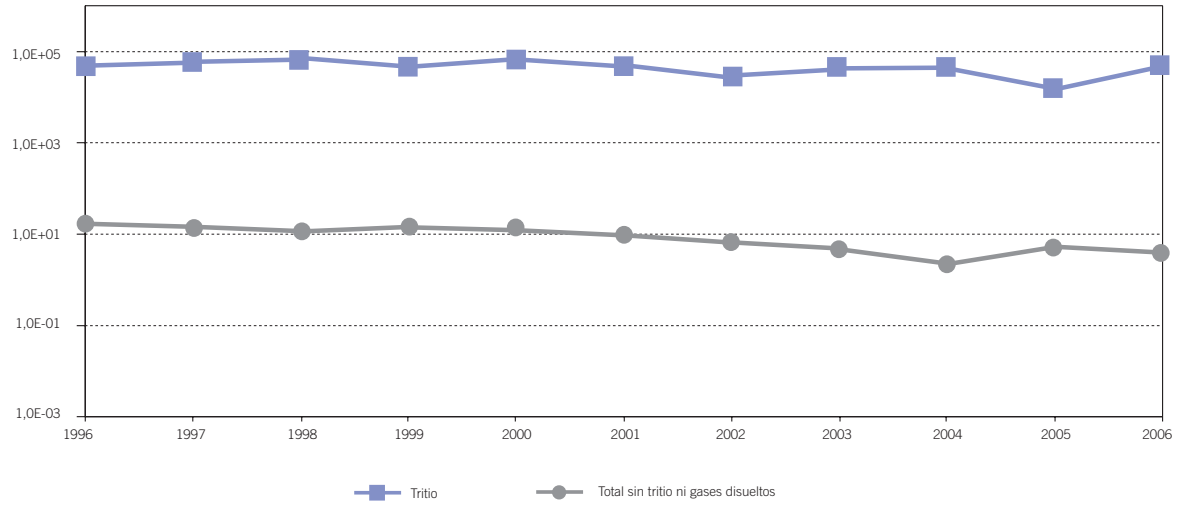


Figura 1.15. Central nuclear Almaraz I y II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

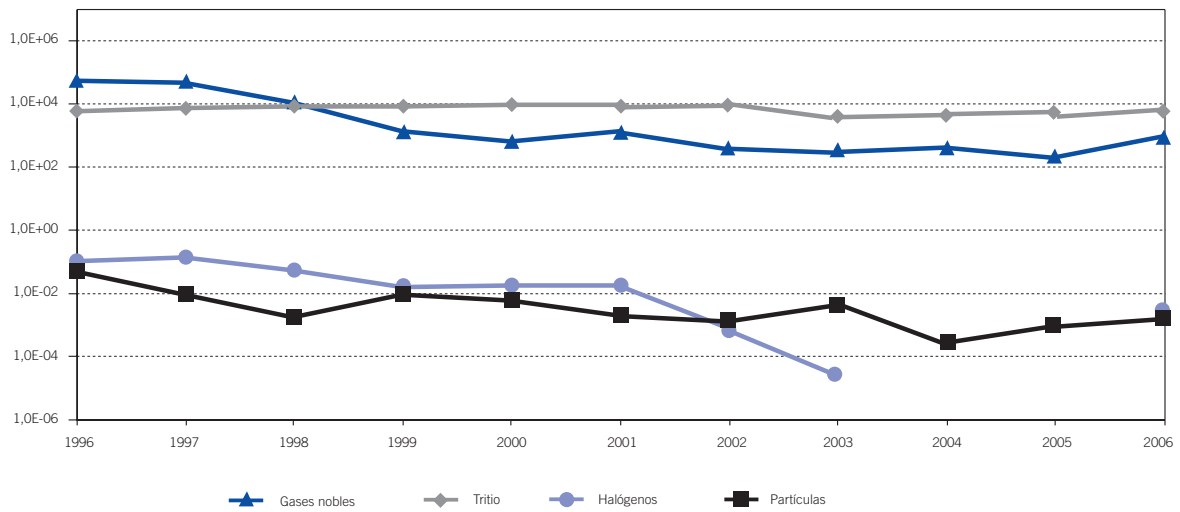


Figura 1.16. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

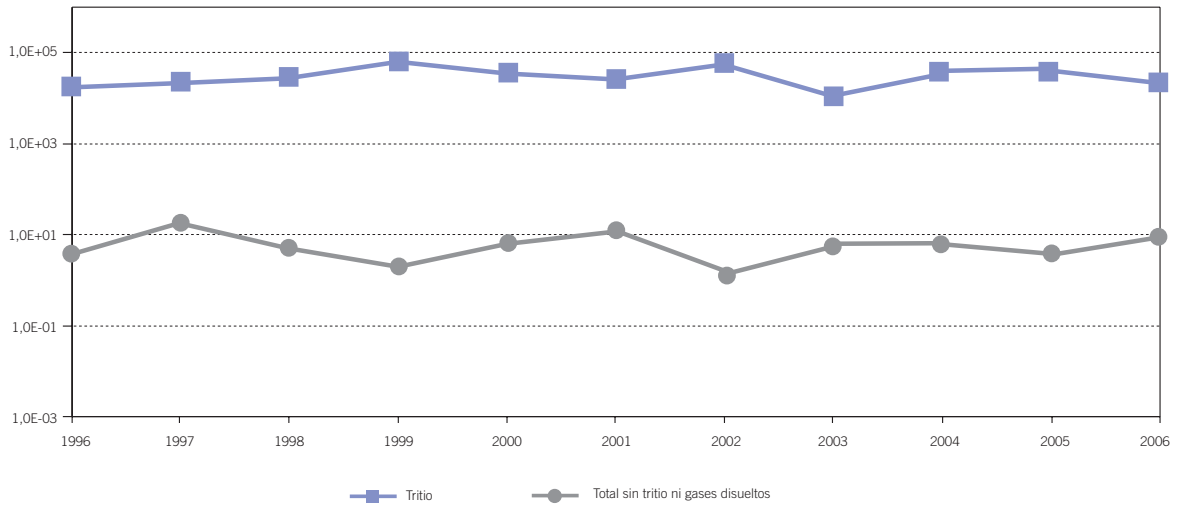


Figura 1.17. Central nuclear Ascó I. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

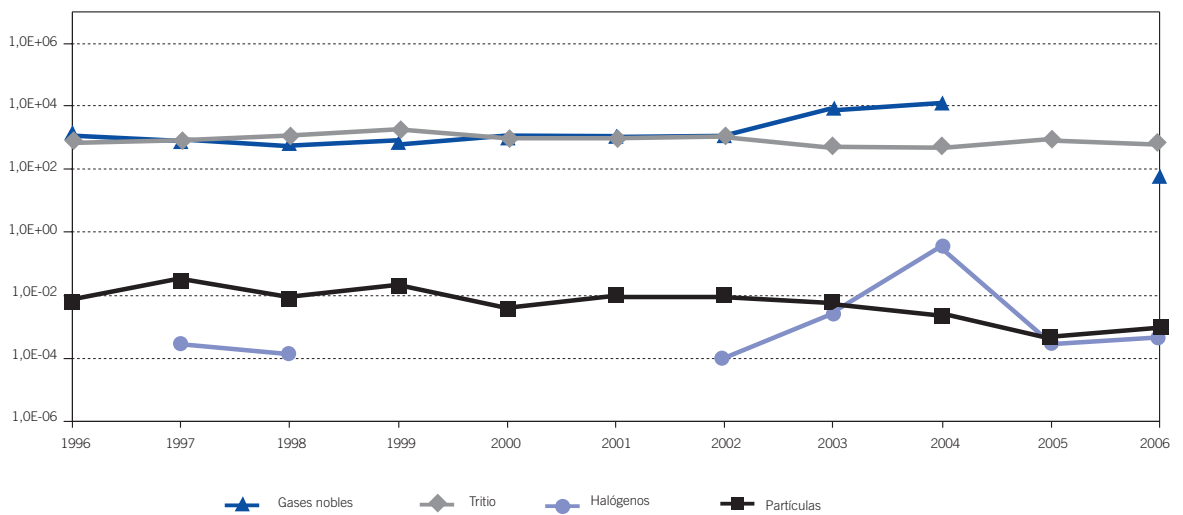


Figura 1.18. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

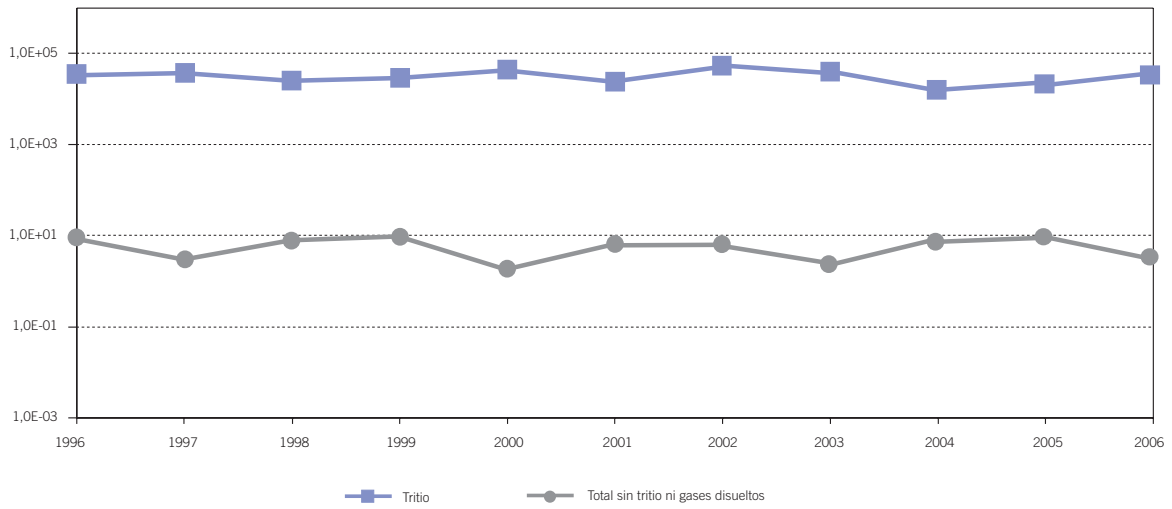


Figura 1.19. Central nuclear Ascó II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

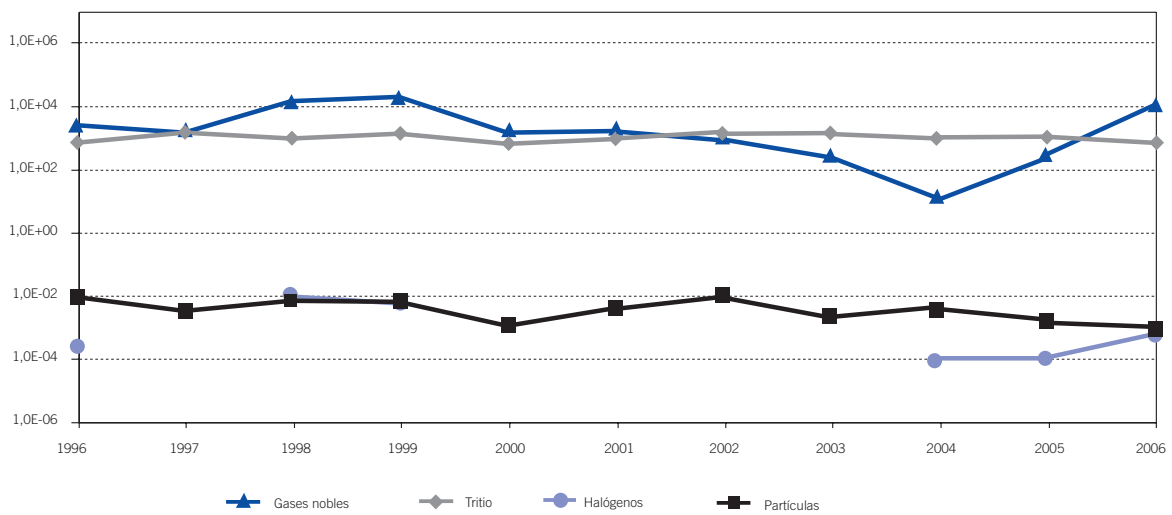


Figura 1.20. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

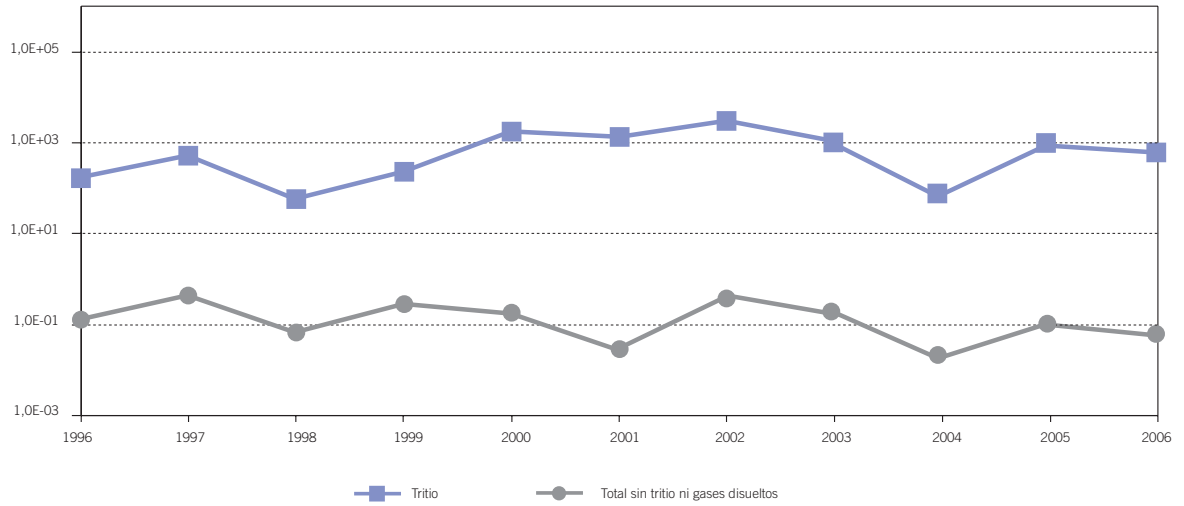


Figura 1.21. Central nuclear de Cofrentes. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

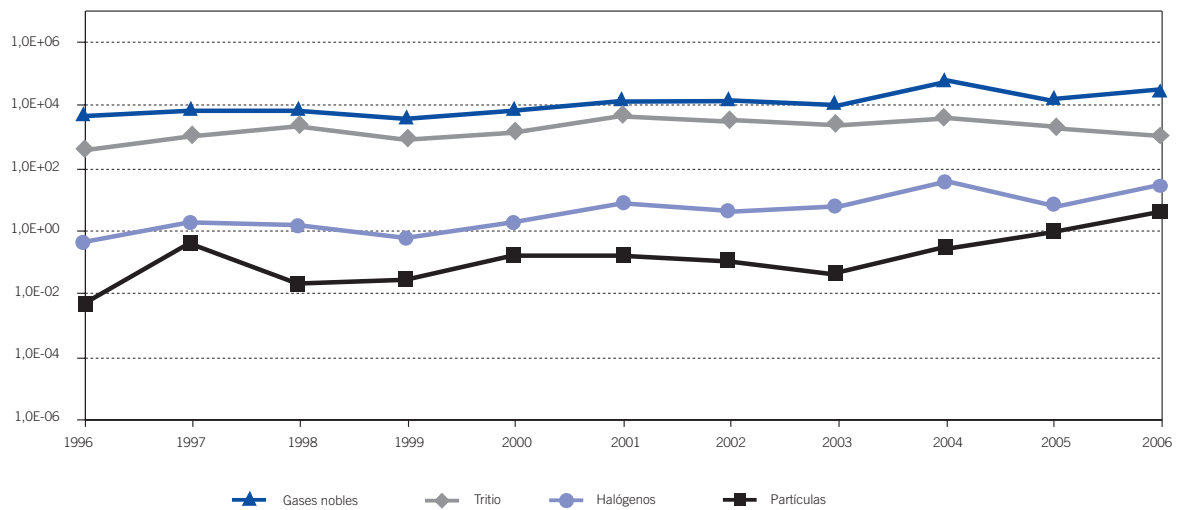


Figura 1.22. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

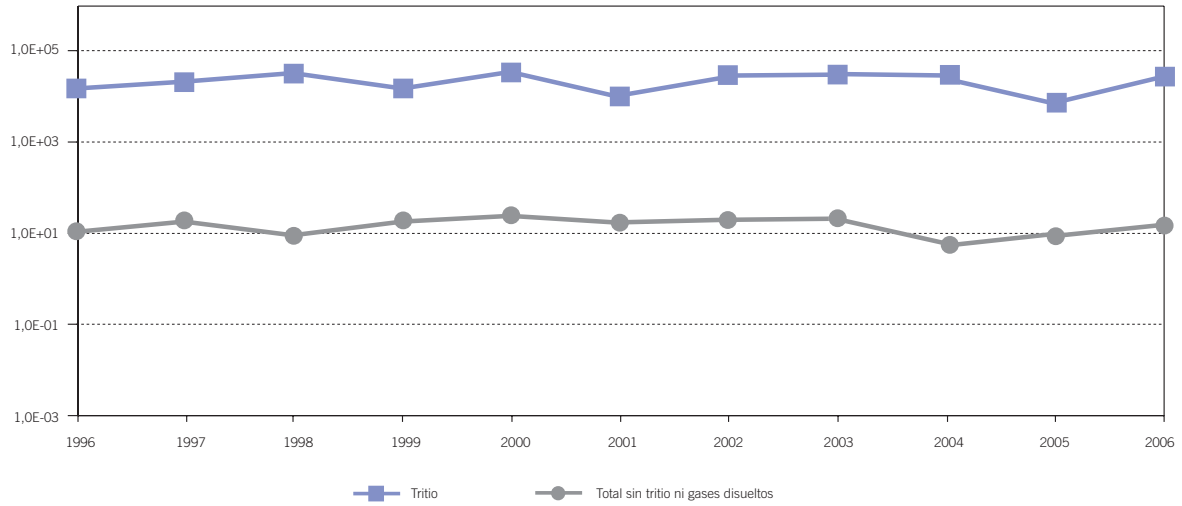


Figura 1.23. Central nuclear Vandellós II. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)

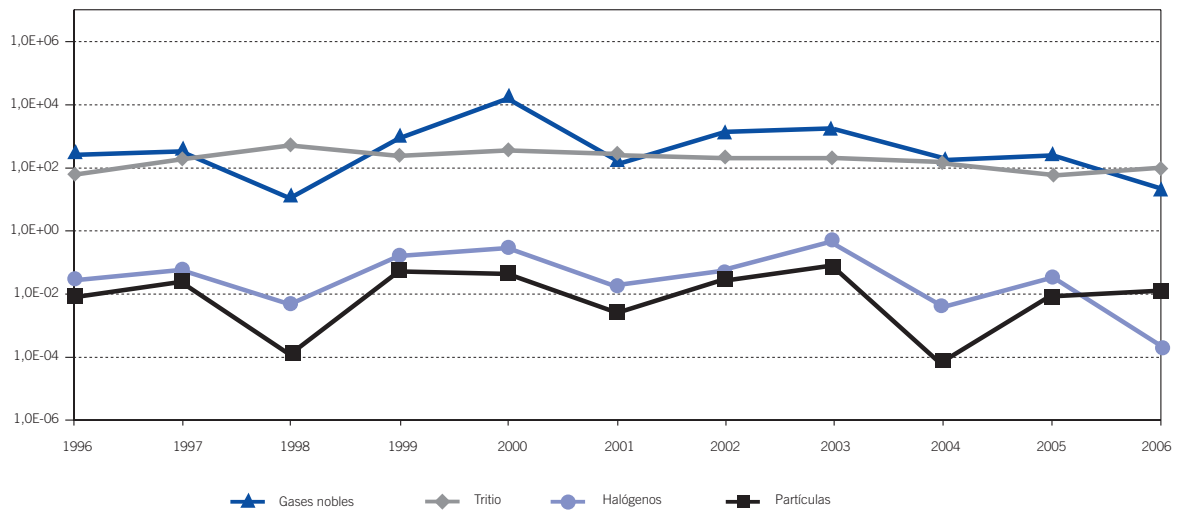


Figura 1.24. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes radiactivos líquidos (GBq)

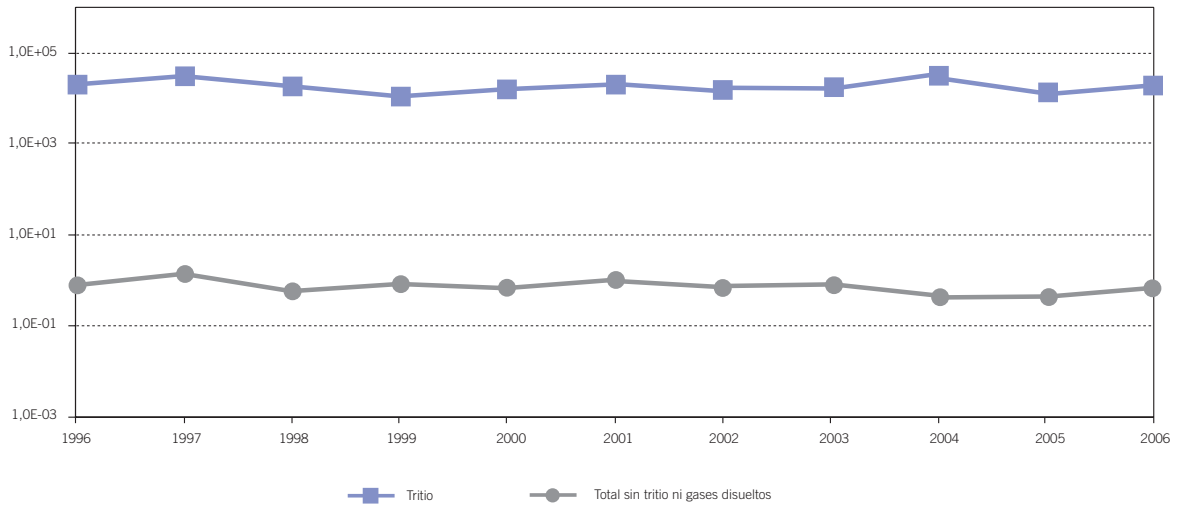
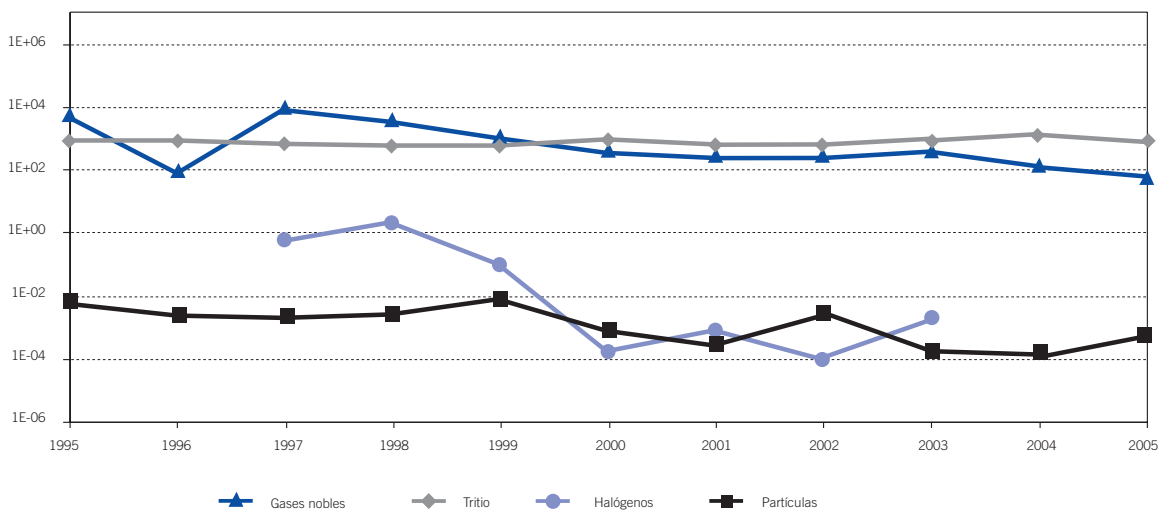


Figura 1.25. Central nuclear de Trillo. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (GBq)



Las dosis efectivas debidas a la emisión de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos, que se han calculado para el individuo más expuesto del grupo crítico, no han superado en ningún caso un 3,6% del límite de 100 micro-Sievert autorizado para dichos efluentes.

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

Como se desprende de la tabla 1.8 y de las figuras 1.10 a 1.25, las descargas de efluentes radiactivos

líquidos y gaseosos de todas las centrales nucleares españolas se mantienen en valores muy inferiores a los valores máximos que se derivan de los límites establecidos en las especificaciones técnicas de funcionamiento de estas instalaciones, representando las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción de los límites autorizados. Como consecuencia de la parada definitiva de la central José Cabrera el día 30 de abril, los vertidos de efluentes radiactivos líquidos de la central incluyen aquellos que se han generado como consecuencia del vaciado del refrigerante primario y de la primera fase de descontaminación del circuito de refrigeración primario.

En lo que se refiere al entorno internacional, de la tabla 1.9 y de las figuras 1.26 a 1.37 se desprende que los efluentes generados por las centrales de España son similares a los de las centrales de la Unión Europea y de Estados Unidos. Es preciso indicar que, en el caso de los efluentes gaseosos, la comparación de los halógenos sólo se puede hacer a nivel del yodo-131 ya que la actividad de este isótopo es el único dato que se incluye en las publicaciones internacionales.

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

Efluentes gaseosos						
Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	8,57 10 ⁰	1,97 10 ¹	4,89 10 ⁰	7,36 10 ¹	1,45 10 ¹	1,26 10 ²
I-131	1,97 10 ⁻⁵	6,77 10 ⁻⁵	2,52 10 ⁻⁵	2,75 10 ⁻⁴	9,43 10 ⁻⁵	4,99 10 ⁻⁴
Partículas	2,34 10 ⁻⁵	9,21 10 ⁻⁵	4,22 10 ⁻⁵	6,19 10 ⁻²	3,72 10 ⁻⁴	1,32 10 ⁻³
Tritio	1,85 10 ⁻¹	1,36 10 ⁻¹	2,79 10 ⁻²	3,21 10 ⁻²	4,62 10 ⁻¹	2,80 10 ⁻¹

Efluentes líquidos						
Componentes	España		Países UE		EEUU	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Total salvo tritio	3,63 10 ⁻³	4,94 10 ⁻⁴	3,97 10 ⁻³	4,96 10 ⁻³	7,99 10 ⁻³	7,08 10 ⁻³
Tritio	3,15 10 ⁰	7,85 10 ⁻²	3,23 10 ⁰	2,50 10 ⁻¹	3,02 10 ⁰	1,09 10 ⁻¹

(*) Valores medios: España: 1981-2006; UE: 1981-1997; EEUU: 1981-1997.

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

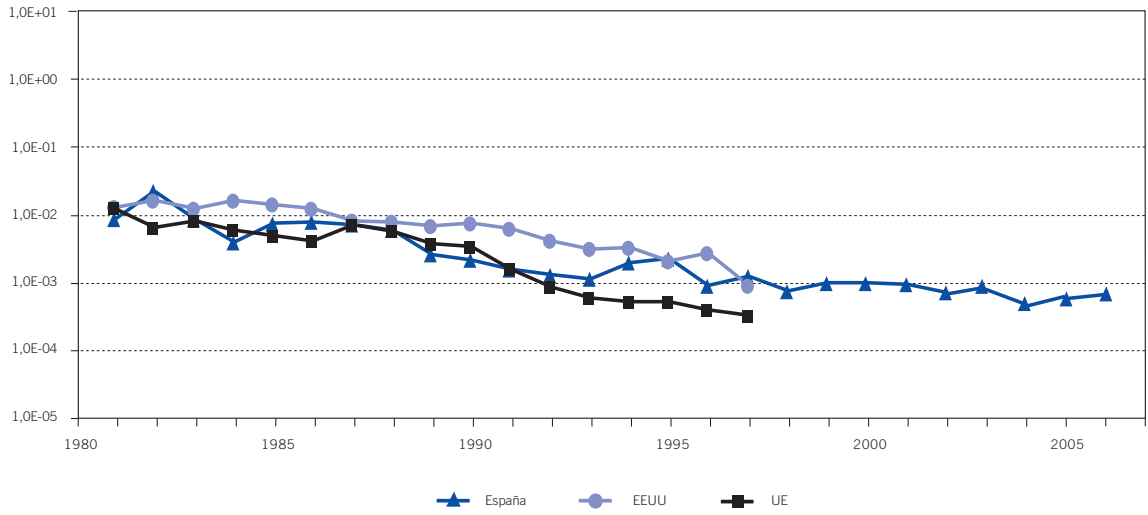


Figura 1.27. Efluentes radiactivos líquidos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

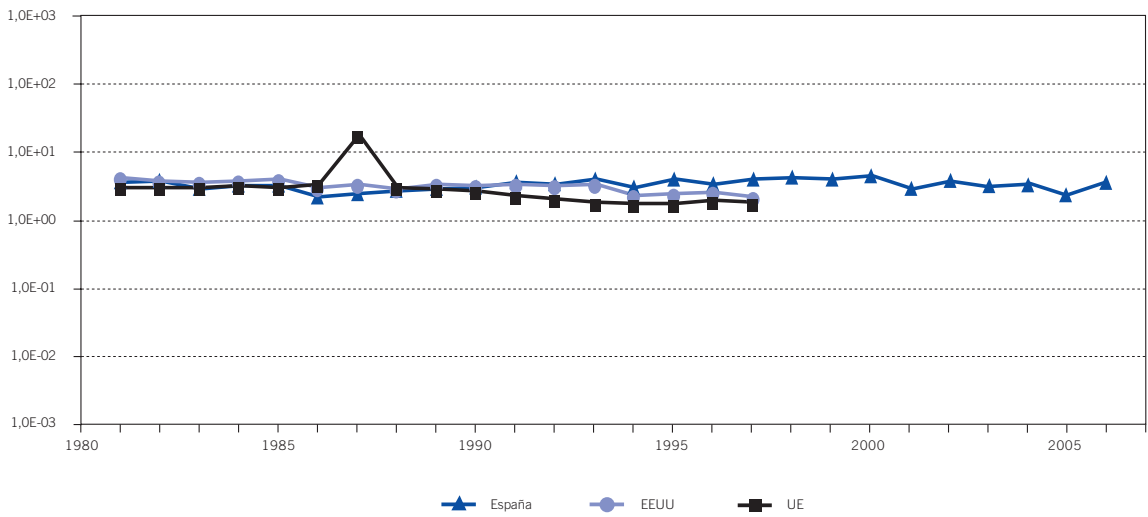


Figura 1.28. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

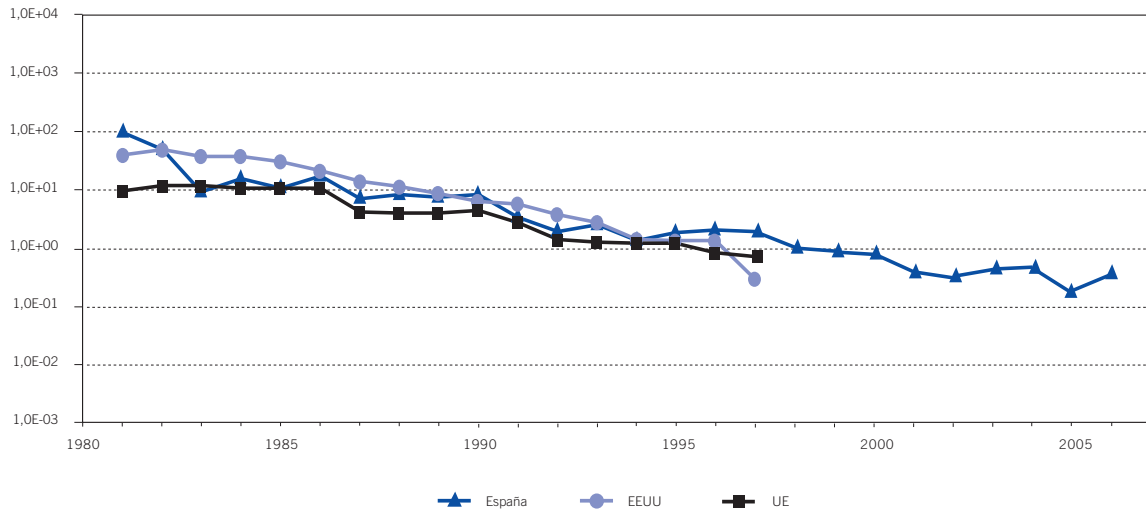


Figura 1.29. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

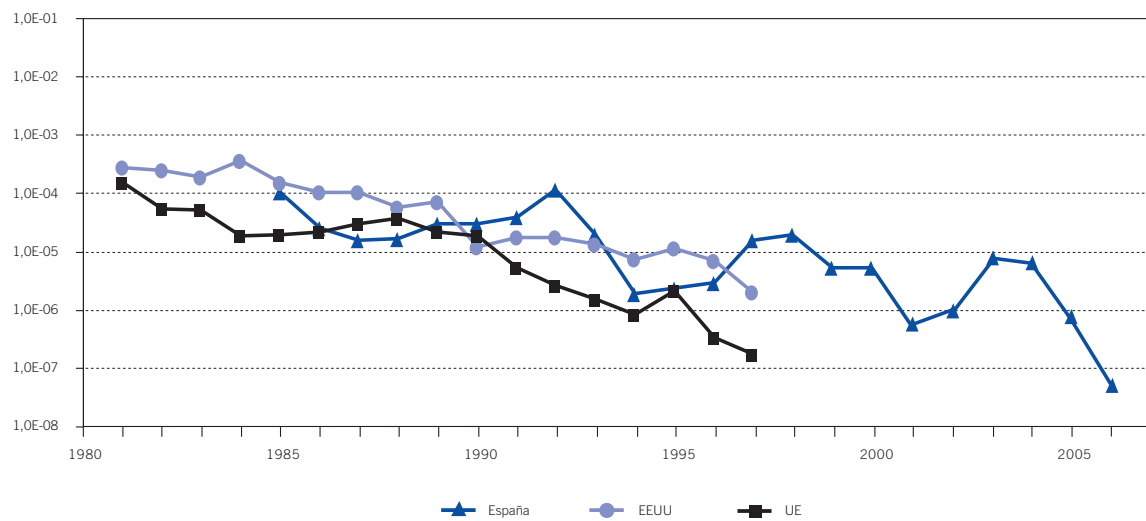


Figura 1.30. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

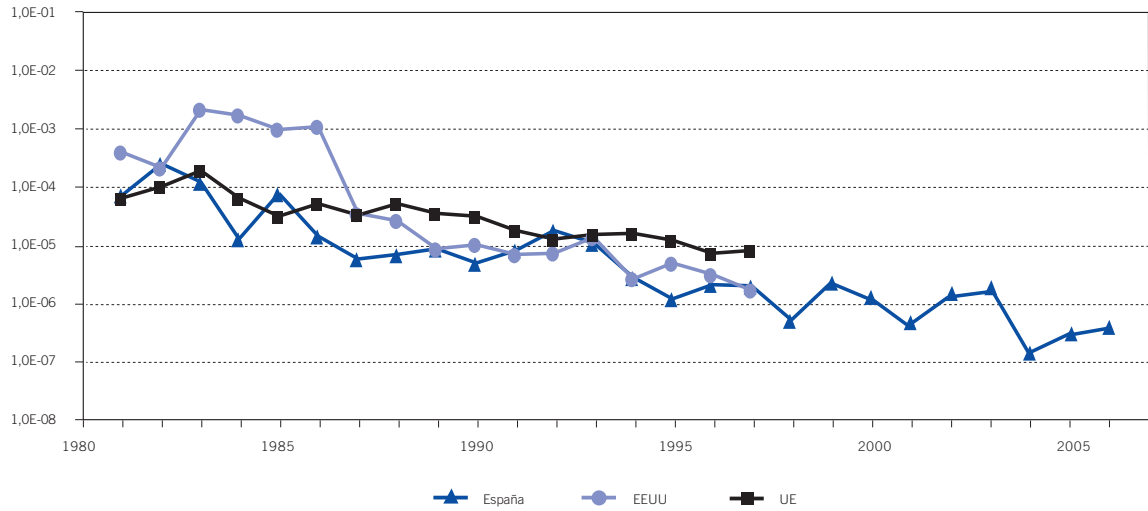


Figura 1.31. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales PWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

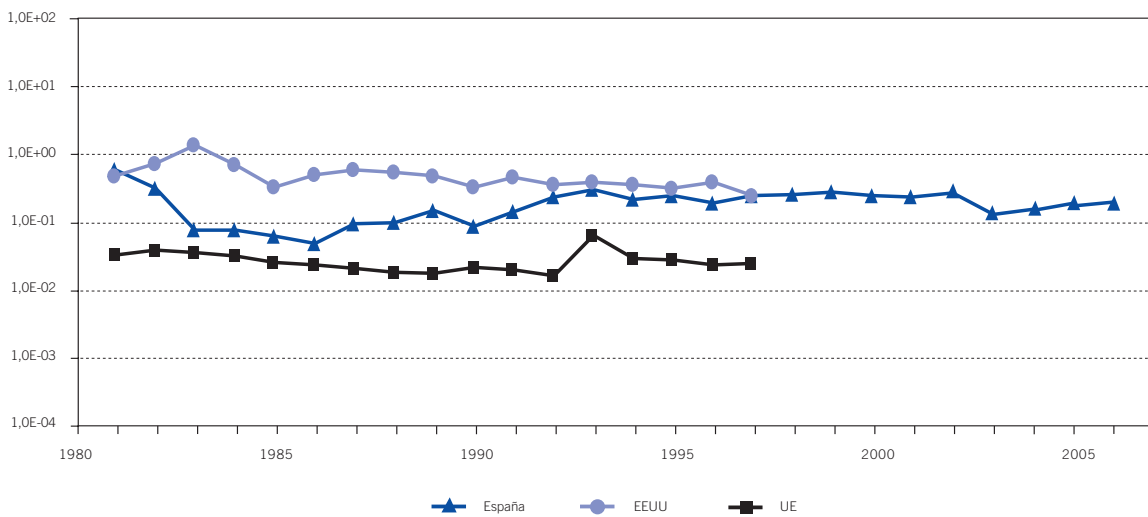


Figura 1.32. Efluentes radiactivos líquidos de centrales BWR. Actividad total salvo tritio (GBq/GWh)

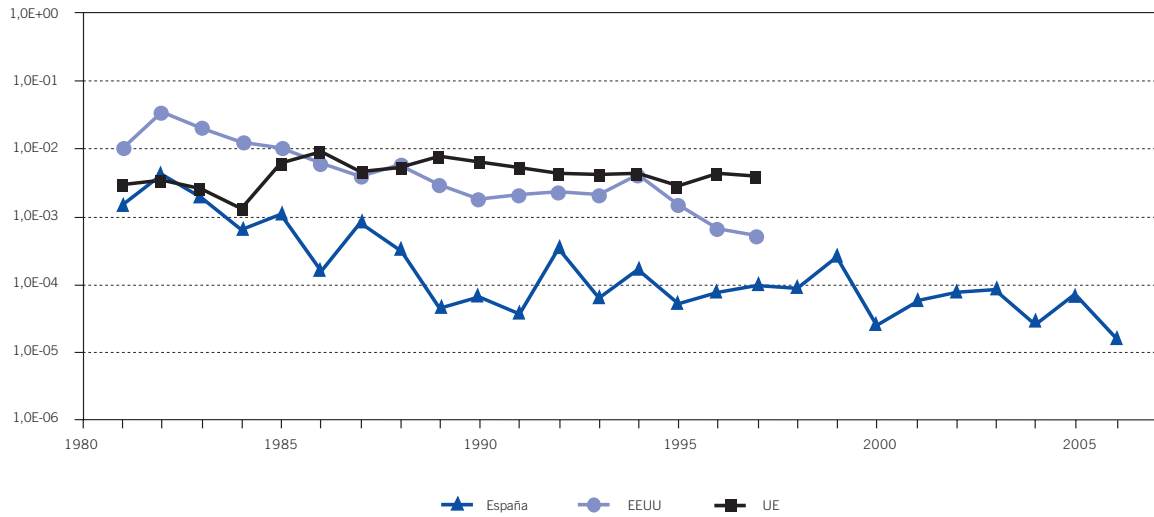


Figura 1.33. Efluentes radiactivos líquidos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)

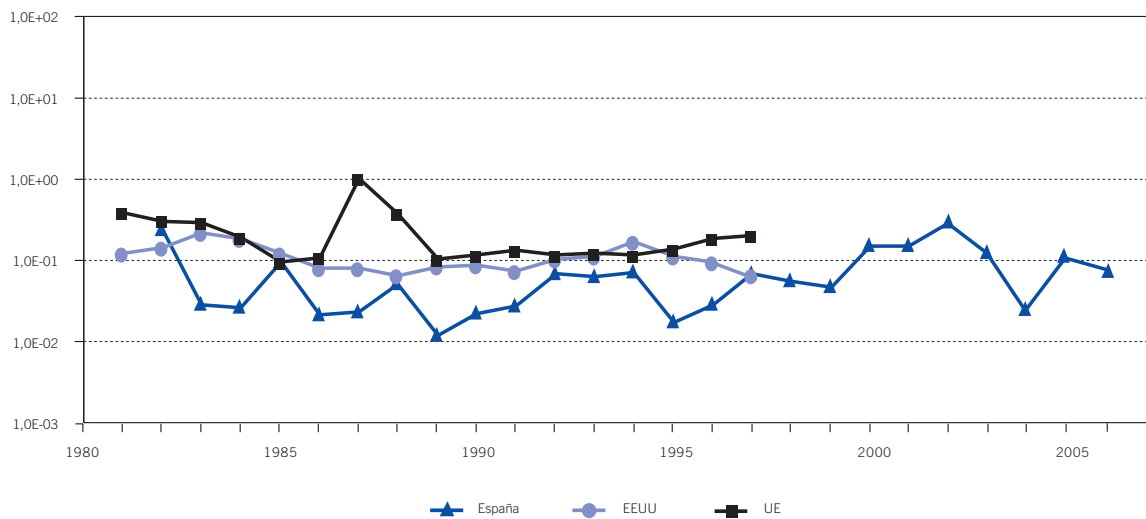


Figura 1.34. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de gases nobles (GBq/GWh)

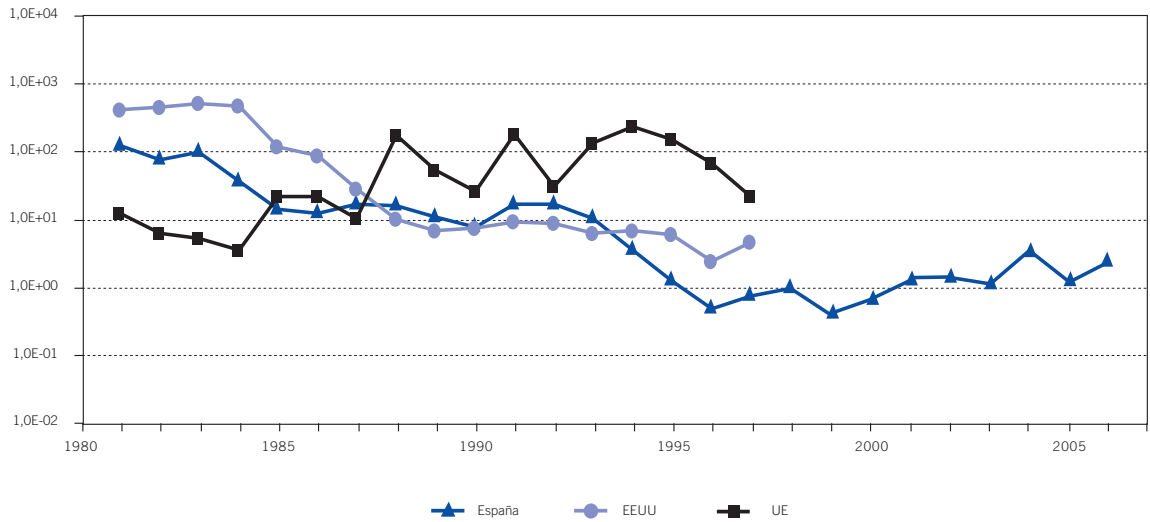


Figura 1.35. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de I-131 (GBq/GWh)

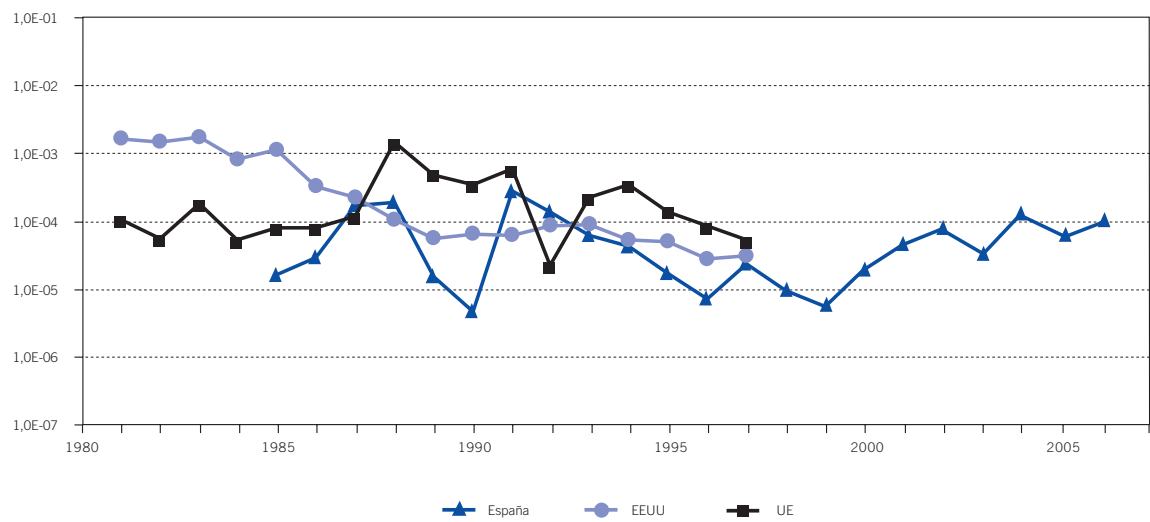


Figura 1.36. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de partículas (GBq/GWh)

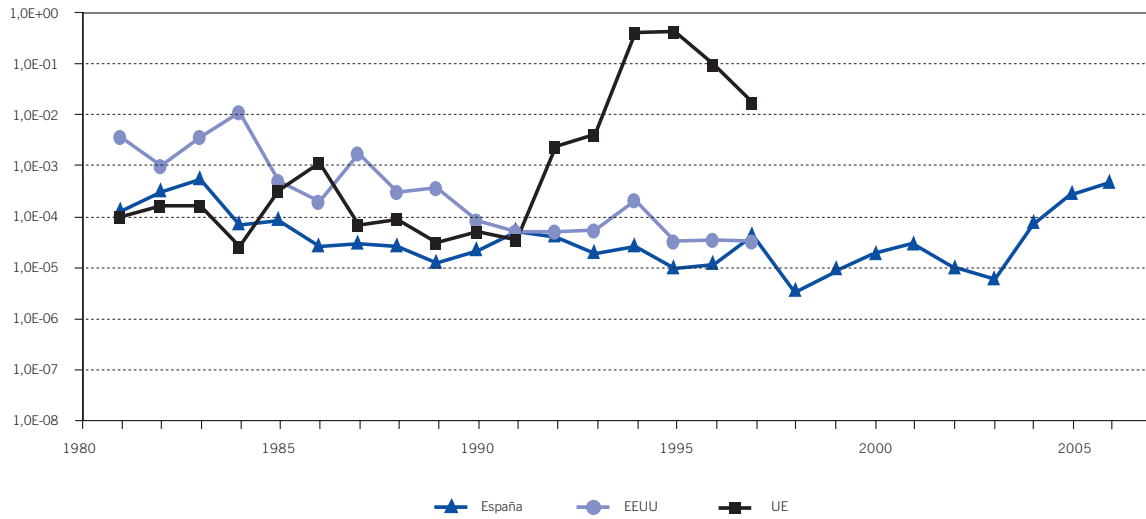
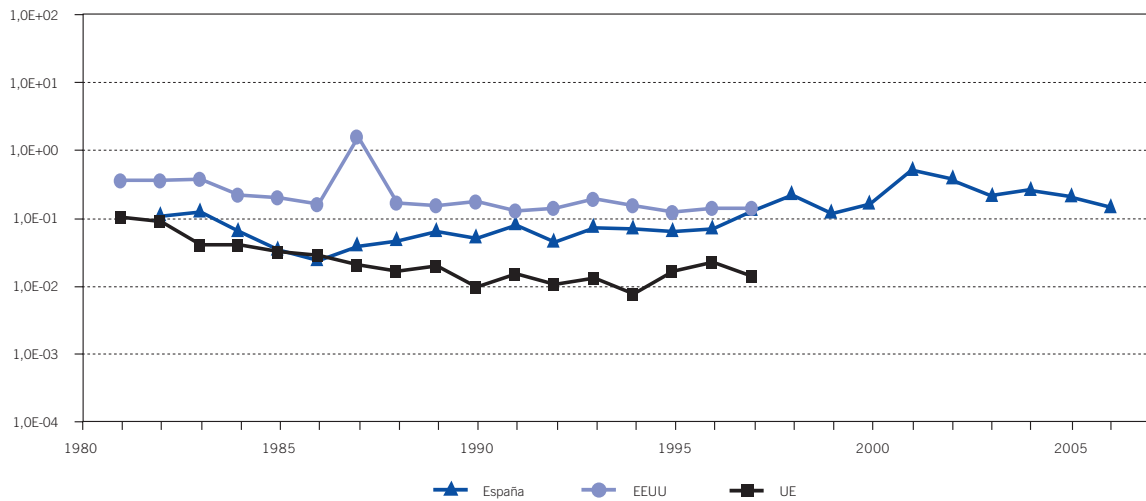


Figura 1.37. Efluentes radiactivos gaseosos de centrales BWR. Actividad de tritio (GBq/GWh)



Los programas de vigilancia radiológica ambiental, PVRA, que se llevan a cabo en España, se describen en el apartado 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 2005, 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 2006 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 2005.

Tabla 1.10. PVRA. Número de muestras tomadas por las centrales nucleares en 2005

Tipo de muestras	José Cabrera	Garoña	Almaraz	Ascó	Cofrentes	Vandellós II	Trillo
Atmósfera							
Partículas de polvo	312	310	312	364	312	362	317
Yodo en aire	312	310	312	364	312	362	317
TLD	67	76	80	76	74	54	82
Suelos	7	6	7	9	7	9	8
Agua de lluvia	44	66	51	36	51	32	44
Total atmósfera	742	768	762	849	756	819	768
(%)	66	70	60	66	67	78	65
Agua							
Agua potable	208	84	75	104	78	4	132
Agua superficial	33	48	131	208	156		107
Agua subterránea	3	8	12	8	8	40	4
Agua de mar						62	
Sedimentos fondo	6	12	16	8	14	6	8
Sedimentos orilla	2		4			12	2
Organismo indicador	12	36	12	6	12	6	12
Total agua	264	188	250	334	268	130	265
(%)	23	17	19	26	24	13	23
Alimentos							
Leche	67	96	188	52	57	64	84
Pescado, marisco	10	6	32	2	4	8	6
Carne, ave y huevos	13	12	35	12	20	6	24
Cultivos	25	32	44	29	20	10	20
Miel	3		2		2	2	2
Total alimentos	118	146	301	95	103	90	136
(%)	11	13	23	7	9	9	12
Total	1.124	1.102	1.313	1.278	1.127	1.039	1.169

Figura 1.40. Aire. Evolución temporal de I-131

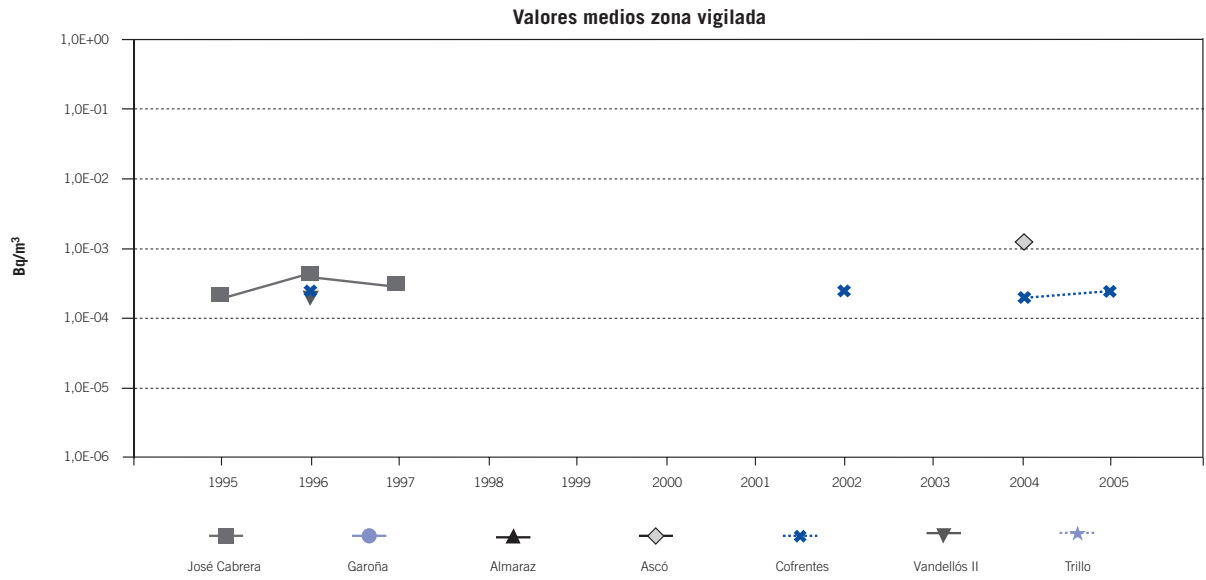


Figura 1.41. Aire. Evolución temporal de Sr-90

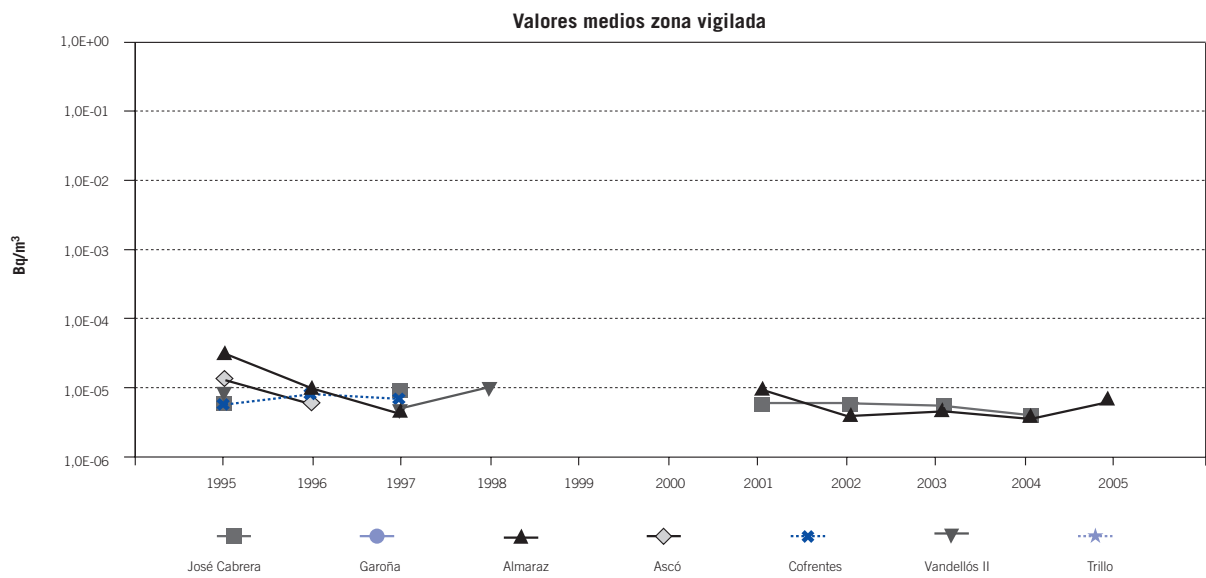


Figura 1.42. Muestras de suelo. Evolución temporal de Sr-90

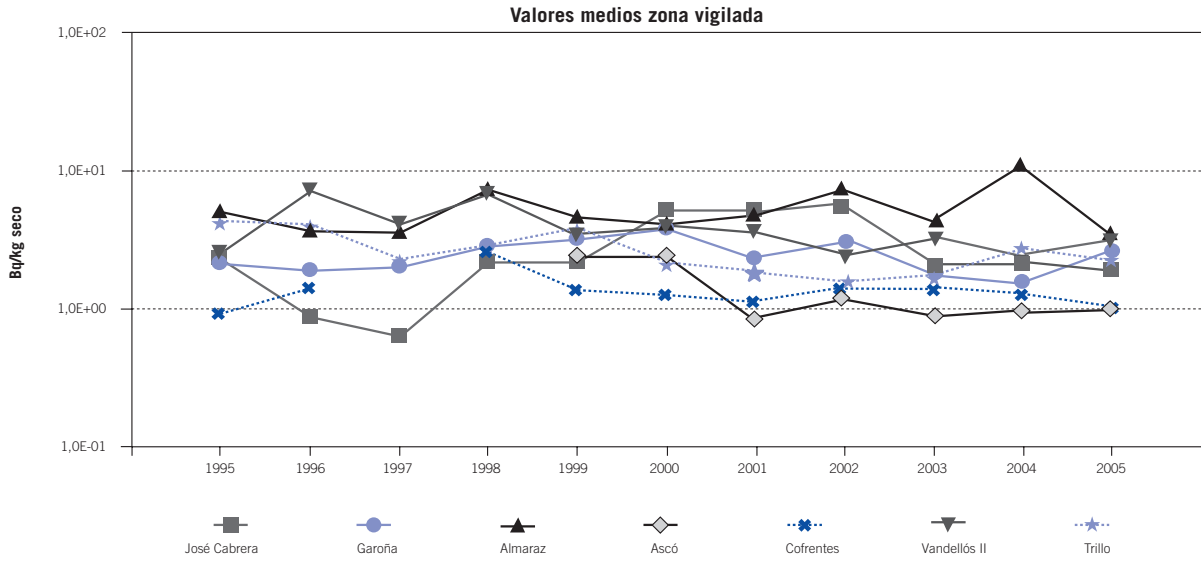


Figura 1.43. Muestras de suelo. Evolución temporal de Cs-137

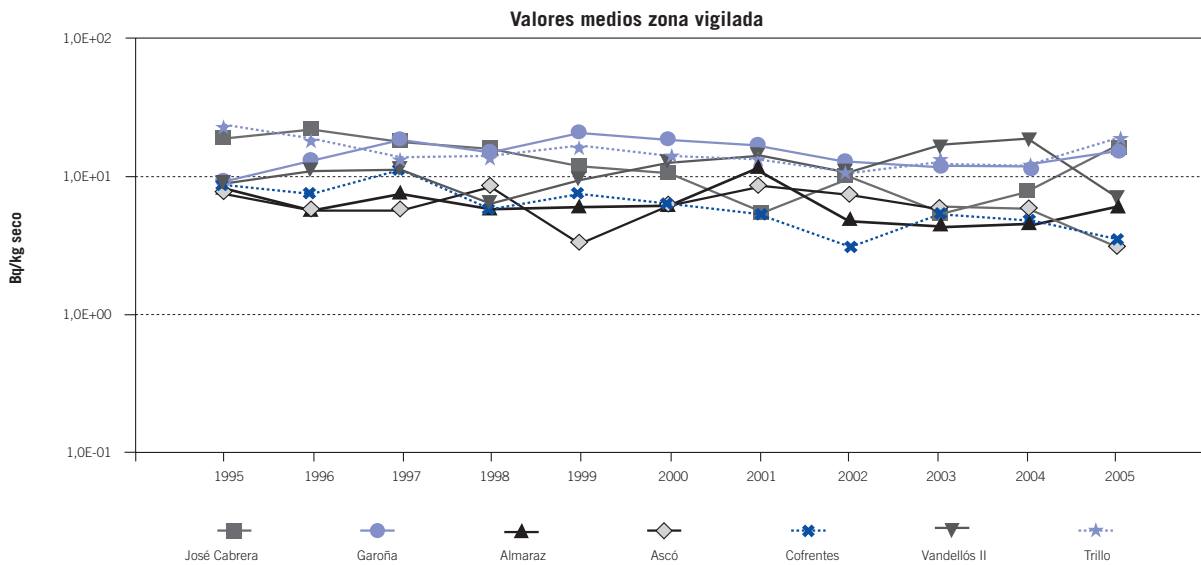


Figura 1.44. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta total

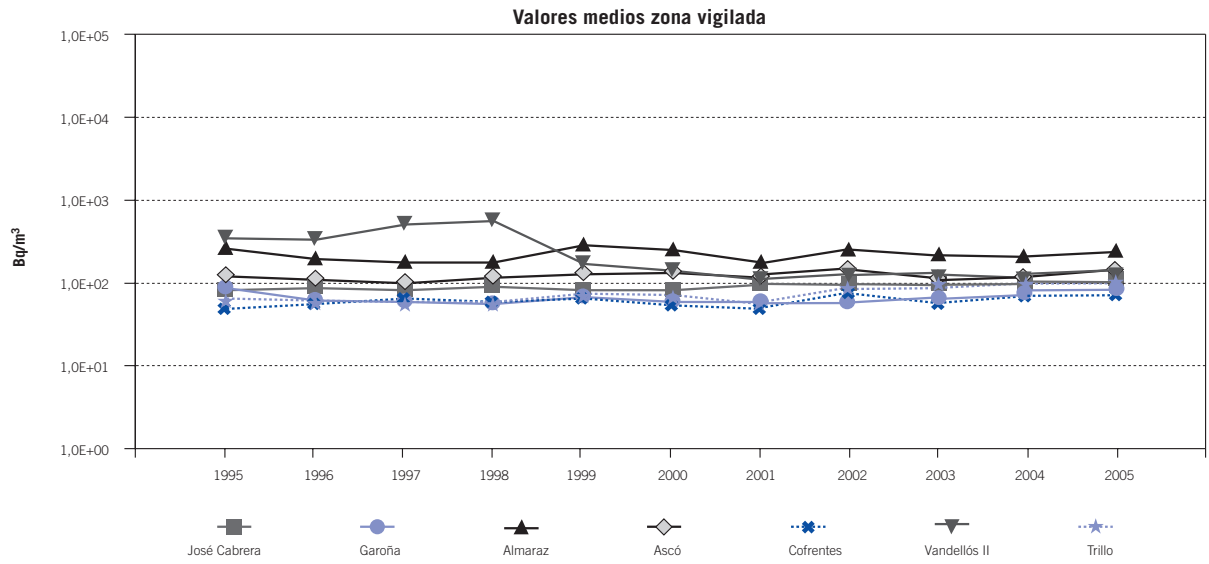


Figura 1.45. Muestras de agua potable. Evolución temporal de actividad beta resto

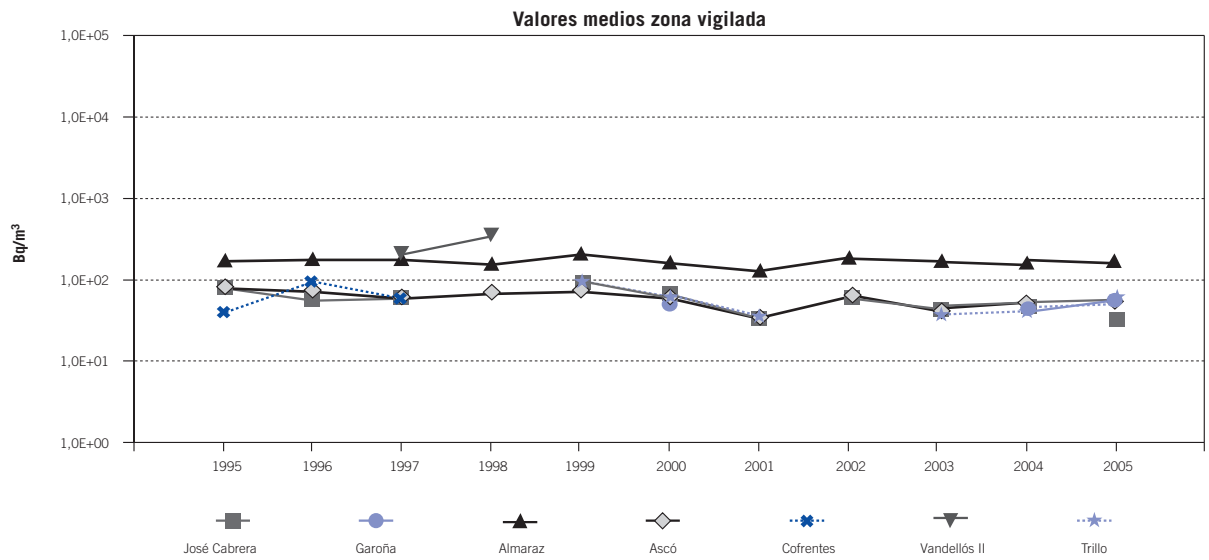


Figura 1.46. Muestras de agua potable. Evolución temporal de tritio

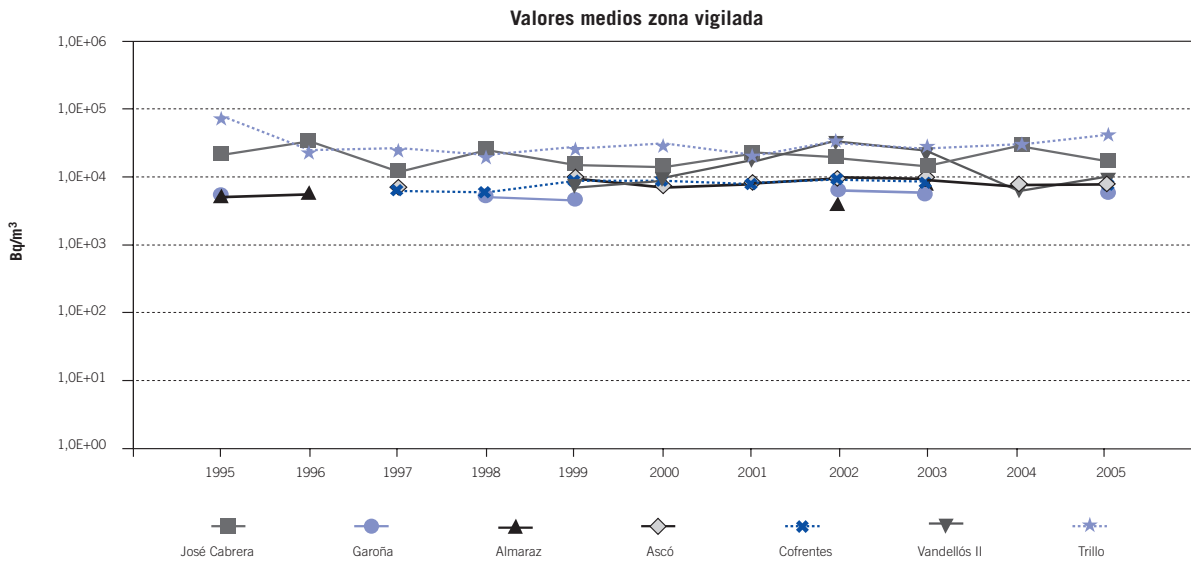


Figura 1.47. Muestras de leche. Evolución temporal del I-131

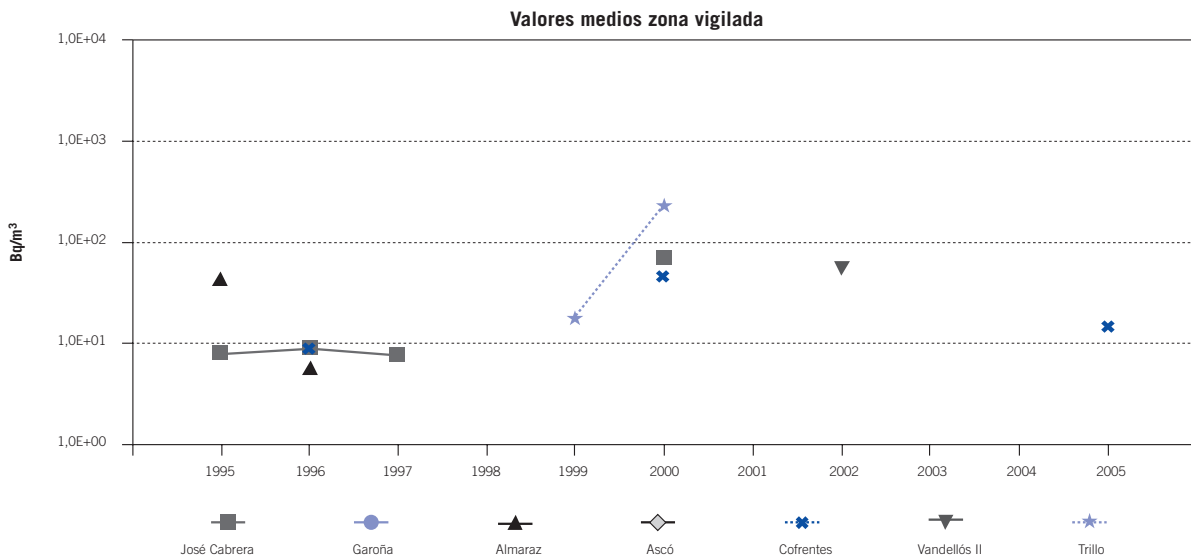


Figura 1.48. Muestras de leche. Evolución temporal del Sr-90

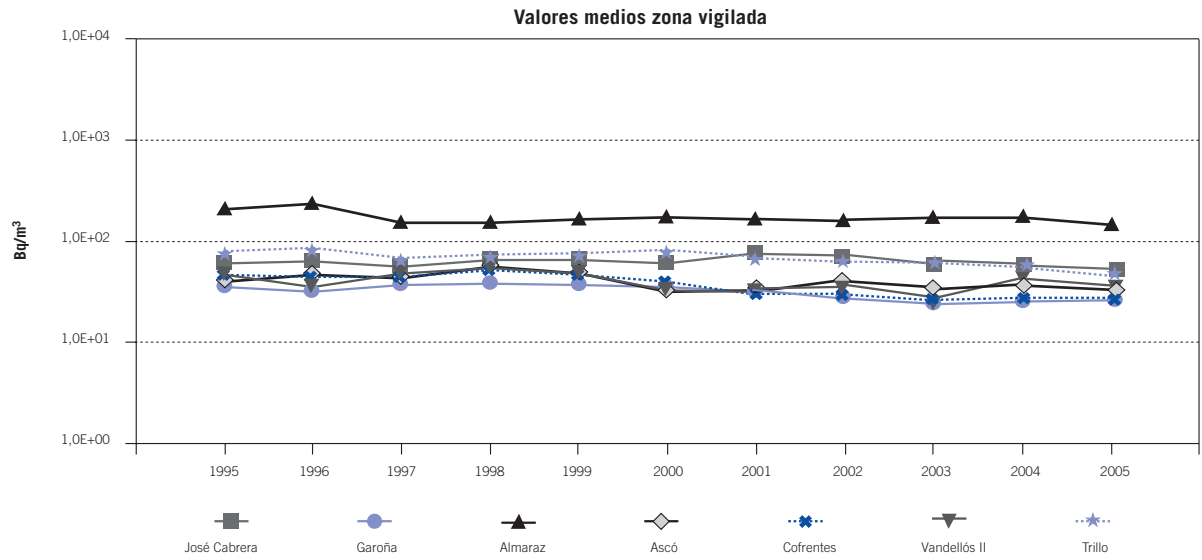


Figura 1.49. Muestras de leche. Evolución temporal de Cs-137

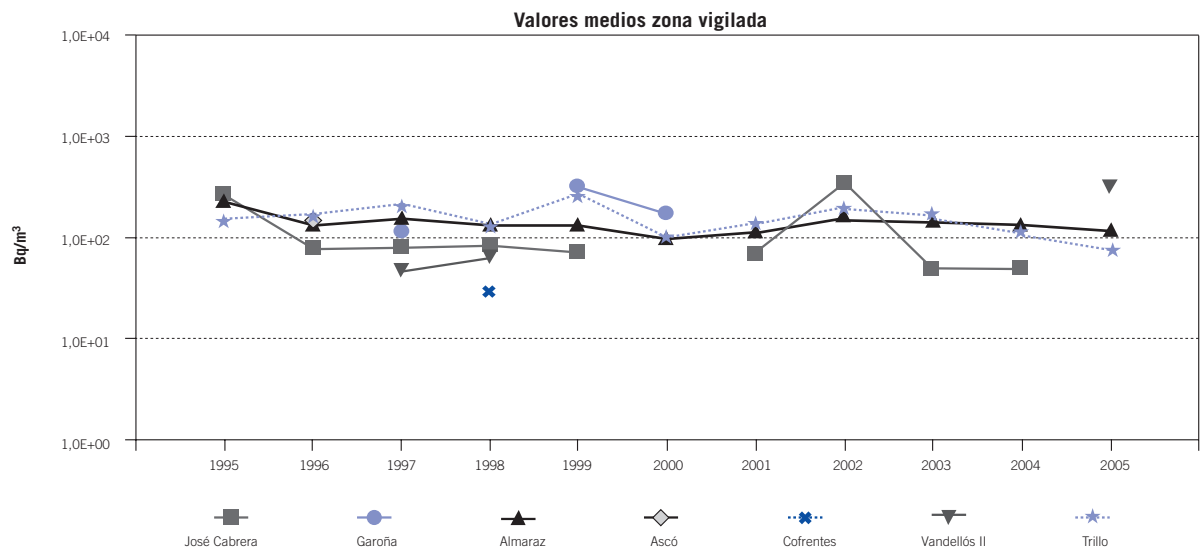
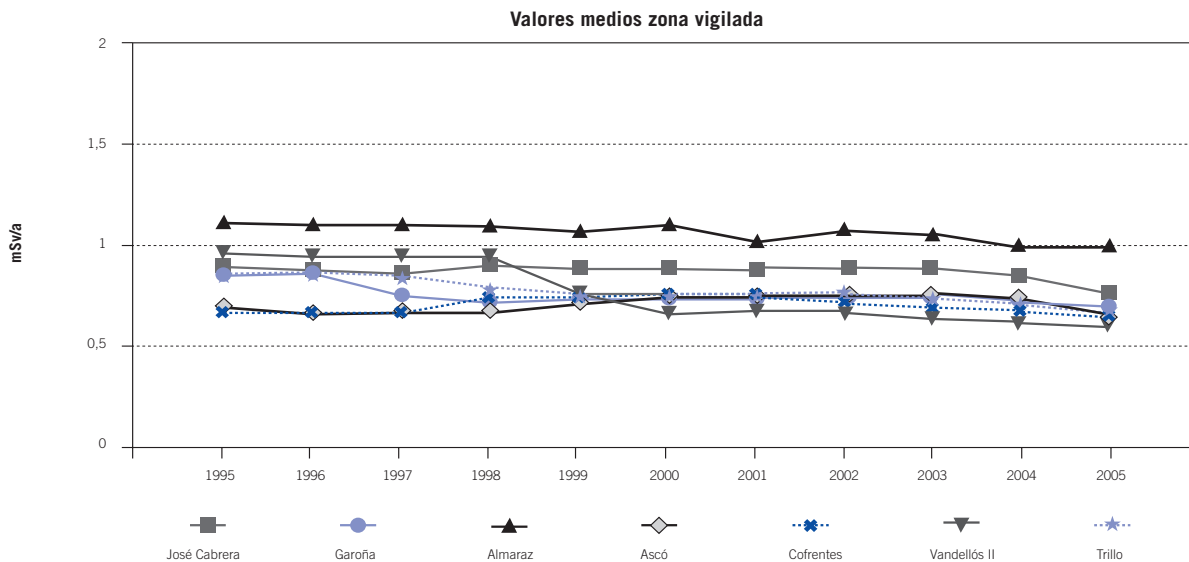


Figura 1.50. Radiación directa. Dosis integrada. Valores de los DTL



En la figura 1.50 se representan los valores medios anuales de tasa de dosis ambiental obtenidos a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia. Estos valores incluyen la contribución de dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

De la evaluación de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental durante el año 2005 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.

1.1.1.10. Combustible irradiado y residuos radiactivos

En el capítulo 3 Residuos de este informe se tratan todos los temas relacionados con esta materia, sin embargo cabe destacar lo siguiente:

Durante el año 2006 ha tenido lugar la presentación del segundo informe nacional en cumplimiento del compromiso adquirido por el Estado

español con el instrumento de ratificación de la *Convención conjunta sobre la seguridad de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos*.

En junio de 2006 el CSN informó favorablemente el diseño conceptual genérico para el Almacenamiento Temporal Centralizado (ATC) presentado por Enresa de acuerdo con lo dispuesto en el artículo 81 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*, que permite la apreciación de diseños y metodologías genéricas, lo que, de acuerdo con dicha disposición, facilitaría posteriores etapas de licenciamiento siempre y cuando se demuestre el cumplimiento de los límites y condiciones impuestas. La instalación propuesta tipo bóveda ha sido evaluada de acuerdo con la normativa nacional de los organismos internacionales, teniendo en cuenta la utilizada por otros países con instalaciones similares.

En julio de 2006, el CSN apreció favorablemente el diseño del sistema de almacenamiento temporal en seco para el combustible gastado de la central nuclear Jose Cabrera, basado en el uso de contenedores

mixtos de acero y hormigón, denominados HI-STORM, que han sido evaluados de acuerdo con la normativa internacional y la normativa del país de origen de la tecnología, los Estados Unidos de América. Mediante resolución de agosto de 2006, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio aprobó el diseño de dicho sistema incorporando los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica emitidos por el CSN.

En el año 2006 las centrales nucleares en explotación generaron residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad, con una actividad estimada en 25.949,59 GBq acondicionados en 2.930 bidones de 220 litros. En la tabla 1.11 se desglosa la producción de bultos por central.

En la figura 1.51 se muestra el porcentaje por instalación de la generación total de bidones de residuos radiactivos durante el año 2006 en las instalaciones nucleares españolas en operación.

La figura 1.52 muestra la distribución porcentual, por instalación, del contenido de actividad de los residuos generados durante el año 2006.

En el año 2006, Enresa retiró un total de 2.508 bultos de residuos radiactivos acondicionados por las centrales nucleares, que fueron trasladados hasta el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

En la figura 1.53 se muestra la distribución, por su origen, en las distintas centrales nucleares, de los bidones de residuos radiactivos sólidos acondicionados transportados durante el año 2006 al centro de almacenamiento de El Cabril.

En la tabla 1.12 se resume la gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares en explotación desde el inicio de su operación, incluyendo el estado actual de ocupación de los almacenes temporales, la capacidad de los almacenes expresada en bidones equivalentes de 220 litros, los porcentajes de ocupación de los almacenes a fecha 31 de diciembre de 2006 y los bidones transportados por Enresa desde cada instalación con destino a El Cabril.

En la figura 1.54 se muestra un resumen de la gestión de los residuos radiactivos realizada en las instalaciones nucleares desde el comienzo de su operación.

Tabla 1.11. Bultos de residuos radiactivos generados y evacuados a El Cabril en el año 2006 de las centrales nucleares

Instalación	Actividad acondicionada (GBq)	Bultos generados	Bultos retirados
José Cabrera (1)	718,85	388	468
Santa M ^a de Garoña	7.460,15	378	129
Almaraz I y II	2.554,71	490	315
Ascó I y II	5.653,842	468	405
Cofrentes	1.132,80	742	747
Vandellós II	7.085,38	225	282
Trillo	1.343,87	239	162
Totales	25.949,59	2.930	2.508

(1) En la central nuclear José Cabrera se generó un contenedor tipo CMT (1.300 litros) con residuos radiactivos sólidos no compactables siendo la actividad acondicionada de 1,25 E-02 GBq.

Figura 1.51. Distribución de los 2.930 bultos de residuos radiactivos acondicionados durante el año 2006

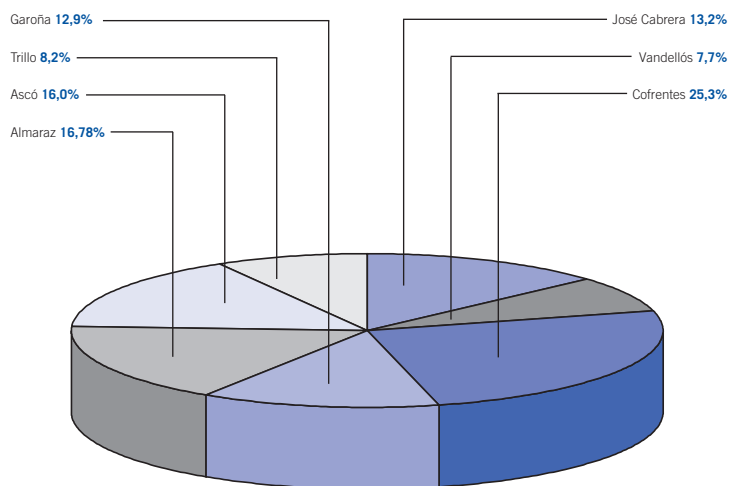


Figura 1.52. Distribución de la actividad generada (25.949,59 GBq) de los residuos radiactivos acondicionados durante el año 2006

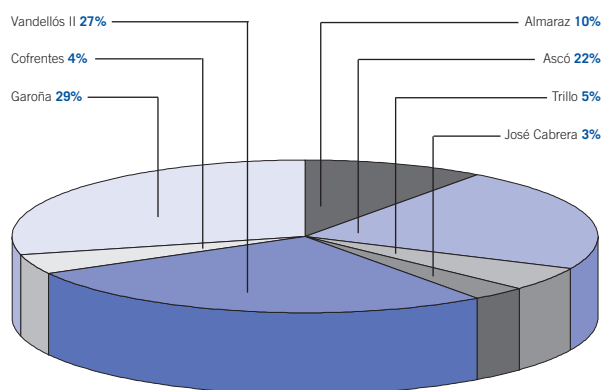


Figura 1.53. Distribución de los 2.508 bultos de residuos radiactivos acondicionados transportados a El Cabril durante el año 2006

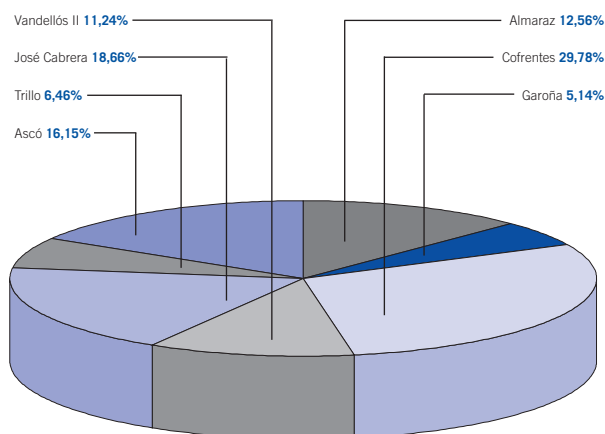


Tabla 1.12. Gestión de los residuos radiactivos acondicionados en las centrales nucleares, desde el inicio de su operación hasta el 31 de diciembre de 2006

	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 (a)	19.094	3.654	13.363	2.138	1.211	12.669	9,56%
Sta. M ^a Garoña	19.479	1.392	13.553	4.468	4.479	9.576	46,78%
Almaraz I y II	23.119	2.019	14.432	6.668	7.079	23.544	30,07%
Ascó I y II	21.286	4.499	14.196	2.591	2.676	8.256	32,41%
Cofrentes	26.531	355	18.923	7.253	7.253	12.669	57,25%
Vandellós II	4.933	0	3.621	1.312	1.312	12.669	10,36%
Trillo	5.603	0	4.871	729	729	10.975	6,64%
Total	120.045	11.919	82.959	25.159	24.739	90.358	27,38%

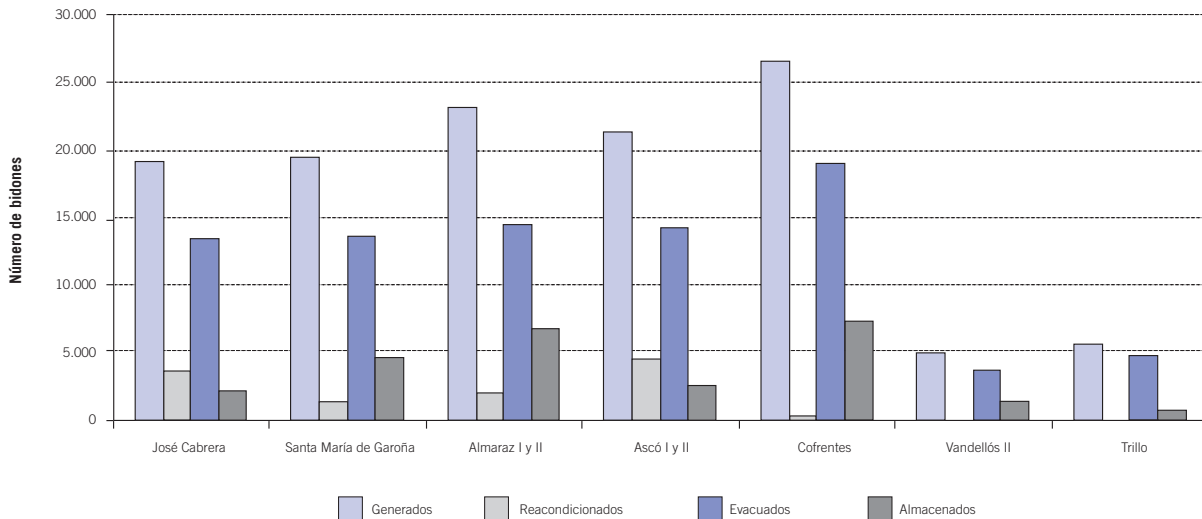
(1) Residuos acondicionados en bidones de diferentes volúmenes (180, 220, 290, 400 y 480 litros), los bultos reacondicionados han desaparecido al ser transformados en otros bultos de mayor volumen.

(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.

(a) No está incluido el contenedor CMT generado y almacenado en la central nuclear José Cabrera

Figura 1.54. Gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad en las centrales nucleares españolas a 31 de diciembre de 2006



1.1.2. Aspectos específicos

1.1.2.1. Central nuclear José Cabrera

a) Actividades más importantes

La central nuclear José Cabrera ha estado operando hasta el 30 de abril de 2006, según la autorización de explotación otorgada por Orden del Ministerio de Economía de fecha 14 de octubre de 2002.

Durante el período de explotación la energía bruta producida por la central fue de 416,8 GWh, con un factor de carga del 96,49%.

No han existido variaciones de carga significativas durante los cuatro meses del año 2006 en los que la central ha estado operando.

La fecha de parada definitiva, como quedó establecida en la autorización de explotación de 2002, ha sido el 30 de abril de 2006. Se procedió a descargar el combustible del núcleo al foso de combustible gastado, lugar en donde se encuentra desde esa fecha.

Se declaró oficialmente el cese definitivo de la explotación mediante Orden Ministerial de 20 de abril de 2006, adjuntándose las condiciones a las que debían ajustarse las actividades a realizar en la instalación hasta la autorización de desmantelamiento.

El cese de explotación ha supuesto, para la central nuclear José Cabrera una reducción significativa de requisitos, al eliminarse todos aquellos que tienen que ver, exclusivamente, con la operación a potencia. Se ha llevado a cabo una revisión de la práctica totalidad de los documentos de licencia, sobre la base del análisis de accidentes y riesgos que realizó el titular para esta nueva situación, requerido por la Instrucción técnica de fecha 17 de junio de 2004, *Instrucción técnica complementaria sobre la modificación de los documentos oficiales de explotación asociados a la declaración de cese de la explotación*.

Los sistemas más relevantes desde el punto de vista de la seguridad de la instalación son el sistema de refrigeración de la piscina de combustible y los que constituyen su cadena de evacuación de

calor residual necesarios (sistema de agua de servicios esenciales y de componentes). También, entre los sistemas soporte relevantes destaca el sistema eléctrico. La gran mayoría de los sistemas restantes: protección, salvaguardias, relacionados con el circuito secundario, agua de alimentación auxiliar, sistema de inyección de seguridad, control químico y volumétrico, etc., no tienen ninguna función de seguridad en esta nueva etapa de la instalación.

Dado que la autorización de explotación vigente faculta al titular a desempeñar las actividades del período de transferencia, se considerarán como documentos oficiales del período de transferencia los mismos que hasta ahora, adaptados a las actividades que se han de desarrollar en este período:

- Estudio de seguridad en parada.
- Reglamento de funcionamiento en parada.
- Especificaciones de funcionamiento en parada.
- Plan de emergencia interior.
- Manual de garantía de calidad en parada.
- Manual de protección radiológica.
- Plan de gestión de residuos radiactivos.

Asimismo, la central nuclear José Cabrera aplica otros documentos que complementan a los documentos oficiales o que constituyen una ampliación de los mismos.

Entre los otros documentos complementarios, se encuentran:

- Programa de protección contra incendios.
- Programa de mantenimiento preventivo.
- Programa de control de la química y actividad del agua de la piscina de combustible gastado.

- Programa de mantenimiento del sistema de refrigeración de la piscina de combustible gastado y aporte a la misma.
- Programa de aislamiento de la contención.

Todos aquellos sistemas que se han considerado importantes para la condición de parada pero no se los ha dado crédito en el análisis de accidentes, se han incluido en estos programas específicos que incluyen tablas con las condiciones de vigilancia, acciones y criterios de vigilancia para el control de los equipos y componentes de los sistemas importantes para la seguridad.

El análisis de riesgos citado anteriormente revela que la frecuencia estimada de daño al combustible es 100 veces inferior a la que tenía con la central en operación. No obstante, el Consejo de Seguridad Nuclear decidió mantener uno de los dos inspectores residentes en el emplazamiento, al tener previstas una serie de actividades importantes para la seguridad nuclear y la protección radiológica, orientadas al futuro desmantelamiento de la planta (labores de descontaminación del sistema primario, caracterización del emplazamiento, acondicionamiento del combustible gastado en contenedores en seco, etc.).

El Consejo, en su reunión de 17 de mayo de 2006, en el ejercicio de las competencias que la legislación vigente le atribuye en materia de control del funcionamiento de las instalaciones nucleares, sobre la base de la propuesta que en el ámbito de sus competencias efectuó la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y de acuerdo con lo previsto en la condición 8 del Anexo a la Orden Ministerial del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio por la que se declara el cese de explotación, acordó establecer a la instalación José Cabrera las instrucciones técnicas complementarias que garantizaran el mantenimiento de las condiciones y requisitos de seguridad de la

instalación, y el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos en la autorización.

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, tras la apreciación favorable del Consejo, emitió la resolución del 8 de agosto de 2006 por la que se aprueba el diseño del sistema de almacenamiento de combustible irradiado.

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio en su resolución del día 15 de diciembre de 2006, autorizó la ejecución y montaje de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible irradiado de la central nuclear José Cabrera. Dicha autorización es necesaria, según el artículo 27 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR), al ser una modificación que implica obras de construcción o montaje significativas, que afectan a criterios, normas y condiciones en las que se basa la autorización de cese. Dicha modificación, pendiente de aprobación, se realiza para hacer frente de manera eficaz al desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera, ya que según el artículo 28 del RINR en su apartado segundo, indica que el titular de la autorización de explotación, antes de la concesión de la autorización de desmantelamiento deberá haber descargado el combustible del reactor y de las piscinas de almacenamiento, o disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el Ministerio. Así mismo, deberá haber acondicionado los residuos generados durante la explotación.

El 19 de octubre de 2006 se realizó el simulacro anual del Plan de Emergencia Interior (PEI).

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del día 16 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente los

límites y condiciones asociadas a la declaración del cese de explotación de la central nuclear José Cabrera y la propuesta de modificación de los documentos oficiales de explotación.

- El Consejo, en su reunión del día 23 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente la solicitud de ejecución y montaje de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.
- El Consejo, en su reunión del día 23 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente el contenido del estudio sobre el impacto medioambiental de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

El Consejo de Seguridad Nuclear en su reunión del día 18 de julio adoptó el siguiente acuerdo relativo a la apreciación favorable del sistema de almacenamiento en seco HI-STORM 100 para el almacenamiento del combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

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 2006 se realizaron 11 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 su autorización vigente (de explotación o de cese), en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

Las 11 inspecciones realizadas en 2006 abarcaron las áreas siguientes:

- Protección radiológica (2).
- Fuera de jornada laboral (3).
- Desclasificación de material.
- Modificaciones de diseño (2).
- Gestión de combustible gastado.
- Garantía de calidad.
- Emergencias.

d) Apercibimientos y sanciones

Durante el año 2006 no se emitieron apercibimientos ni sanciones a la central nuclear José Cabrera.

e) Sucesos

El 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.

Durante el año 2006 se ha producido un suceso notificable.

- El día 13 de septiembre de 2006, el titular notificó la existencia de una inconsistencia documental en el proceso de caracterización de dos antiguas fuentes neutrónicas de arranque secundarias y una primaria, almacenadas en el foso de combustible. El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad de las personas, el medio ambiente ni la instalación, y se encuentran en la actualidad en curso las acciones de caracterización de dichos residuos especiales, mediante una revisión documental, física y la elaboración de un informe final, con fecha prevista de 30 de abril de 2007.

El suceso fue clasificado con nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Durante la operación de la central nuclear José Cabrera no se produjeron paradas no programadas ni paradas automáticas de la instalación.

1.1.2.2. Central nuclear Santa María de Garoña

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia térmica en condiciones estables durante todo el año 2006, excepto las paradas no programadas de los días 22 de julio, 26 de septiembre, 5 de octubre y 3 de diciembre y las reducciones de potencia llevadas a cabo el día 27 de junio para realizar la sustitución de un acumulador de una barra de control, el día 3 de julio por alta temperatura en el agua del río Ebro, desde el día 6 al 16 de septiembre por el mismo motivo y desde el día 7 hasta el 31 de diciembre, como consecuencia derivada de la detección de un incremento de la actividad en eyectores indicativo de un posible fallo de vaina y del inicio de la fase de extensión del ciclo por *coast down* y las reducciones de potencia practicadas los días 22 de enero, 7 y 9 de mayo, 14 de noviembre y 3, 11, 18 y 25 de diciembre de 2006 para realizar pruebas periódicas de vigilancia programadas y ajustes del modelo de barras de control.

Durante el año 2006 la central no ha llevado a cabo parada para recarga de combustible.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue 3.842,327 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.486,68 horas, con un factor de carga del 94,12% y un factor de operación del 96,88%.

El simulacro anual del plan de emergencia interior se realizó el 27 de abril de 2006. En esta ocasión el escenario simulado se inició con una pérdida de refrigerante del reactor, continuando con el fallo del sistema de inyección a alta presión, del sistema de inyección a baja presión, del sistema de

rociado del núcleo y de un generador diesel. En el escenario simulado se llegó hasta categoría IV, *emergencia general*.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del 17 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente sobre la modificación de diseño para la aplicación durante el ciclo 24 de operación de la opción I-D basada en el documento ITEC-1208, revisión 1, para la prevención y supresión de inestabilidades termohidráulicas. Esta autorización fue concedida por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 5 de junio de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 17 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente sobre la aprobación de la revisión 9 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas y de la revisión 8 de sus Bases. Esta aprobación fue concedida por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 5 de junio de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 23 de noviembre de 2006, acordó informar favorablemente sobre la modificación de diseño MD-447 *Extracción y procesado de los lodos de los tanques decantadores 2034 A y B*. Esta autorización fue concedida por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de diciembre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 23 de noviembre de 2006, acordó informar favorablemente sobre la aprobación de la revisión 30 del Estudio de Seguridad. Esta aprobación fue concedida por

resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 11 de diciembre de 2006.

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

- El Consejo, en su reunión del 10 de mayo de 2006, acordó establecer una Instrucción Técnica Complementaria al Permiso de Explotación de la central nuclear Santa María de Garoña sobre la aplicabilidad de la reglamentación del país de origen del diseño.
- El Consejo, en su reunión del 20 de octubre de 2006, acordó establecer una Instrucción Técnica Complementaria al Permiso de Explotación de la central nuclear Santa María de Garoña sobre la normativa de aplicación condicionada.

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 2006 se realizaron 21 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo objeto de seguimiento por el CSN.

De las 21 inspecciones realizadas en 2006, las 11 llevadas a cabo sobre los temas siguientes corresponden al Plan Base de Inspección:

- Modificaciones de diseño.

- Funcionamiento, mantenimiento y pruebas de cambiadores de calor y sumidero final de calor.
- Planes de emergencia, ejercicios y simulacros.
- Control de la gestión de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad.
- Inspección en servicio.
- Plan de gestión de la vida útil.
- Protección contra incendios.
- Inspecciones del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) realizadas por la inspección residente (4).

El resto de inspecciones se han dedicado a comprobaciones sobre licenciamientos en curso, sucesos, lecciones aprendidas del suceso ocurrido en 2004 en la central nuclear Vandellós II y seguimiento de la operación. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Lecciones aprendidas del suceso ocurrido en 2004 en la central nuclear Vandellós II (3).
- Licenciamiento del análisis para la prevención y supresión de inestabilidades termohidráulicas.
- Licenciamiento del nuevo análisis de la contención primaria.
- Licenciamiento de la aplicación del Código TRACG en el análisis de transitorios de la central.
- Programas de control de la química de la central.
- Suceso notificable ocurrido el 13 de septiembre de 2006 (ver sucesos).
- Prueba de infiltraciones a la envolvente de la sala de control.
- Implantación de la revisión 2 del estándar EPG-SAG (*Emergency Procedure Guidelines and Severe Accident Guidelines*)

d) **Apercibimientos y sanciones**

Durante este período el Consejo no acordó ningún apercibimiento al titular ni la apertura de ningún expediente sancionador al mismo.

e) **Sucesos**

El 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares. Todos los sucesos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

En el año 2006 el titular notificó seis sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas.

Paradas automáticas del reactor

Se han producido tres paradas automáticas del reactor.

- El día 26 de septiembre de 2006 se produjo el disparo del reactor por bajo nivel en la vasija generado como consecuencia del disparo de la bomba A de agua de alimentación y de la bomba A de agua de condensado, debido a la actuación de la lógica de baja tensión en la barra A de 4,16 kV. La señal de baja tensión en la barra A de 4,16 kV se produjo por la apertura del interruptor secundario de los transformadores de medida de tensión de la barra, al producirse el cortocircuito cuando se estaba realizando un mantenimiento programado en las protecciones eléctricas de la bomba A del sistema de purificación del agua del reactor. Una vez recuperado el nivel y con los parámetros de la central estables se rearmó el interruptor recuperando la operabilidad de la barra A de 4,16 kV y se normalizaron los equipos que se alimentan de la misma.

- El día 5 de octubre de 2006 se produjo el disparo del reactor por rechazo de carga debido a una falta a tierra en un elemento de la amplidina (regulador de la tensión de campo del generador), la cual provocó la pérdida de excitación del generador y la correspondiente actuación del relé de bloqueo del mismo. Como consecuencia de dicha actuación se produjo la transferencia eléctrica del transformador auxiliar de la unidad al transformador de reserva A. Durante el transitorio se produjo una bajada de tensión en la barra A de 4.160 V que inició la lógica de tensión degradada en la barra D de 4.160 V y aunque la tensión en dicha barra se normalizó inmediatamente a un valor adecuado para el funcionamiento de los equipos, dicho valor era inferior al tarado de reposición de los relés de la lógica de tensión degradada, no produciéndose el rearme de los mismos. La permanencia de la lógica de tensión degradada durante más de 165 segundos provocó el arranque del generador diesel 2, que no acopló a la barra debido a una anomalía en la actuación del relé de tensión de salida de dicho generador diesel. Se identificó el origen del fallo de la excitación del generador en un cable derivado a tierra de la amplidina y se normalizó dicha anomalía procediendo a un rebobinado del estator de la misma. Se identificó la causa del fallo del relé de tensión de salida del generador diesel 2 en un roce del disco de inducción con el núcleo de la bobina y se procedió a su sustitución y a la comprobación de su correcto funcionamiento. Se comprobó el correcto funcionamiento del relé homólogo del otro generador diesel. Se comprobó la actuación correcta de los relés de tensión degradada y, dado que la banda de rearme no era la más adecuada, se procedió a la sustitución de tres relés en la barra D por otros con una banda de rearme menor. La misma comprobación se realizó para la barra C procediendo a la sustitución de un relé por el mismo motivo.

- El día 3 de diciembre de 2006 se produjo el disparo del reactor por rechazo de carga al actuar el relé de bloqueo del generador. Dicho bloqueo se produjo al alcanzarse el límite de subexcitación del mismo durante una intervención del operador de turbina para ajustar su tensión de salida estando la regulación automática de la excitación del generador fuera de servicio. Las transferencias de alimentación eléctrica se realizaron correctamente sin pérdida de tensión en barras.

Paradas no programadas

Se ha producido una parada no programada.

- El día 22 de julio de 2006 se alcanzaron 25°C en el agua del río Ebro como consecuencia de las condiciones climatológicas existentes y del caudal establecido en dicho río por la Confederación Hidrográfica correspondiente. Al alcanzarse dicha temperatura se tuvo que llevar la central a parada en aplicación de la Especificación de Funcionamiento 3.7.1.

Otros sucesos notificables

- El día 13 de septiembre de 2006 se detectó que la intensidad de cortocircuito de la batería C de 125 Vcc, instalada en diciembre de 2005, era superior a la intensidad de corte de los interruptores de algunas de las cargas de la barra A de 125 Vcc. Los efectos de esta anomalía en la selectividad de actuación de protecciones en la distribución de 125 Vcc de la división eléctrica A podrían haber dado lugar, caso de producirse una falta franca en las proximidades de la barra, a una posible pérdida de la misma, al actuar las protecciones existentes aguas arriba de dicha barra A. Al detectarse la situación se emitió un Permiso de Trabajo de Operación (PTO) para impedir que la batería C alimentase la barra A de 125 Vcc y se realizó un cambio de diseño para solucionar el problema.

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

- El día 11 de diciembre de 2006 se detectó un incremento en la actividad medida en los eyectores del condensador, los valores medidos estaban alejados del valor límite de las Especificaciones de Funcionamiento si bien eran indicativos de un fallo de vaina de combustible. Se realizaron comprobaciones y se apantallaron, mediante la inserción de barras de control, los elementos combustibles cuya vaina podía estar dañada. Se continuó la operación a potencia reducida.

El suceso no tuvo consecuencias para el personal y los efectos sobre el medio ambiente estuvieron dentro de los límites autorizados.

1.1.2.3. Central nuclear de Almaraz

a) Actividades más importantes

Unidad I

La central ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2006, excepto durante el tiempo debido a las paradas programadas de los días 31 de enero, 2 y 3 de mayo, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el período de recarga de combustible.

Al comienzo del mes de octubre la unidad operaba al 93% de potencia, en proceso de reducción de carga, por alargamiento de ciclo, previo a la parada para la decimoctava recarga de combustible (18R1).

Tal como estaba previsto, a las 22:00 horas del día 1 de octubre de 2006, con el desacoplamiento de la unidad de la red, dieron comienzo las actividades programadas para dicha parada de recarga.

Las actividades más destacables llevadas a cabo durante esta parada fueron las siguientes:

- Descarga y carga de elementos combustibles del núcleo del reactor, quedando configurado el

mapa para el próximo ciclo décimo noveno por 68 elementos nuevos y 89 procedentes del pasado ciclo.

- Inspección por corrientes inducidas al 50% de los tubos del generador de vapor GV-1, con resultados satisfactorios.
- Revisión de sellos a las bombas de refrigeración del reactor RCP-1 y RCP-2 y cambio del aislamiento térmico en las tres bombas.
- Inspección de las penetraciones de la tapa de la vasija del reactor.
- Instalación de cierres mecánicos y cambio del sistema de control en las dos turbobombas de agua de alimentación.
- Prueba de fugas a penetraciones del recinto de contención.
- Mantenimiento de ambos trenes de salvaguardias tecnológicas.
- Sustitución de la fase T de los transformadores principales.
- Instalación de nuevos interruptores de 380 V con relés digitales en las barras de salvaguardias.
- Cambio de cabinas de control del reactor.
- Implantación del generador diesel 5DG.
- Prueba de estanqueidad del recinto de contención.
- Implantación de 55 modificaciones de diseño, entre las cuales cabe destacar la de instalación de unidades de refrigeración en la sala turbobomba de agua de alimentación auxiliar, instalación de venturis en líneas de inyección de seguridad, refuerzo de sumideros de contención

e instalación de sistema de inspección de combustible en grúa manipuladora.

Tras finalizar las actividades previstas, dieron comienzo las pruebas programadas en la secuencia de arranque, finalizando el mes con la unidad en *modo 5* (parada fría). A las 20:43 horas del día 5 de noviembre se acopló la unidad a la red, dándose así por finalizada la parada de recarga y mantenimiento.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 7.438,907 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.830 horas, con un factor de carga del 86,92% y un factor de operación del 89,38%.

El día 23 de noviembre de 2006 se llevó a cabo el simulacro anual de emergencia. Durante su desarrollo se activaron todas las organizaciones implicadas, comprobándose la coordinación de las mismas, así como las vías de comunicación establecidas, calificándose los resultados como satisfactorios.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia durante todo el año 2006, excepto durante el tiempo debido a la parada programada del día 14 de enero, las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y el período de recarga de combustible.

La unidad operó a plena potencia hasta la 14:00 horas del día 17 de marzo en que se inició la reducción gradual de potencia a fin de desacoplarla de la red a las 22:10 horas y dar comienzo las actividades programadas para la 16R2, decimosexta recarga de combustible, y mantenimiento.

Las actividades más destacables de la parada de recarga llevadas a cabo fueron las siguientes:

- Descarga del núcleo de combustible del reactor.

- Inspección por corrientes inducidas al 33% de los tubos del generador de vapor GV-3, con resultados satisfactorios.
- Revisión de sellos a las bombas de refrigeración del reactor RCP-2 y RCP-3.
- Inspección del rotor de la turbina de baja presión TBP-2.
- Sustitución de las fases R y T de los transformadores principales.
- Mantenimiento de ambos trenes de salvaguardias tecnológicas y generador diesel 2DG y 4DG.
- Puesta en servicio de la nueva grúa manipuladora de combustible en el edificio del reactor.
- Prueba de fugas a las penetraciones del recinto de contención.
- Trabajos previos para la implantación del generador diesel 5DG.

Esta unidad ha permanecido acoplada a la red de forma interrumpida desde el inicio del ciclo (30 de octubre de 2004), lo que ha supuesto un total de 504 días, el período más largo alcanzado por la unidad II.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 7.501,076 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.746,5 horas, con un factor de carga del 87,38% y un factor de operación del 88,43%.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión de 16 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 79 y 74 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de marzo de 2006.
- El Consejo, en su reunión de 25 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 80 y 75 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 5 de junio de 2006.
- El Consejo, en su reunión de 8 de noviembre de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 81 y 76 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de noviembre de 2006.
- El Consejo, en su reunión de 1 de diciembre de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones 82 y 77 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II respectivamente. En esta misma resolución se apreció favorablemente la entrada en servicio del quinto generador diesel y los tanques de gasoil asociados, así como la revisión AC-19 del Estudio de seguridad. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 27 de diciembre de 2006.

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

2006 se realizaron 38 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

Las siguientes 20 inspecciones corresponden al *Programa Base de Inspección*:

- Seguimiento de actividades generales de operación.
- Desarrollo del proceso de modificaciones de diseño.
- Simulacro de emergencia.
- Inspección en servicio. Presencia de pruebas.
- Gestión de vida útil.
- Cultura de seguridad.
- Experiencia operativa y normativa.
- Inspección sobre formación y simulador.
- Garantía de calidad-control de contratistas.
- Protección radiológica operacional en las recargas 16R2 y 18R1 (2).
- Seguimiento de la vigilancia y control del Plan de gestión de combustible gastado y residuos de alta actividad.
- Protección contra incendios.
- Emplazamiento y condiciones meteorológicas extremas.
- Inspección sobre el programa de organización y factores humanos.
- Inspecciones trimestrales (4) de la inspección residente del CSN.

- Regla de mantenimiento.

El resto de inspecciones, 18, están relacionadas con:

- Inspección general de la recarga de las unidades I y II por los inspectores residentes.
- Revisión del Programa Alara en ambas recargas.
- Seguimiento del cumplimiento de las instrucciones complementarias del CSN como son las relativas a: respuesta de Almaraz a la Instrucción Técnica Complementaria sobre el suceso de Vandellós II.

Otras inspecciones:

- Equilibrado de caudales del sistema de refrigeración de componentes.
- Inspección al nuevo sistema de control digital del reactor.
- Sumideros de contención.
- Vigilancia de caudales de inyección de seguridad.
- Cálculos en válvulas motorizadas, MOVS.
- Combustible nuclear.
- Transporte de material radiactivo
- Plan de emergencia interior.

d) Apercebimientos y sanciones

No se ha producido a lo largo del año 2006 ningún apercebimiento ni sanción a la central nuclear de Almaraz.

e) Sucesos

El 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares. Todos los sucesos fueron clasificados

como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Unidad I

Paradas automáticas del reactor

- El día 31 de enero de 2006, la unidad operaba de forma estable al 100% de potencia hasta las 7:35 horas, en que se produjo una parada automática de la turbobomba de agua de alimentación principal FW1-PP-01A por la actuación de la protección del cojinete de empuje de la misma, provocando una bajada de potencia hasta 658 MW. Durante esta situación, a las 7:40 horas se produjo la parada automática del reactor, por parada automática de turbina +P7 (potencia superior al 10%), debido a muy alto nivel en el generador de vapor GV-1.

La actuación de la protección del cojinete de empuje de la turbobomba que originó la parada de la misma, se debió a la actuación de un interruptor de presión, por la obstrucción en una válvula solenoide de prueba.

Todos los sistemas de control y seguridad actuaron correctamente, procediéndose, tras subsanar la anomalía, a hacer crítico el reactor a las 17:15 horas del mismo día y a acoplar la unidad a la red a las 20:03 horas.

- El día 2 de mayo de 2006, la unidad operaba de forma estable al 100% de potencia hasta las 16:08 horas, en que se produjo la parada automática del reactor por parada automática de turbina +P7 (potencia superior al 10%). El origen de dicha parada fue motivado por una falta eléctrica provocada por la rotura de una escobilla de detección de falta a tierra del rotor del turboalternador, dañando a su vez los diodos y fusibles de la excitatriz.

Durante los trabajos de reparación de la excitatriz, a las 23:55 horas del mismo día, se hizo crítico el reactor.

- El día 3 de mayo de 2006, a las 17:46 horas, con la unidad desacoplada de la red, se procedió a la parada manual del reactor, tras la caída de las barras de control y parada, originada por la parada de los motogeneradores, como consecuencia de la pérdida de tensión en el transformador de arranque T1A2, originada a su vez por un cortocircuito en la caja de bornas de la bomba de condensado CD1-PP-2A.

A las 5:20 horas del día 4 se decidió hacer nuevamente crítico el reactor; pero dado que los trabajos de reparación de la excitatriz se prolongaban más de lo previsto, a las 11:15 horas del mismo día se optó por hacer subcrítico el reactor.

Cuando los trabajos de reparación de la excitatriz se encontraban en fase de finalización, el día 5, a las 5:05 horas, se hizo crítico el reactor, acoplándose la unidad a la red a las 20:50 horas del mismo día.

Paradas no programadas

No se ha producido ninguna parada no programada.

Otros sucesos notificables

- El día 7 de junio de 2006, se informa al CSN que, como resultado del análisis del Infogram IG-04-7 emitido por Westinghouse *Volume Control Tank Spurious Valve Movement*, se pone de manifiesto la posibilidad de que en caso de incendio se pudiesen perder la bomba de carga en operación, como consecuencia del cierre espurio de alguna de las válvulas de aspiración desde el Tanque de Control de Volumen (TCV) y la bomba de reserva, si sus cables pudiesen verse afectados por el mismo incendio, perdiéndose la capacidad de inyección a sellos. Se ha identificado que dicho

escenario, se podría producir en la zona de fuego SA-09-01 de la unidad I, en caso de encontrarse en servicio el tren B, y producirse un cierre espurio de la válvula CS1-LCV-115C, si no se alinee la bomba alternativa de ese tren.

Las medidas adoptadas fueron: mantener alineada y en operación la bomba de carga A, variando los tiempos de alternancia de trenes: aumentando el tiempo de funcionamiento por este alineamiento y disminuyendo el tiempo de alineamiento por tren B. En los períodos de alineamiento por el tren B, establecer vigilancias de incendios adicionales. Prestar atención a los trabajos con riesgo de incendio en la sala SA-09-01 e implantar las medidas necesarias para el cumplimiento estricto con el apéndice R, prevista para la próxima recarga.

- El 6 de noviembre de 2006, con la unidad en modo 1 de operación, al 43,5% de potencia nuclear, y suministrando una potencia eléctrica de 355 MW/h, encontrándose en curso las pruebas programadas en la secuencia de arranque una vez finalizada la mencionada parada de recarga, se detectó una fuga de vapor (no aislable) en la línea de la caja de válvulas VC-01 de la turbina de alta presión. A las 22:55 horas del día 6 se inició una bajada ordenada de carga en turbina, hasta llegar al desacoplamiento de la unidad a las 00:35 horas del día 7.

Se procedió a la reparación de la fuga de vapor y una vez finalizada ésta se acopló la unidad a la red a las 1:35 horas del día 7, iniciándose a continuación la subida escalonada de carga en turbina, y continuando con los pasos programados en la secuencia de arranque hasta alcanzar a las 17:10 horas del día 9 de noviembre el 100% de potencia.

Unidad II

Paradas automáticas del reactor

- El día 27 de junio de 2006, la unidad operaba de forma estable al 100% de potencia hasta las 9:21 horas en que se produjo la parada automática del reactor por parada automática de la turbina +P7 (potencia superior al 10%). El origen de dicha parada fue motivado por muy bajo vacío en el condensador. La pérdida de vacío en el condensador fue debida a la rotura de la junta de estanqueidad-expansión entre la turbina de baja presión A y el condensador.

Se procedió a la sustitución de la junta dañada y de la otra equivalente del cuerpo B del condensador, y se generó una actividad de mantenimiento de sustitución periódica de estas juntas con frecuencia 7R y en la unidad I se realizará en la próxima parada de recarga. Se revisó el plan de mantenimiento de componentes elastómeros de sistemas o equipos relacionados con la seguridad para minimizar el fallo por envejecimiento de este tipo de componentes.

Paradas no programadas

- El día 16 de julio de 2006, a las 0:50 horas, se detectó una fuga importante de aceite de lubricación de turbina a través de la membrana del actuador de la válvula EHC-2-3005. Esta válvula es la encargada de poner a drenaje el colector de aceite de parada de alta presión y provoca el cierre de las válvulas de admisión y control de la turbina, por lo que si se llegara a producir señal de baja presión en este colector, originaría la parada automática del reactor.

Tras constatar que no era posible la reparación a potencia, y para evitar la parada automática del reactor, a las 1:25 horas se decidió bajar carga rápidamente, desacoplándose la unidad de la red a las 2:10 horas, manteniendo el reactor crítico.

A las 5:04 horas del mismo día 16, tras sustituir la membrana de dicha válvula, se volvió a

acoplar la unidad a la red, procediéndose seguidamente a la subida de carga hasta el 100% de potencia, permaneciendo en dicho nivel durante el resto de mes.

Otros sucesos notificables

- El día 17 de marzo de 2006 durante la bajada de carga para la parada de recarga, con la unidad al 91,5% de potencia nuclear, la diferencia de flujo axial se salió de la banda de maniobra, permaneciendo fuera de dicha banda con la potencia nuclear por encima del 90% durante siete minutos. Se entró en la condición limitativa de operación 3.2.1, sin ser necesario adoptar acciones adicionales a la continuación de bajada de carga que se estaba realizando. La causa de este suceso fue haber realizado una boración superior a la necesaria en los momentos iniciales de la bajada de potencia, y se produjo un retraso en la inserción de las barras de control y un desplazamiento *delta i* hacia el lado positivo, que dio lugar a su salida de la banda de maniobra. Las acciones correctoras de este suceso fueron establecer una precaución en el procedimiento de control químico y radioquímica del circuito primario, así como la toma de muestras y equilibrado de la concentración de boro, además de entrenamiento del personal con licencia.

1.1.2.4. Central nuclear de Ascó

a) Actividades más importantes

Unidad I

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2006, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas, así como la parada programada de la décimo-octava recarga de combustible que tuvo lugar entre el 8 de abril y el 10 de mayo de 2006.

Las actividades más destacadas desarrolladas durante la recarga han sido:

- La sustitución de los Split Pins (bulones de los tubos guía de las barras de control) del interno superior.
- Sustitución de las tres fases del transformador principal.
- El montaje del Sistema de Adición de Zinc al primario, con resultados satisfactorios.
- La inspección por corrientes inducidas del 64,3% de los tubos del generador de vapor B, con un resultado aceptable.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 7.769,830 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.971,27 horas, con un factor de carga del 85,90% y un factor de operación del 91,00%.

El simulacro anual del Plan de Emergencia Interior se realizó el 29 de junio de 2006. Se simuló, en la unidad I, una secuencia de sucesos que degradaban la seguridad de la instalación progresivamente hasta alcanzar al menos la condición de emergencia de emplazamiento como consecuencia de un suceso externo por inundación que implicaba la pérdida del sumidero final de calor. También se simuló un incendio y un accidentado.

Unidad II

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el año 2006, excepto durante el tiempo debido a las reducciones de carga practicadas para la realización de las pruebas periódicas de vigilancia programadas, sucesos y reparaciones, así como durante las paradas no programadas del día 30 de mayo y del día 30 de septiembre que se describen en el apartado de sucesos notificables.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 8.335,920 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.334,62 horas, con un factor de

carga del 92,64% y un factor de operación del 95,14%.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del 5 de abril de 2006, acordó informar favorablemente sobre la revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 85 de la central nuclear Ascó I. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de abril de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 25 de julio de 2006, acordó informar favorablemente sobre la revisión 14 del Reglamento de Funcionamiento de central nuclear de Ascó. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de septiembre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 25 de julio de 2006, acordó informar favorablemente sobre la revisión 10 del Plan de Emergencia Interior de la central nuclear de Ascó. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de septiembre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 13 de septiembre de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento 86 de la central nuclear Ascó I y 84 de Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de octubre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 4 de octubre de 2006, acordó informar favorablemente sobre las revisiones de las Especificaciones Técnicas de

Funcionamiento 87 de la central nuclear Ascó I y 85 de Ascó II. Estas revisiones fueron aprobadas por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de octubre de 2006.

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 2006 se realizaron 30 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 30 inspecciones realizadas en 2006, la siguiente inspección está relacionada con sucesos notificables ocurridos en la planta:

- Inspección reactiva por el suceso notificable ocurrido en la central nuclear Ascó II el 30 de mayo de 2006, relativo a una fuga no identificada en el edificio de contención.

De las 21 inspecciones siguientes 15 corresponden al *Programa base de inspección*:

- Efectividad del mantenimiento.
- Programa de identificación y resolución de problemas.
- Organización Alara, planificación y control. Control de accesos a zona controlada.
- Instrumentación y equipos de protección radiológica (PR). Formación en PR (dos inspecciones).
- Requisitos de vigilancia (tres inspecciones).

- Inspección en servicio.
- Tratamiento, vigilancia y control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Mantenimiento de la capacidad de respuesta a emergencias. Simulacro de emergencia.
- Funcionamiento de los cambiadores de calor y del sumidero de calor (dos inspecciones).
- Mantenimiento y actualización de los APS.
- Factores humanos y organizativos.
- Programa de vigilancia radiológica ambiental.

Adicionalmente se realizaron las siguientes:

- Inspecciones trimestrales de la inspección residente (cuatro inspecciones).
- Inspección suplementaria de grado 1 del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) sobre resultado del indicador de funcionamiento *Cambios de potencia no programados* en el tercer trimestre 2006.
- Inspección suplementaria grado 1 del SISC sobre una superación de dosis individual autorizada por el permiso de trabajo con radiaciones, aunque dentro del límite reglamentario, en la maniobra de extracción del interno inferior durante la décimosexta recarga de Ascó II.

El resto de inspecciones se han dedicado principalmente a comprobar aspectos relativos al cumplimiento de la normativa y requisitos de vigilancia de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. En particular se realizaron inspecciones sobre:

- Cumplimiento de la Carta Genérica - 2003-01 sobre habitabilidad de la sala de control.
- Asistencia prueba estanqueidad de la sala control relativa a la Carta Genérica - 2003-01.

- Lecciones aprendidas del suceso de degradación del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II de 2004.
- Cumplimiento de la Instrucción Técnica Complementaria nº 4 relativa a modificaciones de diseño importantes para la seguridad, asociada al suceso citado en la inspección anterior.
- Empresas contratistas.
- Cambios organizativos revisión del Reglamento de Funcionamiento de Ascó.
- Inspección de válvulas neumáticas y válvulas motorizadas.
- Formación de personal con licencia.

d) Apercebimientos y sanciones

- El Consejo, en su reunión del 23 de noviembre de 2006, acordó proponer la apertura de expediente sancionador a la central nuclear de Ascó, por incumplimiento del Reglamento de Funcionamiento de la central al no haber realizado el personal con licencia el mínimo de 100 horas de sesiones de estudio planificadas a lo largo de 2005.

e) Sucesos

- En el año 2006 el titular notificó 22 sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. A partir del 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares. Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Sucesos notificables con parada del reactor

Unidad I

No se ha producido ninguno.

Unidad II

- El día 30 de mayo de 2006, se produjo una parada no programada para reparar una fuga no identificada en el edificio de contención. La fuga se localizó en la soldadura de unión entre la línea de la ducha de control de presión del presionador y la línea de venteo de la anterior por la válvula 2/V-10215.

La fuga se produjo a través de una grieta, cuya causa más probable es una deficiencia interna en la soldadura, junto a las vibraciones de la línea y la pequeña tensión inducida por el soporte. Se realizó una inspección visual de los soportes de líneas de venteo del sistema primario de la unidad II similares al que soporta la válvula citada. De las 26 líneas inspeccionadas, todas se encontraron correctas excepto dos que quedaron subsanadas.

La fuga no llegó a superar el límite establecido en las Especificaciones de Funcionamiento para este tipo de fuga (1 gpm), pero fue necesario llevar la planta a parada fría (modo 5) para su reparación. Una vez reparada la fuga se normalizó la planta.

- El día 30 de septiembre de 2006, se produjo una parada no programada para reparar una fuga no identificada en el edificio de contención. La fuga se localizó en la soldadura reparada tras el suceso de 30 de mayo de 2006. Tras evaluar la conveniencia de eliminar las líneas que operativamente no sean necesarias, la reparación consistió en la eliminación del venteo afectado, ya que, en base a la experiencia operativa de la central, dicho venteo no se había utilizado nunca. Una vez realizada la reparación se normalizó la planta.

Sucesos notificables sin parada del reactor

Unidad I

- El día 30 de enero de 2006, se produjo el aislamiento de la ventilación de la sala de control

por señal del detector de humos, provocada por el humo producido en el arranque del generador diesel alternativo al efectuar la prueba trimestral, y favorecido por las condiciones climatológicas adversas (nevada con ráfagas de viento). Tras la desaparición del humo, se normalizó el sistema de ventilación.

- El día 4 de mayo de 2006, se detectó que el tarado del valor de apertura de las válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno a los actuadores de las válvulas de alivio del presionador era superior al valor máximo especificado por el suministrador.

Las válvulas de alivio del presionador son neumáticas accionadas por aire controlado con una válvula actuada por una solenoide. En la línea de aire existe una conexión con un acumulador de nitrógeno que permite la actuación de estas válvulas en caso de pérdida de aire.

Durante la décimo octava recarga, a raíz de la rotura del sistema de accionamiento de una de las válvulas de alivio del presionador durante las pruebas funcionales realizadas en la recarga a causa del montaje deficiente de los elementos de fijación, se detectó una discrepancia entre el valor de tarado de las válvulas de seguridad en líneas de suministro de nitrógeno y la limitación del máximo valor de la presión aplicable al actuador definido por el suministrador de la válvula.

Se reparó el sistema de accionamiento de la válvula afectada, y se modificó el valor de tarado de las dos válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno de la unidad I al recomendado por el suministrador, y se investigó si afectaba a las mismas válvulas en la unidad II. Al comprobar que existía idéntico problema se tomaron las mismas medidas, y se emitió el suceso notificable correspondiente.

Se comprobó el adecuado montaje de los elementos de fijación del sistema de accionamiento de la otra válvula de alivio del presionador de la unidad I y el de las dos válvulas de la unidad II.

- El día 6 de mayo de 2006, se produjo pérdida de potencia exterior en barras de 6,9 kV y arranque del generador diesel A.

Dentro de las operaciones de arranque posteriores a la décimo octava recarga, se produjo la apertura del interruptor de alimentación de 110 kV al transformador auxiliar de arranque TAA-1 por actuación de la protección de sobreintensidad, causada por una anomalía en el conexionado de la protección, provocando la pérdida de potencia exterior en las barras de 6,9 kV y el arranque del generador diesel A.

Se normaliza la situación (parada del generador diesel A y puesta en servicio del transformador auxiliar de arranque TAA-2). Se corrige la anomalía del conexionado, y se continúa el programa de recarga.

- El día 6 de mayo de 2006, se produjo la caída de los bancos de parada del reactor al perder su alimentación tras una pérdida de potencia exterior.

Como consecuencia de la pérdida de potencia exterior en barras de 6,9 kV (suceso notificable anterior), se produjo la pérdida de los centros de potencia que alimentan al sistema de accionamiento y control de barras de control, lo que provocó la caída de los bancos de parada del reactor. Se normaliza la situación y se continúa con el programa de recarga.

- El día 15 de agosto de 2006, se produjo el arranque del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en barra de salvaguardias 9A, a consecuencia de disturbios en la red de 400 kV. Dada la corta duración del

transitorio (menor de dos segundos) no se llegó a producir el acoplamiento del generador a la barra. Se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada.

- El día 5 de diciembre de 2006, se detectó una discrepancia entre los registros de mantenimiento y la situación real en algunas válvulas motorizadas.

Tras la valoración el suceso de Vandellós II relativo a la existencia de un tapón de drenaje para evacuar la condensación que pudiera producirse en las válvulas motorizadas susceptibles de tener que realizar su función en condiciones adversas (presión y temperatura alcanzables bajo la hipótesis de ocurrencia de un accidente), se realizó una campaña de verificación/sustitución de tapones de drenaje en las válvulas de estas características de la unidad y se contrastó documentalmente el estado de los mismos, detectándose discrepancias entre registros de mantenimiento y situación real de algunas de las válvulas investigadas, quedando subsanadas las deficiencias.

- El día 13 de diciembre de 2006, se produjo aislamiento de la ventilación de la sala de control por la actuación espuria del transmisor de radiación 1-TR2601. Se normalizó la ventilación de la sala de control después de comprobar que la señal de aislamiento era espuria —no correspondía a una situación real—, y que los niveles de radiación en la sala de control eran los habituales de fondo. La planta se encontraba operando al 100% de potencia y el suceso no tuvo repercusiones de ningún tipo en la normal operación de la misma.
- El día 30 de diciembre de 2006, se produjo aislamiento de la ventilación de la sala de control, por actuación espuria del detector de humos 1-SIA-8107. Se normalizó la ventilación de la sala de control después de comprobar que

la señal de aislamiento era espuria. La planta se encontraba operando al 100% de potencia y el suceso no tuvo repercusiones de ningún tipo en la normal operación de la misma.

Unidad II

- El día 18 de enero de 2006, se realizó una bajada de carga para reparar una fuga de agua en un cierre de la turbobomba de agua de alimentación principal A.

El día 17 de enero se planificó una reducción de potencia por debajo del 70% para reparar el cierre de la citada turbobomba, cuya fuga había aumentado recientemente. Tras la reducción de potencia planificada, no se consiguió el aislamiento total de la turbobomba, y la central consideró necesario parar la otra turbobomba para poder efectuar la reparación, por lo que el día 18 se procedió a la bajada de carga hasta *Modo Arranque (Modo 2)*. Tras la reparación de la fuga, se normalizó la planta.

- El día 18 de enero de 2006, se produjo arranque automático del sistema de agua de alimentación auxiliar, por señal de disparo de las dos turbobombas de agua de alimentación principal, por baja presión en la aspiración de las mismas, al no haberse considerado que en la operación que se estaba realizando se pudiera producir dicha pérdida de presión. Tuvo lugar con la planta en *Modo 2*, en la operación de acondicionamiento de los calentadores de alta presión, previa a la reparación de la fuga en la turbobomba de agua de alimentación principal A. Una vez recuperada la presión, se normalizó el estado de los equipos afectados.
- El día 29 de marzo de 2006, se produjo una bajada de carga para reparar una fuga de hidrógeno en el alternador.

La fuga se localizó en la junta de la tapa de la cámara de inversión del enfriador de hidrógeno

hacia el circuito de agua de refrigeración del sistema de agua de servicios de componentes. Para proceder a la reparación se realiza una bajada de carga, desconexión de la red y en Modo *Arranque (Modo 2)*. Tras la reparación de la fuga y la prueba de estanqueidad del alternador, se normaliza la situación de la planta.

- El día 31 de marzo de 2006, se detectó una discrepancia entre el valor de la carrera de las válvulas de alivio del presionador y el valor indicado en la documentación de diseño.

Durante la ejecución de los procedimientos de vigilancia en la décimo sexta recarga, se constató que la carrera de las válvulas de alivio del presionador tenía un recorrido ligeramente inferior a la que consta en la documentación de diseño de las válvulas. Tras su evaluación, se concluyó que dichas válvulas estaban operables cumpliendo su función en todo momento.

- El día 4 de mayo de 2006, se detectó que el tarado del punto de presión de apertura de las válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno a los actuadores de las válvulas de alivio del presionador era superior al valor máximo especificado por el suministrador.

Este suceso es consecuencia de la investigación realizada en esta unidad II, tras el suceso en la misma fecha de la unidad I. El detalle del mismo se describe en el apartado correspondiente de dicha unidad.

- El día 15 de agosto de 2006, a las 11:47 horas se produjo el arranque del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en barra de salvaguardias 9A, a consecuencia de disturbios en la red de 400 kV. Dada la corta duración del transitorio (menor de dos segundos) no se llegó a producir el acoplamiento a la citada barra. Se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada.

- El día 15 de agosto de 2006, a las 18:15 horas se produjo el arranque y acoplamiento del generador diesel B por señal de pérdida de potencia exterior en la barra de salvaguardias 9A, a consecuencia del disparo del transformador auxiliar de arranque 2/TAA-2, del que se alimentaba la barra, por actuación de sus protecciones eléctricas tras la caída de un rayo sobre el mismo. Se transfirió la alimentación de la barra 9A al transformador 2/TAA-1 y se paró el generador diesel B, quedando la planta normalizada. Posteriormente, se reparó el transformador 2/TAA-2 dañado.

- El día 13 de septiembre de 2006, se produjo una salida de la banda permitida de flujo neutrónico axial (ΔI) durante un minuto, al reducir la carga, inicialmente a 3 MWe/min y después a 5 MWe/min por avenida de algas al canal de toma tras el aumento de caudal programado del río Ebro.

- El día 26 de septiembre de 2006, se produjo una salida del ΔI durante 21 minutos y superación del límite de inserción de barras de control, al reducir la carga rápidamente por avalancha de algas en el canal de toma que había ocasionado repetidas paradas automáticas de las bombas de agua de circulación. Las acciones correctoras de este suceso fueron establecer una precaución en el procedimiento de control químico y radioquímico del circuito primario, así como la toma de muestras y equilibrado de la concentración de boro, además de entrenamiento del personal con licencia.

- El día 2 de octubre de 2006, actuación de la alarma del monitor de actividad de gases nobles TR-8102 (durante aproximadamente cuatro minutos) debido a la actuación de la válvula de seguridad 51101 de la línea de toma de muestras de la fase de vapor del presionador, en la operación de desgasificación del primario, durante la maniobra de enfriamiento de *Espera*

caliente (Modo 3) a Parada fría (Modo 5) de la parada programada para reparar una válvula de venteo del presionador.

La válvula de seguridad actuó por error en el alineamiento del sistema, debido a que la situación presentó discrepancias de alineamiento en relación a procedimientos y planos. Las acciones correctoras consistieron en insistir en la necesidad de notificar tales discrepancias antes de realizar la maniobra y estudiar el diseño y la funcionalidad del sistema para favorecer la operación del mismo.

El vertido de gases radiactivos estimado durante el tiempo que estuvo la alarma del TR-8102 activada, supone una dosis varios órdenes de magnitud inferior a la restricción operativa de dosis por efluentes gaseosos establecida en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE), por lo que no ha supuesto en ningún caso un riesgo para las personas o el medio ambiente.

- El día 5 de diciembre de 2006, se detectó una discrepancia entre registros de mantenimiento y situación real en válvulas motorizadas.

Tras la valoración del suceso de Vandellós II relativo a la existencia de un tapón de drenaje para evacuar la condensación que pudiera producirse en las válvulas motorizadas susceptibles de tener que realizar su función en condiciones adversas (presión y temperatura alcanzables bajo la hipótesis de ocurrencia de un accidente), se realizó una campaña de verificación/sustitución de tapones de drenaje en las válvulas de estas características de la unidad y se contrastó documentalmente el estado de los mismos, detectándose discrepancias entre registros de mantenimiento y situación real de algunas de las válvulas investigadas, quedando subsanadas las deficiencias.

- El día 31 de diciembre de 2006, durante el proceso de bajada de carga, desconexión de la red y espera en *Arranque (Modo 2)*, para reparar una fuga de tubos del condensador, se detectó un tubo con indicación de fuga y se procedió a su taponado, así como el de otros 15 tubos adyacentes, como medida preventiva. Tras la reparación, se procedió a la subida de carga hasta restablecer las condiciones nominales.

1.1.2.5. Central nuclear de Cofrentes

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de la máxima potencia térmica autorizada (3.237 MW_t, 111,85% de la potencia térmica original), en condiciones estables, durante todo el año 2006, excepto a consecuencia de las dos paradas automáticas no programadas ocurridas los días 19 de julio y 27 de noviembre, y excepto a consecuencia de las reducciones de carga practicadas para la realización de actividades programadas de mantenimiento, una parada programada desde el 23 de abril al 1 de mayo para la sustitución de un elemento combustible, pruebas, respuestas ante problemas en la operación y cambios de secuencia o inserción de barras de control, o debidas a la ocurrencia de transitorios operativos.

La energía eléctrica bruta producida durante el año fue de 9.218,719 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 8.492,133 horas, con un factor de carga de 96,37% y un factor de operación de 96,94%.

El simulacro anual del *Plan de emergencia interior* se realizó el día 18 de mayo de 2006, y estuvo enfocado a demostrar la capacidad de la planta para hacer frente y mitigar las consecuencias de un suceso iniciador relacionado con la seguridad física además de un gran incendio que afecta a sistemas de seguridad comprobando la idoneidad de los procedimientos de actuación, comunicaciones, así como la coordinación del plan de seguridad física y el plan de emergencia interior. El suceso

simulado consistió en un intento de intrusión en la central con superación del doble vallado, asimismo dentro de la instalación se simuló una explosión con incendio posterior en la zona de tanques de gasoil de los generadores diesel y daños a uno de los miembros de la brigada contra incendios. Se produjo la declaración de clase de emergencia 3 (*emergencia en el emplazamiento*), siendo necesaria la activación de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado así como de los bomberos del Consorcio de la Generalitat Valenciana.

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 solicitudes, autorizaciones y apreciaciones favorables:

- El Consejo, en su reunión del día 1 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 12 de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas* (ETFM). Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 3 de abril de 2006.
- El Consejo, en su reunión del día 19 de abril de 2006, acordó informar favorablemente sobre la revisión 15 del *Reglamento de funcionamiento* (RF). Esta modificación fue autorizada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 9 de mayo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del día 19 de abril de 2006, acordó informar favorablemente sobre la revisión 14 del *Plan de emergencia interior* (PEI). Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 9 de mayo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del día 31 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente la solicitud de modificación de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas* (ETFM). Esta

modificación fue autorizada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de junio de 2006.

- El Consejo, en su reunión del día 13 de septiembre de 2006, acordó informar favorablemente la solicitud de modificación de diseño nº 06/01, rev. 0 *Cambio al procedimiento CONUC-PROC-39, utilizado para la determinación del valor de la keff de referencia para el diseño del ciclo*. Esta modificación fue autorizada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de octubre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del día 20 de septiembre de 2006, acordó informar favorablemente la solicitud de modificación de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas* (ETFM). Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de octubre de 2006.

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 2006 se realizaron 24 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en la autorización de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 24 inspecciones realizadas en 2006, una está relacionada con sucesos notificables ocurridos en la planta:

- Aspectos relacionados con el suceso notificable ocurrido el día 21 de julio de 2006 que se describe más adelante.

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

- Plan de seguridad física.
- Mantenimiento y actualización del análisis probabilista de seguridad (APS).
- Inspección trimestral de la inspección residente (4).
- Regla de mantenimiento.
- Diseño y capacidad funcional de sistemas significativos para el riesgo.
- Modificaciones de diseño permanentes.
- Programa de acciones correctoras (PAC).
- Gestión de combustible gastado y residuos de alta actividad.
- Inspección de mantenimiento del plan de emergencia interior (PEI).
- Proceso seguido para el análisis de la experiencia operativa.
- Programas de formación y reentrenamiento del personal con y sin licencia de la central.
- Aspectos generales de la operación y gestión de residuos radiactivos sólidos generados en la instalación de media y baja actividad.

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

- Estado de las evaluaciones de la cultura de seguridad.
- Estado del desarrollo y cumplimiento de una instrucción técnica (IT) de la Dirección de Seguridad Nuclear sobre análisis de aplicabilidad del suceso de Vandellós II relativa al estado de la planta para prevenir, mitigar, y controlar

los daños que puedan producirse en los sistemas, o partes de sistemas importantes para la seguridad o significativos para el riesgo.

- Implantación de los requisitos del apéndice J del 10 CFR 50 (opción B) para la realización de pruebas de fugas locales.
- Comprobaciones de las actualizaciones realizadas para el cumplimiento con la guía reguladora RG 1.196 sobre habitabilidad de la sala de control.
- Implantación de la revisión 2 del estándar de procedimientos de emergencia y guías de accidente severo (*Emergency procedure guidelines and severe accident guidelines*) EPG-SAG
- Comprobación del cumplimiento con la ITC nº 4, relativa a modificaciones de diseño importantes para la seguridad, del conjunto de ITC relativas al suceso de degradación del sistema de agua de servicios esenciales, ocurrido en el 2004 en la central nuclear Vandellós II.
- Asistencia a la prueba de infiltraciones a la envolvente de la sala de control
- Comprobaciones sobre la documentación del proceso de recopilación de bases de diseño

d) **Apercibimientos y sanciones**

En el año 2006 no ha habido ningún apercibimiento ni sanciones a la central nuclear de Cofrentes.

e) **Sucesos**

A partir del 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares. Todos ellos fueron clasificados como nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

En el año 2006 el titular notificó diez sucesos, según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento mejoradas (ETFM).

Paradas automáticas del reactor

- El día 19 de julio de 2006, estando la planta en condiciones estables a potencia, se produjo la parada automática del reactor por señal de cierre rápido de las válvulas de control de la turbina con carga mayor que el 35%, originada por la actuación del relé 86-2/G del generador. Esta actuación se produjo al energizarse el relé de protección diferencial 87-/TG como consecuencia de una actuación inadecuada del mismo tras un transitorio en la red de 400 kV originado por una falta a tierra en la central de Cortes-La Muela despejada correctamente por sus protecciones.

El resto de los sistemas de la central actuaron correctamente. La central quedó alimentada desde la red de 400 kV a través del transformador principal (T1) y los auxiliares de grupo (TA1 y TA2). El reactor permaneció en condición operacional modo 3 (parada caliente).

Se establecieron dos tipos de acciones correctoras, unas con carácter inmediato encaminadas a la realización de un estudio que analizara la posibilidad de anular temporalmente la protección del relé 87/G, y otras establecidas para la ejecución durante la recarga décimo sexta como la sustitución de las protecciones actuales por protecciones digitales más fiables, revisión de lógicas de disparo de las protecciones del grupo, sustitución de equipos que mejoren el análisis de las perturbaciones y revisión de cableados y fines de carrera de válvulas de turbina que intervienen en las lógicas.

- El día 27 de noviembre de 2006, estando la central al 99,3% de potencia térmica ampliada, como consecuencia de una desvia-

ción en el sistema de control electrohidráulico de presión del reactor que no permitía mantener la potencia máxima de operación, se produjo disparo del reactor por alto flujo neutrónico (APRM). Esta actuación se produjo como consecuencia del transitorio inducido a raíz de las comprobaciones que se venían realizando en el sistema, con diversas actuaciones sobre el magnetotérmico (C85-CB8) que alimenta la actuación del regulador de presión, lo que ocasionó una apertura máxima de válvulas de control de turbina y su cierre posterior causando el aumento de flujo neutrónico y aumento de la presión del reactor.

La causa directa del mismo fue la apertura automática del magnetotérmico y su posterior cierre manual mientras se tomaban lecturas en el panel correspondiente de la sala de control. Como causas indirectas se determinaron, por un lado, *párametros de operación no monitorizados de forma efectiva* ya que las consecuencias de la apertura del magnetotérmico (apertura de válvulas de control y disminución de presión del reactor) no fueron advertidos por el personal, y por otro lado, *verificaciones previstas o necesarias no realizadas*, puesto que el cierre del magnetotérmico se decidió, sin haber realizado el adecuado análisis de las condiciones en que había quedado el sistema, es decir (antes de cerrar el magnetotérmico se deberían haber tomado acciones para igualar la presión en el reactor con la demanda del regulador y evitar el cierre rápido de las válvulas de control).

Durante el transitorio, las actuaciones automáticas fueron las esperadas a excepción de la válvula de control de flujo de recirculación del lazo B que no cerró por señal de *runback*. Los parámetros más importantes se mantuvieron dentro de los valores normales. No hubo ninguna señal automática de iniciación de los sistemas de emergencia ni señal de aislamiento.

Como acciones de respuesta se establecieron acciones inmediatas con objeto de determinar las causas de los distintos hechos ocurridos en el incidente y realizar diversos ajustes. Asimismo, se establecieron acciones correctoras diferidas relacionadas con la formación de operadores, revisiones de procedimientos además de continuar con la investigación para clarificar y solucionar la incidencia.

Otros sucesos notificables

- El día 12 de enero de 2006, estando la central en operación a potencia, el equipo de medida de radiación (BICRON ASM-III), situado a la salida de la central, dio alarma al pasar un vehículo de contenedores de residuos sólidos urbanos procedentes de la limpieza de la zona del perímetro del almacén de recepción de materiales, identificándose posteriormente la procedencia de la radiación de una pequeña partícula, considerada como *vieja* radiológicamente, de un diámetro aproximado de un milímetro. Se determinó que existían varias posibilidades por las que esta partícula pudo haber salido de la zona controlada, bien por una medida incorrecta de algún equipo o material en la que estuviera adherida, o bien, por estar adherida a algún material metálico medido correctamente pero que fue sacado de la zona controlada para su mantenimiento y desprenderse posteriormente. El suceso no implicó daños sobre el personal de planta ni emisión al exterior. Se consideró que el error se había producido por causas humanas por lo que se tomaron, por un lado, acciones inmediatas de chequeo del personal y material de limpieza, así como medidas preventivas para evitar la posible repetición de estos hechos, como difusión de la experiencia a todo el personal incluidos los contratistas.
- El día 23 de abril de 2006, estando la central en proceso de parada programada para la sustitución de un elemento combustible, se pro-

dujo el arranque de los dos trenes del sistema de reserva de tratamiento de gases y señal de aislamiento de la división II al sistema de ventilación y aire acondicionado de la contención primaria como consecuencia de una señal de alta radiación de los monitores de radiación de proceso de dicha división II. La señal de alta radiación se produjo durante la maniobra de mantenimiento y lavado del filtro desmineralizador B del sistema de limpieza del agua del reactor, tras el fallo al aislamiento de dicho filtro por fallo al cierre de una válvula y el posterior error en la operación, al no seguir el procedimiento, lo que ocasionó una acumulación de gases nobles procedentes del decaimiento de los isótopos de yodo retenidos en las resinas, los cuales, posteriormente, se difundieron hacia el sistema de ventilación y aire acondicionado de contención primaria. Siguiendo la instrucción de operación normal utilizada para la realización del lavado del filtro la contención primaria se encontraba aislada previamente. Los sistemas de seguridad se comportaron según su diseño. El incidente no tuvo impacto en la seguridad de los trabajadores ni ha supuesto liberación al medio ambiente. Se han tomado acciones encaminadas a, por un lado, solventar errores de los equipos, y por otro, la formación del personal para el cumplimiento estricto de los procedimientos, y formación previa a la ejecución de trabajos.

- El día 14 de julio de 2006, encontrándose la central en operación normal a potencia estable, se produjo señal de arranque automático de los dos trenes del sistema de tratamiento de gases radiactivos y señal de aislamiento de la división II del sistema de ventilación y aire acondicionado de la contención primaria y secundaria. El incidente se ocasionó durante la ejecución de la prueba periódica mensual del tren B del sistema, una vez arrancado dicho tren de forma manual, debido a la actuación errónea

por parte del operador que accionó el pulsador de iniciación de la *señal de Loca* de la división II en la sala de control. Las actuaciones y los sistemas de seguridad se comportaron según el diseño. El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad. Entre la acciones adoptadas se encuentra la formación de los operadores en técnicas para evitar los errores humanos, inclusión del suceso en el programa de formación, así como la colocación de tapones extraíbles en los botones de actuación automática.

- El día 21 de julio de 2006, estando la central en proceso de arranque se detectó que el punto de ajuste de los monitores de radiación de las líneas de vapor principal estaba ajustado a un valor de la inyección de hidrógeno de 1,6 ppm cuando en realidad se estaba inyectando para obtener una concentración de 0,23 ppm. Se declararon inoperables los monitores y se tomaron las acciones recogidas en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y en el manual de requisitos de operación, procediéndose al ajuste correcto. Durante este proceso se continuó con las maniobras de arranque normal que no implicaban la extracción de las barras de control, que fue interrumpida. El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad. La causa directa del suceso fue un error de operación al no solicitar el reajuste de los monitores o bien no haber cerrado las válvulas de toma de muestras, tras la situación previa de disparo de la unidad como consecuencia de un cambio en el proceso de arranque de la unidad. Como acciones de respuesta adoptadas se incluyen cambios en los diversos procedimientos implicados en la causa del fallo como: el procedimiento de restablecimiento de scram, parte de relevo de turno, procedimiento de arranque, inclusión de requisito de vigilancia de ajuste de monitores tras una condición de parada, además de la inclusión del suceso en el programa de formación.
- El día 23 de agosto de 2006, estando la central al 99,4% de potencia térmica ampliada y en proceso de realización de la prueba mensual del generador diesel del sistema de aspersión del núcleo a alta presión (división III) se produjo el disparo de dicho generador diesel por actuación del relé maestro de disparo (86G) por pérdida de excitación. Se declaró inoperable el generador diesel aplicando las acciones previstas en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Tras la revisión se determinó que la causa del suceso había sido una avería en el circuito de excitación que provocó la actuación del relé de falta de excitación, el resto de componentes que podrían haberse visto afectados actuaron correctamente según el diseño. Posteriormente, tras la sustitución de los componentes afectados se realizaron las pruebas correspondientes que resultaron satisfactorias. Como acciones correctoras además de lo anterior, se generó una nueva gama de mantenimiento para regular los trabajos a realizar durante las revisiones del sistema de excitación de los diesel que se realizan en recarga.
- El día 28 de septiembre de 2006, estando la central en operación normal a potencia, se observó en la sala de control un aumento de la lectura del *monitor Kaman* de la chimenea del sistema de evacuación de gases de la central, coincidente con una disminución de presión y caudal del sistema de evacuación y tratamiento de gases de condensado (*off-gas*). El suceso fue notificado al servicio de protección radiológica enviándose al personal para la realización de una inspección y vigilancia radiológica de la zona del *sistema off-gas*. La causa del suceso fue el descebado de uno de los sifones de drenaje de los enfriadores de los trenes de secado del sistema (no existió ninguna circunstancia anormal en el sistema que originara esa bajada de nivel en el sifón, salvo la evaporación normal), que propició el paso del gas procesado por este sistema a uno de los cubículos del edificio de turbina. El

suceso no tuvo ningún tipo de consecuencias: no se requirió reclasificación radiológica de la zona, ni tuvo impacto alguno sobre el personal de la central, ni sobre el público. Además de las acciones de recuperación del incidente, se programó la inclusión del incidente dentro de la experiencia operativa en los reentrenamientos del personal.

- El día 6 de noviembre de 2006, estando la central en operación normal a potencia, se declaró inoperable el sistema de mezcla de hidrógeno y por tanto la función de seguridad de control de hidrógeno por este sistema. La capacidad alternativa para la función de seguridad de control de hidrógeno se mantuvo, en todo momento, al tener operable, al menos, una división del sistema de ignitores de hidrógeno. Las causas del suceso se inician el día 31 de octubre durante la realización del requisito de prueba establecido en la Especificación Técnica de Funcionamiento sobre el subsistema de división I del sistema de mezcla de hidrógeno, durante dicha prueba se disparó el térmico del compresor del sistema, aplicándole la acción de la especificación correspondiente. El día 6, durante la realización del mismo requisito de prueba sobre la división II, se produjo un elevado consumo eléctrico similar al del otro tren realizando el disparo del compresor para evitar daños, se declaró inoperable y se aplicaron las acciones de las especificaciones correspondientes. La causa que se identificó como más probable fue la utilización de un lubricante no idóneo para las condiciones de trabajo de los compresores. Se establecieron acciones correctoras como el cambio del tipo de aceite de lubricación y un programa de pruebas y toma de muestras para determinar la evolución de las características físicas y químicas del aceite.
- El día 30 de noviembre de 2006, estando la central al 93,4% en proceso de subida de carga tras disparo, se produjo el aislamiento del sistema de limpieza del agua del reactor durante

las maniobras periódicas del lavado del filtro posterior al filtro desmineralizador B. La causa directa del incidente fue la maniobra errónea del operador que abrió la válvula de drenaje del filtro desmineralizador A que estaba en servicio, provocando la actuación de la protección de caudal diferencial en el sistema que a su vez provocó el cierre de las válvulas de aislamiento y disparo de la bomba en operación. El sistema actuó según diseño ante la señal de aislamiento por alto caudal diferencial. El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad. Se tomaron acciones inmediatas para la recuperación del incidente, además de otras relacionadas con la formación del personal.

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

1.1.2.6. Central nuclear Vandellós II

a) Actividades más importantes

La central ha funcionado al 100% de potencia en condiciones estables de forma continuada desde el principio de 2006 hasta el día 15 del mes de febrero, fecha a partir de la cual, y hasta el final del año 2006, la operación a plena potencia de la central ha estado interrumpida sucesivamente por las siguientes paradas:

- Parada automática no programada, ocurrida el día 15 de febrero, causada por la parada automática de la turbina debido a un fallo en su sistema de control.
- Parada no programada, ocurrida el día 29 de marzo, con el fin de inspeccionar la caja de aguas del generador de vapor A, para comprobar la posible existencia de trozos sueltos de una pieza de sujeción de una barra de control del núcleo del reactor.
- Parada no programada, ocurrida el día 22 de junio, con motivo de la sustitución de un sensor

de temperatura del sistema del refrigerante del reactor.

- Parada automática no programada, ocurrida el día 31 de julio, motivada por la parada automática de la turbina, por distorsiones en la línea exterior de 400 kV.
- Parada automática no programada, ocurrida el día 9 de agosto, motivada por la desconexión de cables en la fase R del transformador principal.
- Parada programada, iniciada el 28 de agosto al 27 de septiembre, para sustituir todos los bulones de sujeción de las barras de control del núcleo del reactor.
- Parada no programada, ocurrida el día 1 de diciembre, para comprobar la instalación de tapones de drenaje de motores de válvulas del sistema de extracción de calor residual.

Durante el año 2006 han tenido lugar 13 incidentes notificables según las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central nuclear Vandellós II. Cinco de ellos motivados por las paradas no programadas expuestas, y los ocho restantes no dieron lugar a paradas de la central.

El día 11 de abril de 2006 se activó el *Plan de emergencia interior* (PEI) por situación de prealerta de emergencia debido a un incendio forestal declarado en las cercanías del emplazamiento. El incendio se desarrolló sin que se registraran incidencias sobre el personal ni sobre los equipos ni estructuras de la central.

El simulacro anual del *Plan de emergencia interior* se realizó el 26 de octubre de 2006. El suceso simulado consistió en suponer un escenario en el que se llega a la categoría 4 del *Plan de emergencia interior*, y en el que se trata con especial incidencia la actuación del área radiológica tanto en la zona controlada como en el exterior con movilización

del Plan de Vigilancia Radiológica en Emergencia y de la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental.

La central ha estado 7.015,4 horas acoplada a la red y ha producido una energía eléctrica bruta de 7.317,7 Gwh, lo que ha representado un factor de carga del 76,84% y un factor de operación del 80,08%.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del 18 de enero de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 52 de las Especificaciones de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de febrero de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 18 de enero de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 10 del *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de febrero de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 26 de abril de 2006, acordó informar favorablemente el cambio de base de licencia asociada a la barrera de presión del refrigerante del reactor en la placa tubular de los generadores de vapor y la propuesta de cambio del *Estudio de seguridad* asociada a dicho cambio. Estos cambios fueron aprobados por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 27 de abril de 2006.
- El Consejo en su reunión de 25 de julio de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 17 del Reglamento de Funcionamiento, sobre cambios organizativos de acuerdo con el de la *Plan de acción de mejora de la gestión seguridad*. Esta

revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de septiembre de 2006.

- El Consejo, en su reunión del 25 de julio de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 11 de *Plan de emergencia interior*. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 1 de septiembre de 2006.

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 2006 se realizaron 26 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

Las 15 inspecciones siguientes corresponden al *Programa base de inspección (PBI)*:

- Cuatro inspecciones trimestrales de la inspección residente.
- Protección contra incendios.
- Sumidero final de calor.
- Funcionamiento, mantenimiento y pruebas de los cambiadores de calor de refrigeración de las salvaguardias tecnológicas.
- Sistema de protección física.
- Programa e vigilancia radiológica ambiental.
- Efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Programa de acciones correctoras.
- Programa de organización y factores humanos.
- *Plan de gestión de vida útil*.
- Condiciones meteorológicas severas e inundaciones.
- Mantenimiento y operatividad del *Plan de emergencia interior*.

Fuera del PBI, las inspecciones realizadas se enmarcan dentro del plan especial de inspección acordado por el CSN, que han tenido como finalidad la revisión del funcionamiento de la central, incidiendo principalmente en los incidentes operativos fueran o no notificables según las Especificaciones de Funcionamiento, y el cumplimiento de las acciones del Plan de Acción de Mejora de la Gestión de la Seguridad.

Fuera del Plan Base de Inspección se realizaron 11 inspecciones, la mayoría de ellas encuadradas dentro del plan especial de inspección mencionado.

Dentro del plan especial se encuadran las nueve inspecciones siguientes:

- Cinco inspecciones de seguimiento del *Plan de acción de mejora de la gestión de la seguridad* y del funcionamiento de la central.
- Inspección específica al Plan de Acción en lo relativo a la efectividad del mantenimiento de los sistemas de la central.
- Inspección específica sobre acciones del Plan de Acción relativas a reparaciones y modificaciones en sistemas de la central, incluyendo los de refrigeración de salvaguardias tecnológicas.
- Inspección específica a los cambios de carácter organizativo propuestos para su inclusión en el Reglamento de Funcionamiento según lo establecido al respecto en el Plan de Acción.

- Inspección específica a determinadas acciones del Plan de Acción relativas a las modificaciones de los sistemas de agua de refrigeración de salvaguardias.

Adicionalmente, se realizaron las dos inspecciones siguientes a temas específicos relacionados con incidencias operativas.

- Inspección al estado de las protecciones pasivas contra incendios.
- Inspección sobre las correcciones en protecciones térmicas y magnéticas de válvulas motorizadas.

d) Apercebimientos y sanciones

El Consejo de Seguridad Nuclear no ha propuesto ninguno en este período.

e) Sucesos

A partir del 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.

En el año 2006 el titular notificó 13 sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

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

Paradas no programadas del reactor

- El día 15 de febrero de 2006, con la central al 98% de potencia nuclear, se realizaban comprobaciones rutinarias del ordenador de procesos (*Ovation*). Una de esas comprobaciones era verificar el estado de los elementos de la red del *Ovation*, bien de las estaciones de trabajo o bien de las controladoras de procesos. Durante el desarrollo de esta verificación se detectó el fallo en la estación de trabajo servidora de cál-

culos, por lo que se procedió a la reinicialización de dicha estación. Sesenta y ocho segundos más tarde dejaron de funcionar todos los controladores y estaciones de trabajo de la red del *Ovation*. Esta situación indujo un fallo del ordenador del sistema digital de control electrohidráulico de la turbina (DEH) y, adicionalmente, el ordenador de reserva no asumió el control por un fallo en la transferencia, lo que generó la parada directa de la turbina y consecuentemente, la parada automática del reactor.

El titular identificó dos fallos diferentes:

1. Una distorsión anormal en la red del sistema del ordenador de procesos *Ovation*, por el arranque de una estación de trabajo.
2. Fallo del sistema de control del DEH al no ejecutar las tareas de control en los tiempos especificados, debido a que la estación controladora priorizó la atención a la distorsión de red antes que atender las tareas de control.

El titular adoptó como medidas inmediatas la sustitución de los elementos de la red del *Ovation* afectados y el protocolo que se encarga de sincronizar la hora en todos los elementos de la red.

Como causa de los fallos, se ha apreciado la ocurrencia de un error de diseño del sistema de control de turbina.

En la próxima parada de recarga (año 2007), el titular tiene previsto llevar a cabo las acciones correctoras que ha identificado como necesarias para mejorar la fiabilidad del sistema de control de la turbina.

- El día 29 de marzo de 2006 a las 4:05 horas, el titular procedió a la desconexión del alternador de la red, quedando la central estabilizada en condiciones de modo 3 de operación (subcriticidad del reactor) con el fin de realizar una

inspección para determinar, e identificar en su caso, la existencia de partes sueltas en el generador de vapor A.

Anteriormente, el día 28 de marzo a las 13:25 horas había aparecido, de modo permanente, la alarma AL 23(9.5), anomalía A-69 vigilancia de partes sueltas, por alarma de los sensores AG11 y AG12 correspondientes al generador de vapor A.

Una vez analizadas las señales se determinó que no se trataba de una señal espúrea ni de un mal funcionamiento del sistema de detección de partes sueltas, el titular decidió a las 20:04 horas iniciar una bajada de carga, para llevar la central al modo 3 de operación con el fin de realizar las primeras inspecciones. Durante el proceso de bajada de carga, la señal de alarma de partes sueltas en los sensores del generador de vapor A estuvo presente todo el tiempo.

Las partes sueltas detectadas fueron identificadas por el titular como trozos pertenecientes a un bulón de sujeción de una barra de control del núcleo. Los trozos sueltos quedaron alojados en la caja de aguas y en dos tubos del generador de vapor A. Tras la identificación precisa de la situación de los trozos sueltos, el titular procedió a su extracción, y seguidamente a identificar el alcance de los daños ocasionados, y después a la reparación de las zonas dañadas. Estas actividades se desarrollaron durante una parte del mes de abril. La central finalmente arrancó el 26 de dicho mes, una vez finalizados todos los trabajos, y tras la aceptación por parte del CSN de los análisis presentados por el titular para continuar la operación a potencia.

- El día 22 de junio de 2006 a las 1:37 horas estando la central en condiciones de modo 1 (operación a potencia), se ha producido el fallo del transmisor de temperatura de reserva de la rama fría del lazo C del sistema del refrigerante

del reactor. Anteriormente, el día 24 de mayo de 2006 se había producido el fallo del transmisor activo de este lazo de esta misma rama. Como consecuencia de este segundo fallo, no se disponía de instrumentación para la lectura de la temperatura de rama fría del lazo C, lo que impedía el cumplimiento del requisito de vigilancia de las especificaciones técnicas relativo a la determinación de los parámetros de ebullición nucleada.

En estas condiciones, con la central al 99% de potencia nuclear, el titular decidió iniciar una reducción de carga hasta llevar la central al modo 3 de operación (subcriticidad), para proceder a la sustitución de los dos transmisores de temperatura por otros nuevos y del mismo diseño.

La causa directa del suceso han sido los fallos de los transmisores de temperatura de la rama fría del lazo C. Hay que indicar, en este punto, que los transmisores de temperatura que fallaron son del modelo reforzado y habían sido cambiados en el mes de agosto de 2005. La central arrancó tras la sustitución de los dos transmisores de temperatura afectados.

Adicionalmente, el titular determinó que las vibraciones de la rama fría del lazo C es lo que hacen que se produzca el fallo por rotura de los dos transmisores de temperatura. En la parada de recarga de 2007 procederá a cambiar estos detectores por otros de un diseño más robusto que resistan las vibraciones que se producen en la rama fría del lazo C.

- El día 31 de julio de 2006, con la central al 100% de potencia nuclear, se produjo la parada automática del alternador, la turbina y el reactor.

El origen del disparo del reactor fue la ocurrencia de una falta en el parque eléctrico de 400 kV.

(propiedad de Redesa, situado a 2 km de la central). La falta fue un cortocircuito de unos 17 milisegundos de duración producido en un seccionador de la barra B2 del parque debido a la formación de un arco eléctrico como consecuencia de la suciedad acumulada en un aislador del propio seccionador.

En la secuencia de eventos se registró la apertura de interruptores de la barra B2 como consecuencia de la actuación del relé de protección diferencial de la barra. La protección diferencial de la barra B1 no actuó, permaneciendo cerrado el interruptor de conexión de la barra con el grupo.

Se registró señal de disparo en la matriz de disparos de la central. El disparo del alternador (teledisparo producido por la actuación de protecciones del parque exterior de 400 kV) no es conforme al diseño de la lógica de actuación del parque de 400 kV, y sólo debe producirse por la actuación simultánea de los relés de protección diferencial de las barras B1 y B2 del parque. Hay que indicar adicionalmente que el funcionamiento de la central, con la alimentación de una sola de las dos barras del parque eléctrico, es conforme al diseño original de la central.

Se registró también la señal de transferencia rápida de barras del transformador de grupo TAU de 400 kV al transformador auxiliar de arranque TAE de la línea de 220 kV. Ésta es una actuación conforme a diseño ante la presencia de la señal de teledisparo.

Dado el desarrollo del incidente, por alguna razón desconocida la señal de actuación de protecciones del parque progresó hasta la matriz de disparos provocando el disparo del alternador, sin causa aparente que lo justificara.

Como acciones inmediatas el titular procedió a la limpieza del aislador del seccionador en el

que ocurrió la falta, así como del resto de aisladores de la barra B1 y de la línea de conexión del parque con la central. Tras estas operaciones se procedió al arranque de la central.

Posteriormente, y de acuerdo con Redesa se llevó a cabo una prueba de actuación real de los interruptores del parque de 400 kV, lo que ha permitido introducir mejoras en lógica de actuación asociada ante una apertura de interruptores de las barras B1 y B2, orientadas a evitar la repetición de sucesos similares.

- El día 9 de agosto de 2006 a las 5:43 horas con la central operando al 100%, se ha producido la parada automática del reactor. Esta señal fue producida por una avería en un aislador de la fase R del transformador principal, al soltarse el cable de conexión de la corona superior del aislador. Esto ha provocado la actuación del relé 46-1 GP de disimetría entre las fases del generador principal, lo que ha dado lugar a la desconexión del alternador, la parada de la turbina y, consecuentemente, la parada automática del reactor.

La única incidencia se produjo con las turbobombas de agua de alimentación principal, cuya señal de parada automática desde la sala de control falló. El fallo del mecanismo de disparo pudo deberse a un bloqueo del mismo por ensuciamiento del aceite del circuito de parada de la turbobomba.

La causa de la avería en un aislador de la fase R del transformador principal, al soltarse el cable de conexión de la corona superior del aislador, fue el desgaste en las escobillas de los cabezales de la conexión, lo que provocó una discontinuidad y el consiguiente defecto eléctrico.

Como acciones inmediatas, el titular sustituyó el cabezal y el tramo del aislador afectado, y por extensión, sustituyó, adicionalmente, los

cabezales de conexión de los aisladores de las otras dos fases (S y T) del transformador.

También han adoptado un programa de mantenimiento preventivo de los equipos afectados con el fin de evitar la repetición de este tipo de fallo en los aisladores.

En relación con el problema del fallo del disparo de las dos turbobombas de agua de alimentación principal, el titular ha iniciado una modificación de diseño, que finalizará en la siguiente parada de recarga, con la finalidad de mantener limpio el aceite de lubricación del circuito de parada de las turbobombas. El titular, antes del arranque de la central tras la parada automática, procedió a la limpieza del aceite de lubricación.

Otros sucesos notificados.

- El día 20 de marzo de 2006, con la central al 99% de potencia nuclear, se descubrió una deficiencia en la protección contra incendios de conductos eléctricos de equipos que entró en conflicto con el cumplimiento de la especificación técnica de funcionamiento relativa a elementos resistentes al fuego.

Con anterioridad, los días 17 y 20 de marzo, tras una inspección del CSN sobre protección contra incendios, la inspección residente identificó que:

- El procedimiento de vigilancia de la inspección visual de las barreras contra incendios de la central no incluía la comprobación de la vigilancia de las mantas de protección de los conductos eléctricos. Estas comprobaciones se tienen que hacer con una frecuencia de 18 meses, según viene consignado en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- La protección pasiva correspondiente a un conducto eléctrico requerido de dicha protec-

ción, estaba parcialmente desmontada. Este conducto llevaba cables de alimentación al circuito electrohidráulico de tren B de la válvula C de alivio de los generadores de vapor.

La causa del suceso ha sido un fallo del control, vigilancia y supervisión del estado de las mantas de protección contra incendios. El titular procedió a la revisión del estado de las protecciones pasivas de conductos eléctricos, y como consecuencia procedió a declarar primero y resolver después las deficiencias de los conductos eléctricos que identificó.

- El día 5 de septiembre de 2006 con la central en régimen de parada programada para la sustitución de las piezas de sujeción de las barras de control del núcleo del reactor, y con todos los elementos descargados del núcleo y almacenados en la piscina de combustible gastado, el titular descubrió que el 13 de septiembre de 2003 se había realizado un cambio de los motores (se pasó de motores de 1,06 CV a 1,6 CV de potencia) de accionamiento de las válvulas motorizadas de la aspiración de las bombas de carga desde el tanque de recarga, sin haber realizado todos los análisis técnicos requeridos en el procedimiento de gestión de modificaciones de diseño. El motivo del cambio fue aumentar la capacidad disponible del actuador de la válvula.

Como consecuencia del análisis incompleto de la modificación no se actualizaron las protecciones térmicas de los motores y se mantuvo el relé de protección para el motor de 1,06 CV, y adicionalmente se dejó de configurar en planos esta modificación.

La causa del suceso ha sido una deficiencia en la gestión de la implantación de los cambios en los motores de los actuadores de las citadas válvulas en septiembre de 2003, que fue realizada directamente mediante órdenes de trabajo, sin

aplicar el procedimiento de gestión de modificaciones de diseño aplicable al caso. Esta forma de actuación evitó la realización de la evaluación de seguridad del cambio de motores como corresponde a una modificación de diseño. Esta situación motivó que no se configurara en los planos esta modificación, ni que se cambiaran correspondientemente las protecciones eléctricas de los motores de las válvulas afectadas para que quedaran adecuadas a las características de los nuevos motores.

La acción inmediata del titular fue la realización de una prueba en condiciones estáticas y dinámicas (próximas a las condiciones de diseño) para comprobar el funcionamiento de las válvulas afectadas, en la que se alcanzó un resultado satisfactorio.

Antes del arranque, tras la finalización de esta parada programada, el titular procedió a la adecuación de las protecciones eléctricas a los motores de las válvulas afectadas.

- El día 24 de septiembre de 2006, con la central en parada programada para la sustitución de las piezas de sujeción de las barras de control del núcleo, durante la realización de la prueba de 24 horas requerida a los generadores diesel de emergencia, se comprobó que la cantidad de aceite contenida en los tanques de aportación al sistema de aceite de lubricación de dichos generadores, se encontraban en un valor inferior al recogido en las bases de diseño.

El sistema de lubricación debe tener la capacidad suficiente para permitir la operación del generador diesel al 100% de su capacidad durante 200 horas sin reposición, y lo que midieron durante la prueba mencionada era una cantidad equivalente a dos días.

Los generadores diesel de emergencia necesitan 3.440 litros de aceite, según la base de diseño,

para garantizar su operación al 100% durante 200 horas sin reposición, y para ello, disponen de dos tanques con capacidad de 4.000 litros.

El diseño original de aporte de aceite, era inicialmente automático, y para ello disponía de válvulas solenoides que recibían señal de un regulador automático. Como consecuencia de sucesivos fallos en este sistema de regulación, en el año 1993 se modificó la instalación eliminando el aporte automático, pasándose a un sistema manual de aporte de aceite. Los niveles de aceite se han estado vigilando periódicamente mediante un procedimiento que tenía establecido un nivel para reposición muy por debajo del correspondiente a los 3.440 litros requeridos en la base de diseño.

Durante la realización de la prueba, cada 18 meses, del generador diesel A, a petición de la inspección residente, sobre el grado de cumplimiento de la base de diseño del sistema de aceite de lubricación, se confirmó que el tanque A tenía unos 400 litros y el tanque del generador diesel B unos 600 litros, valor inferior a los 3.440 litros requeridos.

Tras estas verificaciones, el titular procedió a añadir aceite de lubricación hasta cantidades acordes con los valores incluidos en la base de diseño, y a la vez estableció un método de vigilancia del nivel de aceite que permita verificar el cumplimiento de la base de diseño.

- El día 26 de septiembre de 2006 a las 11:00 horas con la central en *modo 3* de operación (subcriticidad del reactor), en el proceso de calentamiento del primario para iniciar la subida de potencia, el titular descubrió que se había realizado el cambio de modo (entrada en *modo 3* a las 21:45 horas del día 25 de septiembre) sin haber realizado el requisito de vigilancia correspondiente al código ASME (prueba funcional) de la bomba de carga B tras las

intervenciones realizadas durante la parada, por un error en el sistema de devolución de equipos fuera de servicio a su situación normal.

La causa del suceso ha sido una deficiencia en la gestión del proceso de retirada del estado *fuera de servicio* de la bomba de carga B. En el permiso de trabajo correspondiente a la intervención en este equipo, se había consignado el aviso a mantenimiento para que estuviera presente en el arranque del equipo, y con posterioridad realizar el requisito de vigilancia correspondiente al código ASME (prueba funcional de la bomba).

Como acción inmediata, el titular procedió a realizar la prueba funcional de la bomba, y seguidamente a la declaración de operabilidad de la bomba tras los resultados satisfactorios de la prueba funcional.

El titular ha iniciado estudios para introducir las mejoras de gestión necesarias en el sistema de devolución de equipos fuera de servicio a su estado normal.

- El día 29 de septiembre de 2006 a las 9:31 horas, con la central en modo 1 de operación, al 56% de potencia nuclear, y en proceso de subida de carga, el titular llevó a cabo una bajada de carga hasta el 50% por aplicación de la acción de la especificación técnica asociada, a consecuencia de haber encontrado un desequilibrio en la potencia por cuadrantes del núcleo del reactor, puesta de manifiesto por los detectores del sistema de instrumentación nuclear. El desequilibrio estuvo motivado por la descalibración de uno de los detectores intranucleares frente a las del resto de detectores.

Con anterioridad, a las 9:26 horas, se había realizado el procedimiento de vigilancia de operación, utilizado para estimar el desequilibrio de potencia por cuadrantes, y en esta ejecución se obtuvieron unos valores algo superiores al con-

signado en la condición límite de operación de la especificación técnica antes mencionada.

La acción tomada por el titular fue realizar los ajustes necesarios al detector que se encontraba descalibrado, con el fin de que quedara ajustado coherentemente con el resto de detectores, y así tener una respuesta homogénea de todos ellos.

Una vez realizado este ajuste y comprobado el cumplimiento de la condición límite de operación en cuestión, el titular continuó la subida de carga hasta alcanzar la plena potencia.

- El día 1 de diciembre de 2006, con la central al 100% el titular decidió una bajada de carga hasta alcanzar el *modo 2* (reactor crítico) al 1% de potencia nuclear, con el fin de poder inspeccionar las válvulas de aislamiento del lazo de refrigeración del reactor a la aspiración de las bombas A y B del sistema de extracción de calor residual y verificar si disponían sus motores del drenaje cualificado para poder evacuar el condensado que pudiera producirse en condiciones desfavorables de presión y temperatura, alcanzables bajo hipótesis de accidente.

El resultado de las comprobaciones fue satisfactorio, al disponer de los drenajes cualificados requeridos.

La decisión de llevar la central al *modo 2* de operación, fue a consecuencia de las comprobaciones que se realizaron el día anterior, 30 de noviembre, con el mismo fin en otras válvulas, a las que se pudo acceder para inspección al 100% de potencia nuclear, y se encontró que en algunas de ellas, el motor no tenía instalado el drenaje cualificado. El titular como acción correctora procedió a instalar los citados drenajes y restaurar la condición operable de las válvulas afectadas.

- El día 1 de diciembre de 2006, con la central al 100% de potencia nuclear, durante la realización del cambio rutinario del tren de alimentación eléctrica (realización cada quince días) a la barra de salvaguardia 7A de 6,25 kV, se produjo la apertura involuntaria del interruptor de alimentación desde el transformador a la barra 7A sin que estuviera alimentada desde el transformador auxiliar de arranque. Como consecuencia de la pérdida de tensión de la barra, se produjo demanda de actuación del generador diesel de emergencia B y la secuencia de actuación de equipos de salvaguardias correspondiente a un suceso de pérdida de suministro eléctrico exterior. Todos los equipos actuaron adecuadamente, a excepción de la motobomba de agua de alimentación auxiliar que no arrancó en su escalón de secuencia, por tener inadvertidamente desconectado un cable en su lógica de control.

La causa directa del suceso ha sido un fallo humano por parte del operador al llevar a posición de apertura el interruptor correspondiente al suministro de energía exterior desde el transformador auxiliar de la unidad a la barra 7A en vez del de suministro de energía exterior desde el transformador auxiliar de arranque.

Por otra parte, el motivo de la desconexión del cable del control de la motobomba de agua de alimentación auxiliar, fue un error humano ocurrido durante la realización del procedimiento de vigilancia sobre tiempos de respuesta del sistema de parada automática del reactor y de las actuaciones de las salvaguardias tecnológicas. El error humano fue no seguir adecuadamente las instrucciones del citado procedimiento a la hora de conectar y desconectar el equipo de prueba.

Como acciones correctoras, el titular ha reforzado el control de los cables desconectados y ha revisado el procedimiento de vigilancia mencio-

nado para evitar la repetición de sucesos con causas generadoras similares.

- El día 15 de diciembre de 2006, con la central al 100% de potencia nuclear, el titular detectó que no había cumplido con la frecuencia semanal de realización del requisito de vigilancia de la especificación técnica de funcionamiento relativa a baterías de 24 V de corriente continua correspondientes al motor de la bomba diesel contra incendios. La frecuencia establecida de siete días fue sobrepasada en 30 horas.

El titular detectó este suceso durante el proceso de documentación de la prueba de vigilancia, al observar una discrepancia entre las hojas de control administrativo de la prueba y la orden de trabajo, en relación con la fecha en la que debía de hacerse dicha prueba de vigilancia.

La causa del suceso ha sido un error en la ejecución de la aplicación de la planificación de realización de requisitos de vigilancia. El titular realizó la prueba de vigilancia de la bomba diesel contra incendios en cuestión con resultados satisfactorios.

1.1.2.7. Central nuclear de Trillo

a) Actividades más importantes

La central ha estado funcionando al 100% de potencia de forma estable durante todo el año 2006 excepto durante las paradas no programadas del 16 de febrero, 15 de septiembre y 19 de septiembre de 2006, el período de recarga de combustible, y durante la realización de las pruebas periódicas de las válvulas de la turbina. Además, se produjeron reducciones de potencia los días 6 y 19 de septiembre de 2006, por avería en una tarjeta del sistema de regulación de la turbina en el primer caso y por actuación del sistema de limitación al caerse una barra de control en el segundo caso.

La parada de recarga décimo octava tuvo lugar entre los días 5 de mayo y 10 de junio de 2006.

Las principales actividades fueron las siguientes las siguientes:

- Inspección de pines de centrado de elementos combustibles.
- Corrientes inducidas en el 15% de los tubos del generador de vapor.
- Inspección de los elementos combustibles y corrientes inducidas a las barras de control.
- Actuaciones encaminadas a evitar la obstrucción de los sumideros de contención.
- Sustitución de las baterías en redundancia 6.
- Revisión de las válvulas del lazo 30 de vapor principal.
- Revisión de las válvulas de turbina.
- Cambio de motor y revisión general de la bomba de refrigeración del reactor del lazo 30 y revisión de los sellos de las tres bombas.
- Sustitución de la fase S del transformador principal.

La recarga tenía una duración prevista de 23 días, entre el 5 y el 28 de mayo; sin embargo se extendió hasta el 10 de junio debido fundamentalmente a los trabajos de reparación de una bomba principal.

La energía eléctrica neta producida durante el año fue 7.687,8 GWh, habiendo estado acoplada a la red durante 7.787,3 horas, con un factor de carga del 88,14% y un factor de operación del 88,90%.

El simulacro anual del Plan de Emergencia Interior se realizó el 30 de marzo de 2006. Durante su desarrollo se activaron todas las organizaciones implicadas, comprobándose la coordinación de las mismas, así como las vías de comunicación

establecidas, calificándose los resultados como satisfactorios.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del 15 de febrero de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 31 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de marzo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 26 de abril de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 32 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por la Dirección General de Política Energética y Minas de 4 de mayo de 2004.
- El Consejo, en su reunión del 23 de noviembre de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 33 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de diciembre de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 20 de diciembre de 2006, acordó informar favorablemente la revisión 34 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Esta revisión fue aprobada por la Dirección General de Política Energética y Minas de 17 de enero de 2007.

c) Inspecciones

En cumplimiento de las funciones de inspección y control asignadas al CSN por los apartados c) y d) del artículo 2 de la Ley 15/1980, durante el año 2006 se realizaron 27 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la central se realizaron cumpliendo lo

establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 27 inspecciones realizadas en el 2006, las 19 siguientes corresponden al Programa Base de Inspección:

- Factores humanos y organizativos.
- Mantenimiento y actualización de los APS.
- Protección frente a condiciones meteorológicas extremas e inundaciones.
- Gestión de vida.
- Inspección en servicio (2).
- Requisitos de vigilancia relacionados con aspectos eléctricos.
- Requisitos de vigilancia relacionados con ingeniería del núcleo.
- Efectividad del mantenimiento (2).
- Diseño y capacidad funcional de los sistemas.
- Tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Programa de vigilancia radiológica ambiental.
- Diferentes aspectos de protección radiológica.
- Simulacros y ejercicios de emergencia.
- Inspecciones trimestrales (4) de la inspección residente del CSN.

Se han realizado otras ocho inspecciones dedicadas a temas específicos:

- Temas relativos a válvulas motorizadas.

- Inspección sobre carta la genérica de atascamiento de los sumideros de contención.
- Revisión de la inspección por ultrasonidos de los elementos combustibles.
- Pruebas de vigilancia en *modos 4* y *5* de operación.
- Sistema de ventilación del edificio de alimentación de emergencia.
- Lecciones aprendidas del suceso ocurrido en 2004 en la central nuclear Vandellós II (2).
- Inspección sobre cultura de seguridad.

c) **Apercibimientos y sanciones**

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

d) **Sucesos**

A partir del 3 de noviembre de 2006 entró en vigor la Instrucción IS-10 del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.

En el año 2006 el titular notificó seis sucesos según los criterios de notificación establecidos en las Especificaciones de Funcionamiento.

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

Paradas no programadas

- El día 15 de septiembre de 2006 el titular notificó el desacoplamiento de la unidad a la red para realizar la sustitución del transformador principal por el de reserva debido a problemas en el mismo y después como consecuencia del análisis químico del aceite del transformador y de la recomendación del fabricante se decidió la parada no programada de la planta.

Paradas automáticas no programadas

- El día 16 de febrero de 2006, estando la planta operando a plena potencia, se produjo la parada automática del reactor por señal de DNB (límite de ebullición nucleada). La causa fue una señal de parada de la bomba principal de refrigeración del lazo 1 (YD10D001) que origina la parada automática de dicha bomba, combinado con la circunstancia de que, desde el mes de noviembre, la lógica de actuación de parada del reactor por DNB se cambió por una más restrictiva, pasando de una actuación de la señal por la activación de dos de tres canales a una actuación de la señal por uno de dos. Este cambio fue consecuencia del fallo de una termorresistencia de entrada del lazo dos, que exigió efectuar la modificación de la lógica antes descrita por requisitos de las ETF (Especificaciones Técnicas de Funcionamiento). Las acciones correctoras consistieron en sustituir la termorresistencia fallada en noviembre del 2005 y comprobar su correcto funcionamiento y sustituir los cables de retroavisos de la junta de parada de la bomba de refrigerante del reactor, que habían ocasionado el disparo de la bomba y la revisión de los cables de las otras bombas de refrigerante del reactor.
- El día 8 de junio de 2006 se produjo la parada automática del reactor durante la realización de una prueba de válvulas de seguridad de vapor principal. La planta estaba en modo 2 (disponible caliente) y dentro de su programa de recarga.

En el momento de realizarse la prueba de válvulas de seguridad de vapor principal solamente estaban en funcionamiento dos de las tres bombas de refrigeración del reactor, la tercera estaba fuera de servicio para sustituir su motor. Como consecuencia de esta circunstancia, cuando se realizó la apertura de una válvula de seguridad se produjo una despresurización del primario y la señal DAF1 del Sistema de Protección del

Reactor (bajada de presión superior a 7 bares con velocidad mayor de 4 bares por minuto). Esta señal DAF1 dio lugar a la señal de parada automática del reactor (RESA).

El suceso no tuvo consecuencias para la seguridad de la planta. Este suceso fue notificado con el informe ISN-03/06.

Otros sucesos notificables

- El día 3 de junio de 2006 el titular notificó mediante ISN 02/2006 el descubrimiento de ausencia de algunas protecciones pasivas en un área de fuego según lo indicado en el Estudio de Seguridad.

Durante la parada de recarga del año 2006 y cuando se realizaba un recorrido para estudiar el trazado de futuras modificaciones de diseño, el titular descubre que los conductos de los cables de transmisión de la señal de los cuatro sensores de temperatura de entrada de agua de refrigerante del reactor no tenían la protección pasiva contra incendios. El titular realizó una revisión de otros conductos encontrando que conductos de cables con señales de instrumentación proveniente de la contención tampoco tenían protección pasiva.

El titular instaló las protecciones pasivas que faltaban y detectó que el problema se arrastra desde el año 1988.

Además de la acción correctiva de proteger los cables, el titular ha impartido formación para que no se repita el suceso y ha corregido errores en la documentación.

- El día 19 de septiembre de 2006 el titular notificó mediante el ISN-05/2006 la parada automática de la turbina debido a las altas vibraciones en el cojinete de empuje de la turbina.

El suceso ocurrió cuando la central se encontraba a 110 MWe durante el proceso de arranque después de la sustitución del transformador principal. La turbina había disparado por las altas vibraciones en el cojinete de empuje en dos ocasiones antes del acoplamiento.

Desde el año 1999 se han venido produciendo problemas de altas vibraciones en el cojinete de empuje. En el año 2000, *Siemens* implantó varias acciones de mejora, pero en 2004 se volvieron a detectar comportamientos anómalos en la turbina.

Como consecuencia de este suceso el titular ha realizado un seguimiento de las vibraciones de la turbina.

El suceso no ha tenido consecuencias para la seguridad de la planta.

- El día 19 de septiembre de 2006 se produjo la caída de una barra de control al fallar un contactor eléctrico de la bobina de arrastre de esa barra. La caída de la barra provocó un transitorio en la planta durante el cual todos los sistemas funcionaron de acuerdo con el diseño.

Al producirse la caída de la barra de control el sistema de limitación inicia una reducción de la potencia al 93%. Como consecuencia de la caída se inicia de forma inmediata la inserción de las tres barras restantes del cuadruplete afectado hasta posicionarlo a la misma profundidad de inserción que la barra caída, y para corregir el cambio de reactividad se procede a bajar la potencia hasta el 60%.

Una vez sustituido el contactor fallado se recupera el 100% de potencia a las pocas horas.

El suceso no ha tenido consecuencias para la seguridad y todos los sistemas de seguridad se han comportado según el diseño.

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 2.12.

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

1.2.1. Fábrica de elementos combustibles de Juzbado

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

a) Actividades más importantes.

La instalación funcionó con normalidad durante todo el año, únicamente el día 9 de octubre de 2006 se produjo un suceso notificable en 24 horas, de acuerdo con los criterios establecidos en las Especificaciones de Funcionamiento.

Desde el día 26 de julio al 27 de agosto de 2006 ambos inclusive la planta estuvo sin producción por período vacacional y desde el 23 de diciembre de 2006 hasta el 1 de enero de 2007, la instalación permaneció en *modo de operación 2*, por vacaciones.

Durante el año las recepciones principales en la fábrica han sido 285.706,578 kg de uranio enriquecido y 6.630,970 kg de uranio natural en forma de polvo de UO_2 y se expidieron los siguientes elementos combustibles con destino a varias centrales nucleares españolas y extranjeras: 444 del tipo de agua a presión, que contiene 173.373,619 kg de uranio y 360 del tipo de agua en ebullición, que contiene 63.521,201 kg de uranio.

Asimismo, se enviaron 16 barras combustibles a Francia (central nuclear Paluel) con un total de 32,947 kg de uranio y 3.357,479 kg de uranio a GNF (EEUU) en forma de polvo como residuo recuperable.

La cantidad total almacenada en la fábrica fue en todo momento inferior a los límites autorizados de 400.000 kg/año de uranio.

Por otra parte, se recibieron en la fábrica pequeñas cantidades de uranio en forma de muestras (pastillas de UO_2) procedentes de diversos orígenes: 91 g de EDF (Francia), 25 g de NBL (EEUU) y 1,647 kg de GNF (EEUU).

Así mismo salieron de la fábrica otras cantidades pequeñas que se distribuyeron del siguiente modo: 10,176 kg de uranio natural a Panreac (Barcelona), 0,028 kg de uranio en muestras al OIEA, 0,710 kg de uranio como muestras a BNFL (Inglaterra), 44,291 kg de uranio a BNFL (Inglaterra) como residuo no recuperable (bolsas de plástico), 0,067 kg de uranio como muestra a Cadarache (Francia) y 4,872 kg de uranio a MM&A (Canadá) como residuo no recuperable (tubos de zircaloy contaminados).

El simulacro de emergencia interior se realizó el 22 de junio de 2006, con presencia de un inspector del CSN y seguimiento de su completo desarrollo desde la sala de emergencias del CSN, que fue activada. Los objetivos del simulacro fueron comprobar la preparación del titular para hacer frente a una emergencia y la efectividad del *Plan*

de emergencia interior de la fábrica. Para realizar el simulacro se postuló un accidente de criticidad en el área de tratamiento de residuos de gadolinio, dando lugar a una emergencia en el emplazamiento (categoría II).

Se continuó la evaluación de los análisis realizados de acuerdo con el Programa de Desarrollo del Análisis Integrado de Seguridad (ISA), propuesto de acuerdo con lo establecido en la condición 8 del Anexo a la Orden Ministerial de 5 de julio de 1996, habiendo recibido hasta final de año la parte correspondiente a las áreas de sinterizado, PWR, gadolinio y BWR.

b) Autorizaciones

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

- El Consejo, en su reunión del 15 de febrero de 2006, acordó informar favorablemente sobre la solicitud de modificación de los límites de aceptación para la composición isotópica del uranio en la fábrica. Esta solicitud fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de marzo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 15 de febrero de 2006, acordó informar favorablemente sobre la solicitud de autorización de modificaciones para el almacenamiento en el almacén temporal de residuos radiactivos sólidos (ATRRS) de bidones de residuos radiactivos procedentes de reducción de volumen realizada por operadores externos y sobre los documentos de licencia afectados. Esta solicitud fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 13 de marzo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 22 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente sobre la solicitud de modificación de diseño solicitada por el titular con objeto de disponer de autorización

para fabricar combustible de diseño GNF2, diseño BWR original de General Electric distinto a los fabricados y autorizados hasta el momento en Juzbado, y sobre los documentos de licencia afectados: revisión 26 del Estudio de Seguridad. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 28 de marzo de 2006.

- El Consejo, en su reunión del 22 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente la propuesta de modificación de diseño del sistema de tratamiento de efluentes radiactivos líquidos consistente en la supresión de la laguna de regulación nº 1, lo que implicó la aprobación de los documentos oficiales de explotación afectados por el cambio: la revisión 25 de las Especificaciones de Funcionamiento y la revisión 27 del Estudio de Seguridad. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 28 de marzo de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 5 de abril de 2006, acordó informar favorablemente sobre la solicitud de revisión 17 del Reglamento de Funcionamiento que afectó a los capítulos 1 y 2 y Anexo I y la revisión 13 del Plan de Emergencia, que afectaba al capítulo 3 y consistía en recoger los cambios organizativos en la Dirección de combustible de Enusa Industrias Avanzadas SA y que afectaban a la fábrica de Juzbado. Esta revisión fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 25 de abril de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente la séptima prórroga de la autorización de explotación y de fabricación. Esta autorización fue aprobada por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 30 de junio de 2006.
- El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006, acordó informar favorablemente sobre las

solicitudes de revisión de los documentos oficiales de explotación presentados junto a la solicitud de renovación del Permiso de Explotación Provisional que se citan a continuación: revisión 28 del Estudio de Seguridad, revisión 26 de las Especificaciones de Funcionamiento, revisión 14 del Plan de Emergencia. Estas revisiones fueron aprobadas por las respectivas resoluciones de la Dirección General de Política Energética y Minas de 22 de junio de 2006.

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

- El Consejo, en su reunión del 5 de abril de 2006 acordó apreciar favorablemente la revisión 13 del Manual de Protección Radiológica, presentada con el objeto de recoger los cambios organizativos en la Dirección de combustible de Enusa Industrias Avanzadas SA y que afectaban a la fábrica de Juzbado.
- El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006 acordó apreciar favorablemente la revisión 0 del Manual de Cálculo de Dosis al Exterior (MCDE).
- El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006 acordó apreciar favorablemente la revisión 4 del Manual de Gestión de Calidad, que incluye en el mismo el transporte de material nuclear y radiactivo, el sistema de aprobación y la incorporación de la *Planificación de la realización del producto* como un elemento más de la planificación a definir. Además de una serie de cambios editoriales que aclaran diferentes apartados del mismo.
- El Consejo, en su reunión del 31 de mayo de 2006 acordó la modificación de los requisitos establecidos en la apreciación favorable del programa de desarrollo del Análisis Integrado de

Seguridad (ISA), tras las evaluaciones realizadas hasta la fecha que concluyeron la conveniencia de limitar el alcance de la revisión independiente de los análisis a los puntos discrepantes, debido a que el análisis realizado por la fábrica de Juzbado tiene mayor nivel de detalle que el realizado en la instalación de referencia.

- Con fecha 7 de septiembre de 2006, se emitieron las Instrucciones Técnicas Complementarias a la séptima prórroga de la autorización de explotación y de fabricación, asociadas al condicionado de la misma y que hacen referencia a las revisiones de los documentos de explotación, modificaciones de diseño, informes anuales, notificaciones de transporte y a la Revisión Periódica de la Seguridad (RPS).

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 2005 se realizaron 14 inspecciones, de las que se levantaron las correspondientes actas. En las inspecciones se comprobó que las actividades de la instalación se realizaron cumpliendo lo establecido en el permiso de explotación, en los documentos oficiales de explotación y en la normativa aplicable. Las desviaciones detectadas fueron corregidas, o están en curso de corregirse por el titular, siendo todas ellas objeto de seguimiento por el CSN.

De las 14 inspecciones realizadas en 2006, las 13 siguientes corresponden al *Programa base de inspección*:

- Seguridad frente a la criticidad nuclear.
- Comprobaciones a la protección frente a condiciones meteorológicas extremas.
- Comprobaciones sobre el desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.

- Operaciones de la planta, modificaciones de diseño y requisitos de vigilancia (2).
- Comprobaciones sobre los programas de formación y reentrenamiento del personal con y sin licencia.
- Comprobaciones sobre aspectos generales de la generación y gestión de los residuos radiactivos de baja y media actividad.
- Aspectos relativos a la protección contra incendios.
- Operatividad del Plan de Emergencia Interior y simulacro anual de emergencia.
- Aspectos relativos al proceso de recepción de los transportes de óxido de uranio.
- Protección física.
- Vigilancia y control de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.
- Protección radiológica de los trabajadores y funcionamiento del Servicio de Protección Radiológica.
- La otra inspección se realizó con objeto de verificar las condiciones de seguridad frente a criticidad, para la evaluación de la solicitud de modificaciones de diseño para la fabricación de combustible GNF2.

d) Apercebimientos y sanciones

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

e) Sucesos

El día 9 de octubre de 2006, se produjo un suceso notificable en 24 horas, de acuerdo con los criterios establecidos en las Especificaciones de Funcionamiento.

A las 11:45 horas de la citada fecha, se procedió a la parada de diversos equipos de proceso en la zona

cerámica como consecuencia de la no operabilidad del Sistema de Protección Radiológica (SPR), producida por un fallo en la alimentación eléctrica de las bombas de vacío de dicho sistema. La inoperabilidad de las dos bombas de vacío implica la imposibilidad de que los monitores de sala, puesto de trabajo y efluentes gaseosos del SPR tomen muestras. Conservadoramente se procedió de forma inmediata a la parada de los equipos que estaban en funcionamiento, de modo que la instalación se encontró en todo momento dentro de los límites y condiciones establecidos en las Especificaciones de Funcionamiento y no se produjo ninguna consecuencia, ni supuso ningún riesgo para los trabajadores, la población o el medio ambiente.

f) Dosimetría personal

En el año 2006 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 464. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 42 mSv.persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,46 mSv/año, lo que supone un porcentaje del 0,91% con respecto a la dosis anual máxima

permitida en la reglamentación. En la figura 1.55 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 73 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal y a 100 personas mediante análisis de excretas. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1mSv/año).

g) Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica ambiental

En la tabla 1.13 se muestran los datos de actividad de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos durante el año 2006. Asimismo, en el caso de los efluentes líquidos se incluye el valor máximo registrado a lo largo del año de la concentración de actividad de las tandas vertidas.

De los valores de la tabla se desprende que el impacto radiológico asociado a los vertidos efectuados durante el año 2006 no es significativo, representando dichos valores una pequeña fracción de los límites autorizados.

Figura 1.55. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta de fabricación de combustible óxido de Juzbado

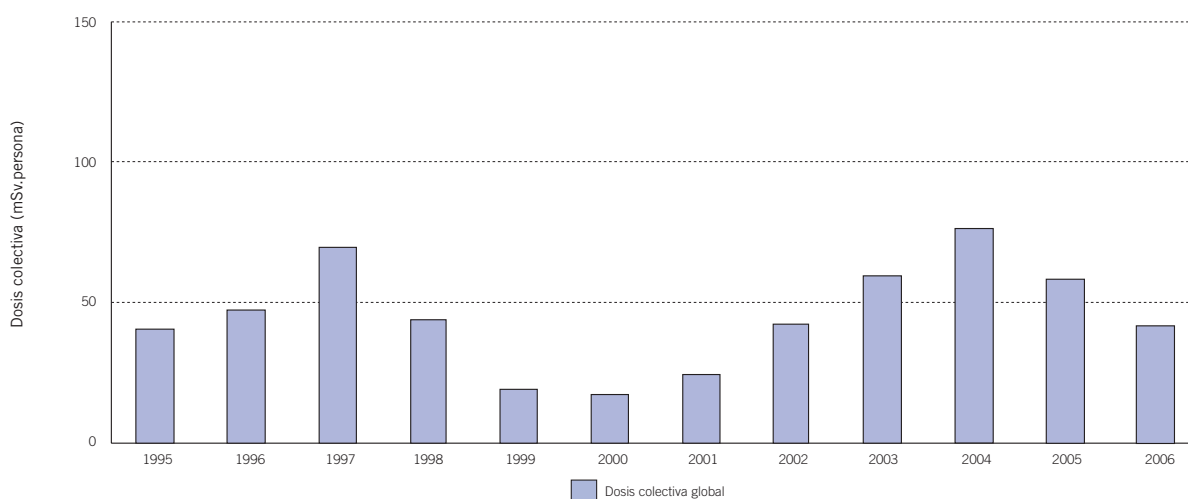


Tabla 1.13. Emisión de efluentes líquidos y gaseosos al medio ambiente. Juzbado 2006

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Máxima concentración (Bq/m ³)
Líquidos	3,70 10 ⁷	4,45 10 ⁴
Límite	1,20 10 ¹⁰	2,22 10 ⁵
Gaseosos	1,68 10 ⁴	-
Límite	1,92 10 ⁸	-

Los programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 6.2.2 de este informe. En la tabla 6.5 se detalla el tipo de muestras y de análisis que corresponde al programa desarrollado en el entorno de la fábrica de Juzbado, de cuya ejecución es responsable el titular de la instalación.

En este apartado se presentan los resultados del PVRA realizado por la instalación en el año 2005, 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 cam-

paña se recogieron aproximadamente unas 600 muestras y se realizaron del orden de 800 análisis.

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

Tabla 1.14. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Juzbado 2005

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Partículas de polvo			
(Bq/m ³)	5,08 10 ⁻⁵	343/363	9,24 10 ⁻⁶
Alfa total	(6,22 10 ⁻⁶ - 2,07 10 ⁻⁴)		
Espectrometría alfa			
U-234	7,57 10 ⁻⁷ (5,50 10 ⁻⁷ - 9,50 10 ⁻⁷)	6/6	6,98 10 ⁻⁸
U-235	< LID	0/6	6,70 10 ⁻⁸
U-238	6,52 10 ⁻⁷ (3,60 10 ⁻⁷ - 9,10 10 ⁻⁷)	6/6	3,27 10 ⁻⁸
TLD			
(mSv/año)	1,18 (8,00 10 ⁻¹ - 2,03)	84/84	-

Tabla 1.15. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Juzbado 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/11	9,70 10 ²
Espectrometría alfa			
U-234	1,42 10 ¹ (6,90 - 2,10 10 ¹)	5/11	8,28
U-235	< LID	0/11	6,69
U-238	1,09 10 ¹ (6,20 - 1,51 10 ¹)	4/11	4,19

Tabla 1.16. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Juzbado 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	3,73 10 ¹ (3,33 10 ¹ - 4,26 10 ¹)	3/12	2,45 10 ¹
Beta total	1,34 10 ² (9,11 10 ¹ - 2,39 10 ²)	12/12	6,81 10 ¹
Beta resto	< LID	0/12	6,81 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	9,10 (7,20 - 1,10 10 ¹)	2/2	1,31
U-235	< LID	0/2	1,38
U-238	5,55 (5,00 - 6,10)	2/2	7,30 10 ⁻¹

Tabla 1.17. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Juzbado 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,57 10 ² (3,03 10 ² - 6,41 10 ²)	9/9	6,39 10 ¹
Espectrometría alfa			
U-234	1,58 10 ¹ (8,20 - 2,60 10 ¹)	9/9	4,10 10 ⁻¹
U-235	7,50 10 ⁻¹ (4,00 10 ⁻¹ - 1,20)	8/9	3,83 10 ⁻¹
U-238	1,57 (7,80 - 2,70 10 ¹)	9/9	2,05 10 ⁻¹

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

h) Residuos radiactivos

En la fábrica de combustible de Juzbado se generan residuos radiactivos de baja y media actividad pertenecientes a las corrientes de residuos compactables y no compactables. Adicionalmente también se generan, en pequeñas cantidades, aceites contaminados y material orgánico llevado a sequedad generado en la limpieza de las lagunas.

El único tipo de tratamiento que se realiza en la instalación a los residuos radiactivos generados es la segregación por corrientes e introducción en bidones de 220 litros, los cuales son almacenados en el Almacén Temporal de Residuos Sólidos (ATRS) de la instalación.

Para minimizar el número final de bultos que deben ser gestionados como residuos radiactivos, Juzbado estableció un contrato con la entidad sueca Studsvik Radwaste AB para la incineración de residuos radiactivos compactables. Sobre la base de dicho contrato se remitieron a Suecia 108 bidones de 220 litros con residuos compactables, retornando a la instalación 25 bidones de 220 litros con cenizas acondicionadas en conglomerante hidráulico y un bidón con residuos compactables acondicionados en conglomerante hidráulico. A fecha 31 de diciembre de 2006 dichos bultos de residuos permanecen almacenados temporalmente en la instalación.

Igualmente, Juzbado ha establecido un contrato con la entidad canadiense Mississauga Metals & Alloys para el reciclado por fundición de materiales residuales metálicos débilmente contaminados. A fecha 31 de diciembre de 2006 en el almacén de Juzbado existen 10 bultos con residuos que pueden ser gestionados por esta vía.

Con BNFL, entidad suministradora del óxido de uranio, Juzbado ha establecido un acuerdo para la devolución a la citada entidad de los embalajes utilizados en el transporte del óxido (bolsas y bridas de plástico). A fecha 31 de diciembre de 2006 existen almacenados en la instalación 14 bidones de 220 litros con dichos materiales.

Adicionalmente, a fecha 31 de diciembre de 2006, en la instalación se encuentran almacenados 2.112 bidones de 220 litros con materiales residuales contaminados generados por la operación, con los que se están llevando a cabo actividades de segregación y reacondicionamiento a fin de optimizar el volumen de material residual y determinar la vía de gestión final más adecuada.

Teniendo en cuenta el número de bidones con materiales residuales contaminados existentes en la instalación y la capacidad del almacén temporal de residuos radiactivos sólidos (3.368 bidones) la disponibilidad de almacenamiento en la instalación, a fecha 31 de diciembre de 2006, es del 36,52%.

1.2.2. Centro de almacenamiento de residuos radiactivos El Cabril

La instalación dispone de autorización de explotación otorgada por Orden del Ministerio de Economía de 5 de octubre de 2001. Durante el año 2006, se llevaron a cabo las operaciones de recepción, almacenamiento temporal, tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en celdas de los residuos de baja y media actividad generados por las instalaciones nucleares y radiactivas.

La instalación dispone de varios programas cuyos objetivos son garantizar:

- El cumplimiento de los requisitos de seguridad y la ausencia de impacto radiológico sobre la

población y el medio ambiente debido al funcionamiento de la instalación.

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

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

En el año 2006, se recibieron en la instalación 4.088 bultos o unidades de contención, más 24 muestras de residuos radiactivos de baja y media actividad:

- 2.508 y 24 muestras procedentes de las instalaciones nucleares.
- 1.580 de instalaciones radiactivas.

Durante el año 2006, en el laboratorio de verificación de la calidad del residuo de la instalación se realizaron estudios y pruebas de caracterización de bultos de residuos reales procedentes de centrales nucleares. También se llevaron a cabo diferentes estudios sobre probetas fabricadas con residuos simulados para determinar la calidad del producto final según el tipo de cemento, dosificación, presencia de compuestos no deseados, etc. Por otra parte, se efectuaron ensayos radioquímicos con residuos sin acondicionar para comprobar la evolución de los factores de escala y asociar el valor de actividad en emisores alfa de lotes de bultos. Adicionalmente, se llevaron a cabo ensayos de caracterización de muestras de residuos generados en instalaciones radiactivas, así como el estudio de los bultos históricos ubi-

cados en los módulos de almacenamiento de la instalación.

Durante 2006, se completó y cerró la celda N-9 y se inició el almacenamiento en la celda N-1. A 31 de diciembre, el número total de bultos almacenados en celdas era de 99.885, encontrándose 15 de ellas completas y cerradas. Asimismo, en las celdas 26, 27 y 28 de la plataforma sur, se encuentran almacenados con carácter temporal 107 contenedores ISO con residuos procedentes de los incidentes de las acerías, otro se halla en la explanada frente al edificio de recepción transitoria y otros 15 en la zona sur de la plataforma norte.

El 23 de febrero de 2006 se llevó a cabo el simulacro anual de emergencia que se desarrolló según lo previsto.

Continúan evaluándose la revisión del modelo de flujo y transporte del centro de almacenamiento de El Cabril y el *Plan para la desclasificación de paramentos y escombros* de la instalación que Enresa presentó al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. Se encuentran también en evaluación las revisiones del *Plan de emergencia interior*, del *Estudio de seguridad*, de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento* y de los *Criterios de aceptación de las unidades de almacenamiento*, revisiones motivadas por la modificación de diseño para el almacenamiento de residuos radiactivos de muy bajo nivel.

En 2006 se solicitó una nueva licencia de supervisor y la prórroga de tres licencias de operador y otras tres de supervisor.

b) Autorizaciones

- Por resolución del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 15 de septiembre, tras la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, se aprobó la revisión del *Estudio de seguridad* presentada para dar cumplimiento a la condición 6 de la autorización de explotación.

- Igualmente, el CSN apreció favorablemente la *Revisión periódica de la seguridad*, de acuerdo a lo establecido en la condición 9.1 de autorización de explotación y aceptó una nueva revisión del *Manual de cálculo de dosis al exterior por emisiones gaseosas*.

c) Inspecciones

Dando cumplimiento a las funciones de inspección y control asignadas al CSN en los apartados c) y d) del artículo 2º de la Ley 15/1980, durante el año 2006 se realizaron un total de 12 inspecciones a la instalación. Las desviaciones identificadas fueron corregidas o están en curso de corrección por el titular. Los objetivos de cada una de las inspecciones fueron los siguientes:

- Control de efluentes.
- Simulacro de emergencia.
- Garantía de calidad.
- Sistema de ventilación del edificio auxiliar de acondicionamiento.
- Aspectos estructurales.
- Verificación de las medidas de vigilancia, control e inspección realizadas en la instalación.
- Aspectos de sismicidad.
- Almacenamientos temporales de residuos.
- Equipos de meteorología.
- Aceptación de residuos.
- Dos inspecciones de control general de la instalación.

d) Apercebimientos y sanciones

En 2006 no ha habido ninguna actuación que haya dado lugar a apercebimientos o sanciones.

e) Sucesos

Durante 2006 no se produjo ningún suceso notificado, desde el punto de vista de la seguridad y protección radiológica, en relación con las actividades que se desarrollan en la instalación.

f) Dosimetría personal

En el año 2006, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 206. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 7 mSv.persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,26 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,53% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. En la figura 1.56 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna, se efectuaron controles a 132 personas mediante medida directa de la radiactividad corporal. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1mSv/año).

g) Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica ambiental

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 1.18 se resumen las emisiones de efluentes radiactivos gaseosos de El Cabril durante el año 2006. Estos vertidos no representaron ningún riesgo radiológico significativo, representando la dosis asociada a ellos un 1% del límite autorizado.

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan cabo en España alrededor de las

Figura 1.56. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

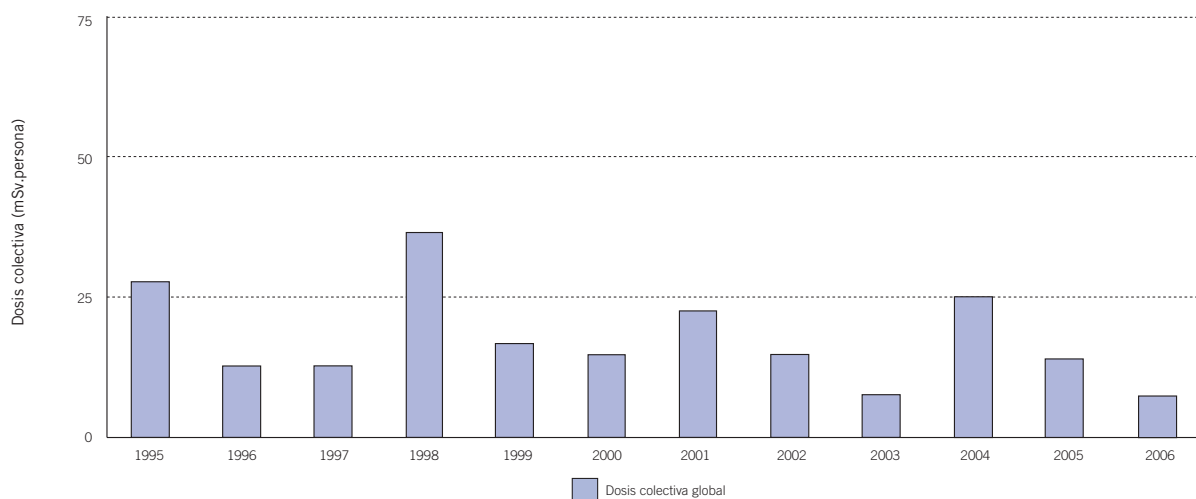


Tabla 1.18. Emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente. El Cabril. Año 2006

Efluentes	Actividad alfa total (Bq)	Actividad beta total (Bq)	Actividad gamma (Bq)	Actividad tritio (Bq)	Actividad C-14 (Bq)
Gaseosos		7,16 10 ⁴	LID	1,66 10 ⁷	1,96 10 ⁷

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 2005, 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 cam-

paña se recogieron aproximadamente 692 muestras y se obtuvieron del orden de 1.430 datos.

En las tablas 1.19 y 1.20 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las vías de transferencia más significativas a la población, elaboradas a partir de los datos remitidos por la instalación. En estas tablas se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo. En la primera de estas tablas se incluye, asimismo, el valor medio de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Tabla 1.19. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. El Cabril año 2005

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Aire			
(Bq/m ³)			
Beta total	7,55 10 ⁻⁴ (2,59 10 ⁻⁴ - 1,70 10 ⁻³)	364/364	3,07 10 ⁻⁵
Sr-90	4,68 10 ⁻⁶ (3,94 10 ⁻⁶ - 5,43 10 ⁻⁶)	2/28	3,74 10 ⁻⁶
H-3	1,91 10 ⁻³ (6,82 10 ⁻⁴ - 3,26 10 ⁻³)	25/28	5,99 10 ⁻⁴
C-14	3,17 10 ⁻² (1,68 10 ⁻² - 3,90 10 ⁻²)	28/28	1,65 10 ⁻³
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/28	2,70 10 ⁻⁵
Cs-137	< LID	0/28	3,01 10 ⁻⁵
TLD	1,17 (7,57 10 ⁻¹ - 1,70)	132/132	-
(mSv/año)			

Tabla 1.20. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). El Cabril año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	1,27 (7,99 10 ⁻¹ - 2,07)	14/14	4,31 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	5,33 10 ⁻¹
Cs-137	6,95 (1,31 - 2,16 10 ¹)	13/14	6,50 10 ⁻¹

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

h) Residuos radiactivos

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

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

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

1.2.3. Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

a) Actividades

La instalación, desde enero de 2003, se encuentra en situación de parada definitiva de las actividades productivas, siendo nula la producción, ni siquiera residual de concentrados de uranio. Las actividades de esta fase están dedicadas al tratamiento de los efluentes líquidos para su acondicionamiento y vertido, y al acondicionamiento de las instalaciones de cara al desmantelamiento.

El 14 de julio de 2003, el Ministerio de Economía, previo informe del CSN, emitió una Orden Ministerial por la que se declaró el cese definitivo de la explotación de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio estableciendo el plazo de un año, que posteriormente se amplió en otro adicional, para la presentación de la solicitud de la autorización de desmantelamiento. Con fecha 7 de julio de 2005 Enusa, como titular de la planta solicitó ante el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la autorización de desmantelamiento de la misma.

Durante 2006 el CSN ha continuado las evaluaciones de la documentación presentada como soporte de la solicitud de autorización de desmantelamiento.

Las actividades de la planta Quercus durante 2006, se han limitado a las de preparación del próximo desmantelamiento de la misma, incluyendo el tratamiento de los efluentes líquidos (aguas de corta y líquidos sobrenadantes del dique de estériles) para su acondicionamiento y vertido, así como el mantenimiento de estas secciones.

Con fecha de 27 de julio de 2006, Enusa solicitó ante Ministerio de Industria, Turismo y Comercio retrasar la decisión de desmantelar la planta ante una posible reanudación de sus operaciones dada la evolución de los precios de concentrado de uranio. El CSN no planteó objeción a prolongar la situación actual de cese definitivo de la instalación siempre que se mantenga el cumplimiento de las condiciones que figuran en la autorización de cese definitivo de la explotación. No obstante, en previsión de que finalmente Enusa decida acometer el desmantelamiento de la planta, se prosiguen las evaluaciones iniciadas con anterioridad.

A lo largo del año no se ha producido ningún incumplimiento de las condiciones límites de funcionamiento ni ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente.

No se ha realizado ningún transporte de material radiactivo al no haber existencias de concentrados de uranio.

b) Autorizaciones

Durante el año 2006 no se han concedido autorizaciones ministeriales.

c) Inspecciones

Se realizaron tres inspecciones de seguimiento y control. Las inspecciones se llevaron a cabo para

analizar la situación de licenciamiento de la planta y verificar el estado de las distintas instalaciones.

d) Apercibimientos y sanciones

No se han realizado apercibimientos ni sanciones durante el año 2006.

e) Sucesos

Durante el año 2006 no se produjo ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente. Tampoco se produjo incumplimiento de las condiciones límites de funcionamiento.

f) Dosimetría personal

En 2006, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio fueron 82. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,61 mSv.persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,31 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 0,61% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. 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 52 personas mediante análisis de excretas y en ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

g) Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica ambiental

Dado que la planta se encuentra, desde el 1 de enero del 2003, en situación de parada definitiva de las actividades productivas, no se han generado a lo largo del año efluentes radiactivos gaseosos y los únicos efluentes radiactivos líquidos vertidos se han originado como consecuencia del tratamiento, para su acondicionamiento y vertido, de las aguas de corta y de los líquidos sobrenadantes del dique de estériles.

En las tablas 1.21 y 1.22 se muestran las emisiones de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio correspondientes al año 2006. Estos vertidos no representan ningún riesgo radiológico significativo, siendo las dosis asociadas a ellos una pequeña fracción del límite autorizado.

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.

Figura 1.57. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio

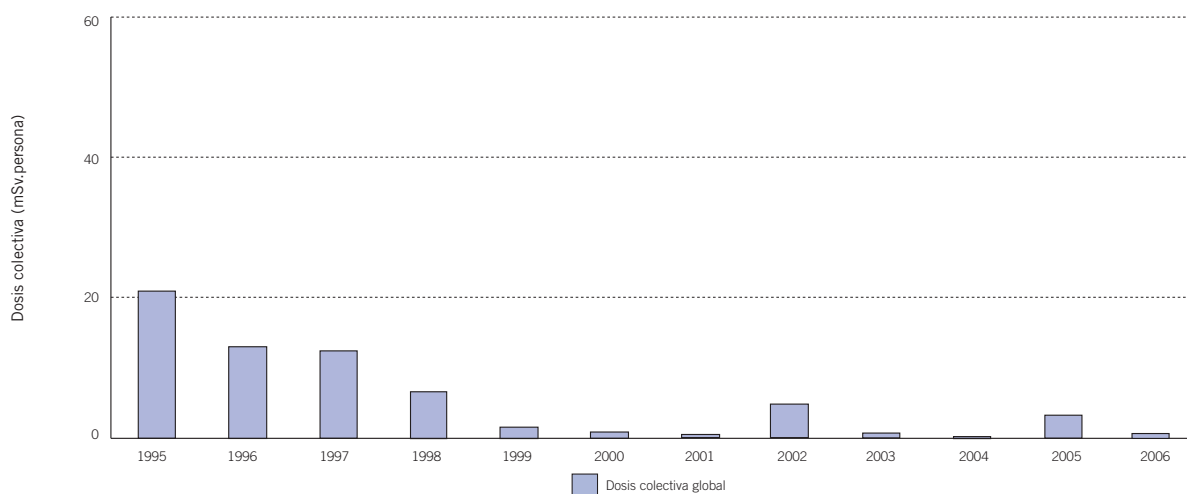


Tabla 1.21. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2006

Efluentes	Máxima actividad de Ra-226 acumulada	Máximo incremento de concentración
	en 12 meses consecutivos (Bq)	de Ra-226 en el río (Bq/m ³)
Líquidos	2,02 10 ⁷	0,21
Límite	1,65 10 ⁹	3,75

Tabla 1.22. Emisión de efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente. Planta Quercus. Año 2006

Efluentes	Actividad total (Bq)	Concentración media anual de polvo de mineral (mg/m ³)	Concentración media anual de polvo concentrado (mg/m ³)	
			Zona de secado	Zona de envasado
			Gaseosos ⁽¹⁾	–
Límites	–	15	5	5

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

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 de parada definitiva de la planta Quercus, similar al de su etapa operacional, que incluye y amplía el antiguo programa de vigilancia radiológica ambiental de la planta Elefante, actualmente en fase de desmantelamiento autorizada por resolución de la Dirección General de Energía de fecha 16 de enero 2001.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2005, que son los últimos disponibles en la fecha de redacción del presente informe, ya que, debido a la complejidad del procesamiento y análisis de las muestras ambientales, los resultados de cada campaña anual no se reciben hasta la finalización del primer trimestre del año siguiente. En dicha campaña se recogieron aproximadamente unas 600 muestras y se obtuvieron del orden de 1.700 datos.

En las tablas 1.23 a 1.26 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las vías de transferencia

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

Los resultados obtenidos fueron similares a los de períodos anteriores y no mostraron incidencia radiológica significativa para la población atribuible al funcionamiento de esta instalación. En el caso del agua potable, tal como ocurría en campañas anteriores, uno de los valores medidos para el índice de actividad alfa total alcanzó el valor paramétrico establecido en el RD 140/2003 por el que se establecen los criterios sanitarios de la calidad del agua de consumo humano. No obstante, con los resultados obtenidos para los isótopos medidos radio-226, uranio total, torio-230 y Pb-210, se obtiene un valor para la dosis indicativa total inferior al establecido en el RD mencionado.

Tabla 1.23. Resultados PVRA. Aire y tasa de dosis. Planta Quercus. Año 2005

Muestra/análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	1,27 (7,99 10 ⁻¹ - 2,07)	14/14	4,31 10 ⁻¹
Espectrometría γ (isótopos de origen artificial)			
Co-60	< LID	0/14	5,33 10 ⁻¹
Cs-137	6,95 (1,31 - 2,16 10 ¹)	13/14	6,50 10 ⁻¹

Tabla 1.24. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	< LID	0/1	8,81 10 ²
Uranio total	< LID	0/1	1,02 10 ¹
Ra-226	< LID	0/1	4,35 10 ²
Pb-210	< LID	0/1	3,83 10 ²
Th-230	< LID	0/1	3,16 10 ³

Tabla 1.25. Resultados PVRA. Agua potable (Bq/m³). Planta Quercus. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	9,70 10 ¹ (6,54 10 ¹ - 2,03 10 ²)	6/12	3,60 10 ¹
Ra-226	1,36 10 ¹ (1,16 10 ¹ - 1,47 10 ¹)	5/12	8,03
Pb-210	8,11 10 ¹ (7,96 - 2,80 10 ²)	12/12	6,89
Uranio total	8,84 10 ¹ (2,07 10 ¹ - 1,67 10 ²)	8/12	1,61 10 ¹
Th-230	2,06 10 ¹ (1,08 10 ¹ - 3,12 10 ¹)	12/12	4,79

Tabla 1.26. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Planta Quercus. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	4,18 10 ² (9,04 10 ¹ - 2,53 10 ³)	44/44	7,79 10 ¹
Uranio total	7,23 10 ¹ (8,86 - 6,57 10 ²)	44/44	7,78
Ra-226	6,45 10 ¹ (1,78 10 ¹ - 3,47 10 ²)	40/44	2,52 10 ¹
Pb-210	5,87 10 ¹ (1,62 10 ¹ - 2,37 10 ²)	44/44	8,01
Th-230	2,66 10 ² (1,69 10 ² - 3,61 10 ²)	4/44	1,20 10 ²

1.2.4. Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat)

El funcionamiento del Ciemat como una instalación nuclear única está autorizado por sendas resoluciones de la Dirección General de la Energía de fechas 15 de julio de 1980 y 3 de febrero de 1993. Esta última resolución, vigente actualmente, contempla, a su vez, dos grupos de instalaciones: uno que incluye las que se encuentran paradas en fase de desmantelamiento para su clausura –cuatro instalaciones nucleares y dos radiactivas–, y otro grupo formado por las 20 instalaciones radiactivas operativas. Las instalaciones radiactivas del centro disponen a su vez de límites y condiciones de funcionamiento, fijados por Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas y específicos para cada una de las instalaciones.

a) Actividades

Por Resolución de la Dirección General del Ciemat de 20 enero de 2000, se puso en marcha un *Plan integrado para la mejora de las instalaciones del Ciemat* (Pimic), en el que se contemplan diversas

actuaciones de descontaminación y desmantelamiento de las instalaciones paradas y de las labores de descontaminación y rehabilitación en aquellas zonas del centro que pudieran presentar niveles de contaminación superior a las aceptables para el desarrollo de actividades convencionales no sujetas a regulación.

En el año 2001 el Consejo apreció favorablemente la revisión 1 del *Plan director para la ejecución del Pimic* presentado por el titular. En el año 2002 lo hizo con la revisión 2 de este documento, vigente actualmente, que estructura estas actividades dentro de dos proyectos diferenciados: el proyecto de desmantelamiento y el proyecto de rehabilitación. El emplazamiento del centro se ha dividido, a tal efecto, en 28 parcelas. Cuatro parcelas adyacentes que albergaron las instalaciones nucleares más representativas de la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN), son objeto del denominado proyecto de desmantelamiento. Las otras 24 parcelas son objeto del denominado proyecto de rehabilitación, alguna de ellas con instalaciones sometidas a procesos de desmantelamiento iniciados con anterioridad.

A lo largo del año 2006 el Ciemat ha continuado con la caracterización radiológica de las parcelas del centro pendientes de rehabilitar.

Así mismo, continúan las actividades de desmantelamiento de la instalación IN-04, celdas calientes metalúrgicas, con el objetivo de su liberación incondicional para poder dedicar su edificio a usos no regulados. Dichas actividades se rigen por el plan de desmantelamiento que el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente en 1993.

Continúan las actividades de desmantelamiento del laboratorio IR-13(A) perteneciente a la instalación IR-13 laboratorio de metrología de radionucleidos.

A finales del año se ha realizado la transferencia de la zona incluida en el proyecto Pimic-Desmantelamiento a Enresa para el inicio de las tareas de desmantelamiento de sus instalaciones. Entre las actividades más relevantes que se han realizado en este proyecto se encuentran:

- El acondicionamiento de los edificios 55 y 11 anejo para su uso como almacén temporal de los residuos producidos durante las tareas de desmantelamiento.
- El acondicionamiento de las zonas de acceso de diferentes edificios para los trabajos futuros.
- El acondicionamiento de áreas de almacenamiento para materiales desclasificables.
- Se ha iniciado el acondicionamiento de los dos edificios que albergaran los equipos para las medidas de desclasificación de los materiales residuales que se generen.
- La instalación de pórticos para la medida de vehículos.
- El inicio del desmantelamiento de distintas unidades de intervención en diferentes edificios.

Se han realizado campañas adicionales de caracterización de la zona denominada *la lenteja*. Este terreno resultó afectado radiológicamente por un antiguo vertido accidental de residuos radiactivos líquidos.

Las instalaciones nucleares y radiactivas no operativas pendientes de clausura que existen en el centro, incluidas en el proyecto Pimic-Desmantelamiento, (IN-01 reactor experimental JEN-1, IN-07 almacenamiento de residuos líquidos radiactivos RAA-MTR, IR-16 acondicionamiento de residuos líquidos radiactivos e IR-18 Planta M-1) han continuado sometidas al programa de vigilancia y control habitual.

Las instalaciones operativas del centro funcionaron durante el año 2006 con normalidad.

En el año se han concedido once nuevas licencias de supervisor y ocho de operador, todas para instalaciones radiactivas del centro.

b) Autorizaciones

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de febrero de 2006, por la que se autoriza, previo informe favorable del CSN, el funcionamiento de la nueva instalación radiactiva IR-32 laboratorio de preparación de muestras.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de septiembre de 2006, por la que se autoriza, previo informe favorable del CSN, la modificación de los límites y condiciones de funcionamiento de la IR-15 laboratorio de residuos y materiales radiactivos.
- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 15 de septiembre de 2006 por la que se autoriza, previo informe favorable del CSN, la modificación de los límites y condiciones de funcionamiento de la IR-09 laboratorios metalúrgicos.

- Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de noviembre de 2006, por la que se aprueba, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, la revisión 5 del *Plan de emergencia interior* del centro.
- El CSN ha apreciado favorablemente, tras su acondicionamiento, el uso de los edificios 55 y 11 anejo para su uso como almacenes temporales de residuos radiactivos.

c) Inspecciones

En el transcurso del año se han realizado, 12 inspecciones programadas a las instalaciones del centro que se pueden desglosar de la siguiente manera: dos inspecciones a las instalaciones radiactivas operativas, seis inspecciones relativas al funcionamiento general del centro y cuatro inspecciones relacionadas directamente con actividades del Pimic.

d) Apercebimientos y sanciones

No se han producido apercebimientos ni sanciones durante el 2006.

e) Sucesos

Durante el 2006, mientras se realizaba un sondeo en la parcela Ñ de la zona deportiva del centro, efectuado para caracterizar en profundidad la zona, ya que se sospechaba de la existencia de radio y uranio natural, se detectó una contaminación en profundidad de americio y plutonio.

La notificación del suceso originó una inspección del CSN a la zona. El Ciemat adoptó las acciones oportunas para la descontaminación del terreno así como para la protección de los trabajadores que realizaron las tareas. Durante todo este tiempo la zona deportiva ha permanecido cerrada.

f) Dosimetría personal

En el año 2006, el número total de trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad, en el

Ciemat fue de 430. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva total de 2,39 mSv.persona hay que señalar que, en las actividades que se están llevando a cabo en el proceso de desmantelamiento del Pimic han participado 57 de los trabajadores incluidos en el cómputo anterior, a los que correspondió una dosis colectiva de 1,22 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo global resultó ser de 0,16 mSv/año (0,20 mSv/año en el caso de las actividades de desmantelamiento), lo que supuso un porcentaje del 0,32% con respecto a la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. La figura 1.58 muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

En lo que se refiere a la dosimetría interna se efectuaron controles mediante medida directa de la radiactividad corporal a 124 trabajadores y por análisis de orina a 47. En ningún caso se detectó contaminación interna superior al nivel de registro (1 mSv/año).

g) Efluentes radiactivos y vigilancia radiológica ambiental

En la tabla 1.27 se indica el valor de la actividad de los efluentes líquidos vertidos durante el año 2006, así como la concentración media en el punto de descarga de las instalaciones. Estos valores representan una pequeña fracción de los límites autorizados, por lo que no llevan asociado ningún riesgo radiológico significativo.

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.

Figura 1.58. Evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de las instalaciones del Ciemat



Tabla 1.27. Emisión de efluentes líquidos al medio ambiente. Ciemat. Año 2006

Efluentes	Actividad total (Bq)	Concentración media (Bq/m ³)
Líquidos	9,21 10 ⁴	1,06 10 ⁴

El PVRA desarrollado durante su operación fue muy similar al descrito para las centrales nucleares en lo que respecta al tipo de muestras, si bien adaptado a las características del centro.

Teniendo en cuenta la ausencia de efluentes gaseosos, durante los últimos años y hasta el año 2004, la vigilancia del aire y el suelo se redujo a una única estación de muestreo.

Sin embargo, durante el año 2005, se ha modificado de nuevo su alcance ya que se ha desarrollado un programa previo al inicio de las actividades de desmantelamiento equivalente al que se desarrollará durante dichas actividades, de modo que los resultados que se obtengan hasta esa fecha servirán de referencia para verificar el posible impacto derivado del Plan de Desmantelamiento y Clausura.

Debido a esta ampliación del PVRA se han incrementado a más del doble tanto el número de muestras como el de análisis.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental realizado por la instalación en el año 2005, 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 654 muestras y se realizaron del orden de 1.209 análisis.

Las tablas 1.28 a 1.30 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.

Tabla 1.28. Resultados PVRA. Aire (Bq/m³). Ciemat. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Muestreador bajo flujo			
Alfa total	4,58 10 ⁻⁵ (1,12 10 ⁻⁵ - 1,62 10 ⁻⁴)	136/145	8,89 10 ⁻⁶
Beta total	6,97 10 ⁻⁴ (2,22 10 ⁻⁴ - 1,54 10 ⁻³)	144/145	3,00 10 ⁻⁵
Sr-90	5,3 10 ⁻⁶ (5,73 10 ⁻⁶ - 5,73 10 ⁻⁶)	1/9	2,57 10 ⁻⁶
I-131	< LID	0/145	1,66 10 ⁻⁴
H-3	< LID	0/33	3,82 10 ⁻²
Muestreador alto flujo			
Sr-90	1,34 10 (3,84 10 ⁻⁷ - 2,74 10 ⁻⁶)	3/11	2,41 10 ⁻⁷
Fe-55	< LID	0/3	2,54 10 ⁻⁴
Ni-63	< LID	0/3	1,12 10 ⁻⁵
Pu-239+240	1,06 10 ⁻⁸ (8,00 10 ⁻⁹ - 1,30 10 ⁻⁸)	4/11	5,37 10 ⁻⁹
Espectrometría alfa			
U-234	1,07 10 ⁻⁶ (6,48 10 ⁻⁷ - 1,65 10 ⁻⁶)	11/11	5,54 10 ⁻⁹
U-235	4,37 10 ⁻⁸ (2,57 10 ⁻⁸ - 6,35 10 ⁻⁸)	9/11	6,21 10 ⁻⁹
U-238	1,03 10 ⁻⁶ (6,40 10 ⁻⁷ - 1,60 10 ⁻⁶)	11/11	5,99 10 ⁻⁹
Espectrometría γ			
Cs-137	4,13 10 ⁻⁷ (2,76 10 ⁻⁷ - 7,84 10 ⁻⁷)	10/52	3,46 10 ⁻⁷
Eu-152	< LID	0/52	2,25 10 ⁻⁶
Ra-226	< LID	0/52	9,82 10 ⁻⁶
Am-241	< LID	0/52	4,82 10 ⁻⁷

Tabla 1.29. Resultados PVRA. Leche (Bq/m³). Ciemat. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	4,86 10 ¹ (2,06 10 ¹ - 9,12 10 ¹)	8/8	4,35
I-131	< LID	0/8	1,13 10 ¹
Espectrometría γ			
Cs-137	< LID	0/8	3,46 10 ¹
Eu-152	< LID	0/8	1,52 10 ²
Ra-226	< LID	0/8	6,14 10 ²
Am-241	< LID	0/8	6,44 10 ¹

Tabla 1.30. Resultados PVRA. Suelo (Bq/kg seco). Ciemat. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Sr-90	2,10 (3,61 10 ⁻¹ - 4,12)	32/33	1,47 10 ⁻¹
Fe-55	< LID	0/17	1,15 10 ³
Ni-63	< LID	0/17	7,57 10 ¹
Pu-239+240	2,75 10 ⁻¹ (5,00 10 ⁻² - 6,07 10 ⁻¹)	27/33	4,90 10 ⁻²
Espectrometría alfa			
U-234	3,57 10 ¹ (2,16 10 ¹ - 5,91 10 ¹)	17/17	1,31 10 ⁻¹
U-235	1,56 (1,02 - 2,55)	17/17	6,97 10 ⁻²
U-238	3,80 10 ¹ (2,59 10 ¹ - 6,04 10 ¹)	17/17	1,07 10 ⁻¹
Espectrometría γ			
Cs-137	9,39 (4,29 10 ⁻¹ - 2,62 10 ¹)	30/33	6,45 10 ⁻¹
Eu-152	6,77 (6,77 - 6,77)	1/33	3,39
Ra-226	7,23 10 ¹ (2,23 10 ¹ - 1,45 10 ¹)	33/33	6,30
Am-241	< LID	0/33	1,25

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

h) Residuos radiactivos

Durante el año 2006 el Ciemat, como consecuencias de la operación de las instalaciones autorizadas en el centro, entregó a Enresa para su gestión como residuo radiactivo:

- 66 bidones de 220 litros con sólidos heterogéneos generados en las instalaciones del centro.
- 3.355 litros de líquidos orgánicos generados en las instalaciones del centro, con una actividad de 1.123 MBq.

Como consecuencia de las actividades de Pimic-desmantelamiento se generaron 83 UMA (Unidad de Medida de Actividad) con material residual de diferentes corrientes (chatarras, aislamiento, cables...), preclasificado como potencialmente desclasificable. 46 UMA se encuentran temporalmente almacenadas en la Campa sur del área del reactor y las 36 UMA restantes en la Campa de la zona este, lo que supone una ocupación del 18,1% de los almacenes temporales de materiales potencialmente desclasificables.

La cantidad de materiales residuales (escombros y tierras) almacenados temporalmente en el centro, procedentes de las actividades de Pimic-rehabilitación y que han sido preclasificados como potencialmente

desclasificables, a fecha de 31 de diciembre de 2006 es de 192 m³. Asimismo durante el año 2006 se han entregado a Enresa 269 bidones de 220 litros con tierras y escombros preclasificados como residuos radiactivos de muy baja actividad.

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 y les impone la autorización administrativa previa, con la excepción de los equipos de rayos X de diagnóstico, para los que prevé una regulación específica.

La *Ley de Creación* del Consejo de Seguridad Nuclear establece una clasificación para las instalaciones radiactivas. El *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* concreta tal clasificación, al tiempo que fija un régimen de autorizaciones relacionado con ella.

A efectos de licenciamiento y control, el citado reglamento distingue entre las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear y las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales, a las que en adelante se denomina simplemente instalaciones radiactivas y que son el objeto de este apartado. Estas instalaciones se clasifican a su vez como de 1^a, 2^a y 3^a 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 2006 tenían transferidas las competencias ejecutivas sobre instalaciones radiactivas de 1^a, 2^a y 3^a categoría las comunidades siguientes: Asturias, Baleares, Canarias, Cantabria, Cataluña, Castilla y León, Ceuta, Extremadura, Galicia, La Rioja, Madrid, Melilla, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia.

Las instalaciones de rayos X de diagnóstico se rigen, según prevé la *Ley de Energía nuclear*, por un reglamento específico que establece para ellas un sistema de declaración y registro, a cargo de las comunidades autónomas.

Corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear el control del funcionamiento y la inspección de las instalaciones radiactivas una vez autorizadas, incluidas las instalaciones de rayos X de diagnóstico, en aplicación del apartado d) del artículo 2 de su *Ley de Creación*.

Según se expone en el capítulo 11 de relaciones institucionales e internacionales, el Consejo de Seguridad Nuclear, haciendo uso de la facultad que le reconoce la disposición adicional 3^a de su *Ley de Creación*, encomienda determinadas actividades de evaluación del licenciamiento y control de las instalaciones radiactivas a algunas comunidades autónomas, con objeto de establecer una relación más próxima, ágil y flexible con los administrados y de aumentar la intensidad de las actuaciones.

Número de instalaciones y distribución geográfica

Como se refleja en la tabla 1.31, tienen autorización de funcionamiento un total de 1.307 instalaciones radiactivas (una de 1^a categoría, 995 de 2^a categoría y 311 de 3^a categoría). Asimismo, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene constancia de la inscripción de 25.902 instalaciones de radiodiagnóstico en los correspondientes registros de las comunidades autónomas.

La tabla 1.31 refleja el número de instalaciones autorizadas y su evolución por tipos de aplicación en los últimos años. En la tabla 1.32 se presenta la distribución de instalaciones radiactivas por tipos de aplicación y por comunidades autónomas.

Valoración global del funcionamiento de las instalaciones radiactivas durante el año

El Consejo estima que el funcionamiento de las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales e industriales se desarrolló durante el año 2006 dentro de las normas de seguridad establecidas, respetándose las medidas precisas para la protección radiológica de las personas y el medio ambiente, y por tanto, sin que se produjeran situaciones de riesgo indebido.

1.3.2. Temas genéricos

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

- Simplificar los procesos de autorización y sus modificaciones.
- Adoptar progresivamente los elementos de la regulación informada por el riesgo.
- Incorporar los nuevos requisitos sobre la seguridad tecnológica y física de las fuentes radiactivas, y el control de fuentes radiactivas de alta actividad y fuentes huérfanas.
- Actualizar el régimen sancionador.
- Actualizar los requisitos exigibles a los equipos e instalaciones de radiodiagnóstico médico.
- Facilitar a los titulares el cumplimiento de los requisitos exigibles evitando, en todo caso, requisitos regulatorios y trámites innecesarios.

- Establecer un sistema de análisis y registro de la experiencia operativa en instalaciones radiactivas. Aplicar un sistema de clasificación de incidencias en función de su importancia para la seguridad.
- Incrementar las actuaciones de inspección sobre prácticas con mayor riesgo, como la gammagrafía industrial, e impulsar la renovación de equipos antiguos.
- Reforzar y sistematizar el proceso de control de las instalaciones médicas de rayos X.
- Firmar nuevos acuerdos de encomienda con comunidades autónomas que tengan interés en participar en el sistema, y mejorar los acuerdos vigentes a través de una mayor coordinación y elaboración conjunta de programas de actuación y el establecimiento de herramientas de apoyo basadas en las nuevas tecnologías de la información.

El artículo segundo de la *Ley de Creación del CSN* faculta al organismo para la elaboración y aprobación de instrucciones y circulares de carácter técnico aplicables a las instalaciones radiactivas. El *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* faculta al CSN para remitir, directamente a los titulares de autorizaciones, instrucciones técnicas complementarias (ITC), 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 2006, en aplicación de estas disposiciones:

- Instrucciones técnicas complementarias a la autorización de instalaciones de gammagrafía para la actualización de equipos para gammagrafía móvil. Se establece un plazo de dos años para que todos los equipos de gammagrafía móvil cumplan con los requisitos de diseño establecidos en la norma ISO 3999, edición de 1977 o

posterior, y se utilicen para su transporte bultos que dispongan de certificado de aprobación cuando así sea requerido por la reglamentación de transporte. Transcurrido el plazo de dos años indicado, los equipos que no cumplan esos requisitos no podrán seguir utilizándose de forma móvil debiendo utilizarse exclusivamente en el interior de recintos blindados.

A partir de la fecha de remisión de la instrucción técnica complementaria sólo podrán importarse nuevos equipos de gammagrafía móvil provistos de fuentes de iridio-192 o selenio-75 que cumplan con los requisitos de diseño de la norma ISO 3999 edición de 2000. Para los equipos provistos de fuentes de cobalto-60 se requiere el cumplimiento de la edición de 1977 de esa norma.

En la instrucción se detallan las actuaciones a realizar con los equipos actualmente autorizados para cumplir con los requisitos indicados.

- Circular a los titulares de instalaciones radiactivas que dispongan de equipos de telecobaltoterapia autorizados para informarles sobre la manera de proceder en el caso de que decidan dejar de utilizarlos de forma definitiva. El objetivo es conseguir que los cabezales y las fuentes radiactivas de esos equipos sean gestionados de manera segura y sin demoras desde el momento en que dejan de utilizarse.
- Circular a los titulares de instalaciones radiactivas que disponen de autorización para fuentes encapsuladas de alta actividad para informarles sobre los requisitos del nuevo Real Decreto 229/2006 sobre el control de fuentes encapsuladas de alta actividad y las fuentes huérfanas, incluyendo algunas orientaciones para facilitar la aplicación práctica de esta nueva norma.

Durante el año 2006, se ha continuado con la aplicación a modo de prueba de la escala INES para la

clasificación de sucesos en instalaciones radiactivas en España. El objetivo de esta escala es establecer un mecanismo para comunicar al público con rapidez y coherencia el impacto que tienen los sucesos ocurridos en las instalaciones en relación con la seguridad. El OIEA ha aprobado en 2006 la *Guía adicional de la escala INES para sucesos en transporte e instalaciones radiactivas* en cuya elaboración han participado expertos del CSN en el seno del correspondiente grupo de trabajo, se ha previsto completar la revisión del *Manual de la escala INES* para el año 2008. El CSN ha iniciado las acciones necesarias para comenzar en 2007 la aplicación oficial de la escala INES para información al público sobre sucesos en las instalaciones radiactivas y los transportes.

El día 24 de febrero de 2006, se aprobó el Real Decreto 229/2006 sobre el *Control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas*, que fue publicado en el Boletín Oficial del Estado el día 28 de febrero.

El Real Decreto transpone a la reglamentación nacional la Directiva 122/2003/Euratom. Establece requisitos para conseguir, por un lado, un estricto control de las fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad durante todo su período de vida, desde su fabricación hasta su correcta gestión al final de su vida útil, y, por otro, hacer frente a los riesgos que plantea la existencia de fuentes radiactivas sobre las que, o nunca ha habido o se ha perdido el control y que son las conocidas como fuentes huérfanas, estableciendo los cauces conducentes a la detección y recuperación del control sobre ellas.

Los poseedores autorizados de fuentes de alta actividad deberán llevar una hoja de inventario normalizada de cada una de ellas, en la que consten, entre otros datos, el número de identificación así como las transferencias y revisiones de las que ha sido objeto.

El Consejo de Seguridad Nuclear llevará un inventario de ámbito estatal de poseedores de este tipo de fuentes y de las fuentes que poseen.

Por lo que respecta al control de las fuentes huérfanas, se contempla la existencia de acuerdos relativos a la vigilancia, control y procedimientos de actuación en las instalaciones, lugares o situaciones donde es más probable que aparezcan o se procesen este tipo de fuentes. En dichos acuerdos se incluirá el compromiso de los titulares de estas instalaciones de facilitar formación e información a sus trabajadores sobre nociones básicas de las radiaciones ionizantes y sus efectos, y las medidas que deben tomarse en caso de detectarse o sospecharse la presencia de una fuente.

Asimismo, en relación con las fuentes huérfanas el nuevo Real Decreto prevé la realización de campañas para recuperación de fuentes procedentes de actividades del pasado y se establecen las garantías financieras necesarias para hacer frente a su retirada y a los incidentes que cualquier fuente de este tipo pueda provocar.

Instalaciones industriales

En el año 2006, cabe destacar la puesta en funcionamiento de tres aceleradores lineales en los puertos de Algeciras, Valencia y Barcelona. Los equipos van instalados en una unidad móvil y usan tecnología de rayos X de alta energía con la finalidad de inspeccionar el contenido de grandes contenedores. Con la instalación de estos equipos y la de otros similares que está prevista para otros puertos españoles se persigue una mejora e incremento de la seguridad en los puertos españoles.

Como en años anteriores, dentro de las actividades de control de las instalaciones radiactivas, se ha continuado desarrollando un seguimiento especial de la optimización de las dosis en los distintos tipos de instalaciones, prestándose una especial atención al sector de la gammagrafía móvil, que es

el que tiene mayor necesidad de mejorar las condiciones de protección radiológica, como se pone de manifiesto con la experiencia de operación.

Se ha seguido aplicando durante el año 2006 el plan de actuación encaminado a reducir las dosis del personal de operación en el campo de la gammagrafía iniciado en el año 2001 y en este sentido cabe destacar que se han llevado a cabo inspecciones a trabajos en obra, así como a delegaciones donde estas instalaciones tienen desplazados equipos y personal de operación, con la finalidad de comprobar que los procedimientos de operación así como los procedimientos relativos a planificación de tareas, supervisión de los trabajos en obra y formación del personal, exigidos en su día mediante instrucción técnica complementaria, se llevan a la práctica adecuadamente.

Una adecuada protección radiológica en las operaciones de gammagrafía en campo, requiere además de buenos procedimientos de trabajo, que el diseño de los equipos incorpore determinados sistemas de seguridad. En ese sentido, en enero de 2006 ha sido enviada a todos los titulares de este tipo de instalaciones, una instrucción técnica complementaria, de acuerdo al plan de actuación aprobado por el CSN en diciembre de 2005, definiendo los requisitos mínimos que los equipos de gammagrafía en las instalaciones radiactivas españolas, deben cumplir y los plazos para cumplirlos.

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.

Tabla 1.31. Evolución del número de instalaciones radiactivas

Categoría	Campo de aplicación	2002	2003	2004	2005	2006
1ª	Irradiación	1	1	1	1	1
	Subtotal	1	1	1	1	1
2ª	Comercialización	55	55	55	49	46
	Investigación y docencia	78	80	82	84	80
	Industria	573	572	587	600	582
	Medicina	258	262	270	276	287
	Subtotal	964	969	994	1.009	995
3ª	Comercialización	18	24	16	12	13
	Investigación y docencia	86	94	88	90	89
	Industria	166	168	161	145	152
	Medicina	80	98	70	66	57
	Subtotal	350	384	335	313	311
Rayos X médicos		21.884	22.947	24.069	25.222	25.902
Total		23.199	24.301	25.399	26.545	27.209

Tabla 1.32. Distribución de las instalaciones radiactivas por comunidades autónomas

Comunidad autónoma	Instalaciones radiactivas de 2ª categoría					Instalaciones radiactivas de 3ª categoría					Total instalaciones por autonomía	Rayos X por autonomía
	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Campo de aplicación	C	D	I	M	Total 2ª	C	D	I	M	Total 3ª		
Andalucía	2	8	74	48	132	2	21	21	6	50	182	4.472
Aragón	1	1	29	9	40	-	2	9	1	12	52	672
Asturias	-	1	19	9	29	-	1	2	4	7	36	656
Baleares	-	1	5	6	12	-	-	1	1	2	14	594
Canarias	-	2	16	10	28	-	3	-	1	4	32	919
Cantabria	-	1	12	3	16	-	2	5	-	7	23	331
Castilla-La Mancha	-	2	28	8	38	-	-	1	1	2	40	985
Castilla y León	-	5	36	18	59	-	4	9	2	15	74	1.394
Cataluña	16	21	112	57	206	4	16	22	13	55	*262	4.256
Extremadura	-	1	11	5	17	-	1	1	1	3	20	492
Galicia	1	6	27	13	47	-	-	3	2	5	52	1.895
Madrid	27	26	70	55	178	7	22	28	15	72	250	4.102
Murcia	-	-	15	5	20	-	1	2	1	4	24	821
Navarra	-	1	20	5	26	-	1	2	1	4	30	342
País Vasco	1	2	64	13	80	-	17	26	5	48	128	995
Rioja	-	-	2	2	4	-	-	1	-	1	5	192
Comunidad Valenciana	2	6	52	28	88	-	5	11	8	24	112	2.736
Ceuta	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	26
Melilla	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	-	22

C: Instalaciones radiactivas comerciales.

D: Instalaciones radiactivas de investigación y docencia.

I: Instalaciones radiactivas industriales.

M: Instalaciones radiactivas médicas.

* Se incluye una instalación industrial de 1ª categoría.

Instalaciones médicas

Como consecuencia del desarrollo de las técnicas de tomografía por emisión de positrones (PET), se destaca que a finales del 2006 existen en España 11 ciclotrones con autorización de funcionamiento y uno en proceso de licenciamiento. La actividad de estos ciclotrones consiste en la producción de isótopos emisores de positrones, de vida muy corta, y posterior síntesis del radiofármaco correspondiente, principalmente deoxifluoroglucosa marcada con flúor-18 (FDG) para su utilización en diagnóstico en medicina nuclear.

Continúa experimentándose un notable aumento de las solicitudes de instalaciones de radioterapia externa, en concreto de aceleradores lineales, debido a la tendencia actual de acercar la asistencia sanitaria a los enfermos oncológicos, y a la campaña que se inició en 1996 relativa a la sustitución progresiva de unidades de telegammaterapia obsoletas, las cuales están siendo sustituidas por aceleradores lineales. Actualmente existen en España 195 aceleradores lineales para radioterapia externa, de los que 22 han sido licenciados en el 2006. Entre ellos se encuentra un equipo de tomoterapia, consistente en un acelerador lineal que se integra en una plataforma de TAC Helicoidal que permite el tratamiento guiado por imágenes en tiempo real y un *Ciberknife*, licenciado en 2006, consistente en un acelerador lineal montado sobre un brazo robot de tipo industrial dotado de articulación, que permite irradiar desde múltiples posiciones y con gran precisión y exactitud en la orientación del haz durante el tratamiento. El conjunto tiene acoplado además un sistema de guía por imagen compuesto por dos generadores de rayos X y dos paneles detectores montados en el techo de la sala a ambos lados de la camilla de tratamiento, que permiten la localización exacta de la zona a tratar.

Como se indicó en informes anteriores, un tema de gran interés, lo constituía la creación en enero de 2001 de un foro permanente sobre protección

radiológica en el medio sanitario en el que participa el CSN, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica. Este foro tiene por objeto definir un marco de relaciones y una sistemática de trabajo conjunta en una serie de temas de interés común previamente identificados.

Dentro de las actividades del foro se ha elaborado, junto con el Ministerio de Sanidad y Consumo, una guía dirigida a la protección de la infancia de los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes por razones médicas.

Cabe destacar también entre las actividades del año 2006, la aprobación de la guía adicional al *Manual INES* de aplicación a fuentes radiactivas y transporte, para la clasificación de sucesos en instalaciones radiactivas según la escala internacional y para información.

Instalaciones de rayos X de diagnóstico

En relación con las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico, durante el año 2006 el CSN continuó recibiendo expedientes para inscripción en el registro correspondiente, procedentes de la autoridad competente de industria de las comunidades autónomas. Dichos expedientes, una vez incorporados a la base de datos correspondiente, son objeto de revisión. Hasta la fecha, hay 25.902 instalaciones de rayos X registradas.

Durante el año 2006, se recibieron del orden de 19.000 informes anuales de instalaciones de rayos X, donde constan entre otros datos, los controles de calidad efectuados a los equipos por los servicios o unidades técnicas de protección radiológica o por las empresas de venta y asistencia técnica de dichos equipos. De los mencionados informes, se revisaron alrededor del 5%. Los criterios de selección para esta revisión fueron: continuar con aquellos que habían sido objeto de revisión en años anteriores y habían presentado algún tipo de

deficiencia; los correspondientes a las instalaciones de medianos y grandes hospitales; instituciones privadas con gran número de equipos; centros que dispongan de instalaciones de hemodinámica, vascular o escáner y clínicas veterinarias.

En el año 2006 se ha seguido efectuando un programa de inspección de las instalaciones de rayos X, con objeto de realizar un control cruzado entre estas instalaciones y las unidades técnicas de protección radiológica (UTPR) que las dan servicio. A tal fin, las instalaciones fueron seleccionadas entre las de radiodiagnóstico general que no estén atendidas por un Servicio de Protección Radiológica, ya que a las mismas se las controla a través de la vigilancia a dichos servicios, y las de diagnóstico veterinario. En relación con este programa de inspecciones durante

2006 y en cumplimiento de la resolución 24ª de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, *incluir en los programas de inspección de las instalaciones radiactivas de uso médico a las instalaciones de rayos X sanitarias*, a fin de conseguir el cumplimiento de los programas de inspección durante el año 2006 se han efectuado 244 inspecciones a instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico. En estos programas se están incorporando inspecciones a instalaciones de radiodiagnóstico dental inscritas en el registro, de modo que entren a formar parte de ellos las UTPR que únicamente dan servicio a instalaciones dentales, según se relaciona en el punto 1.3.4. También se han definido los criterios consolidados, para la elaboración de los programas de inspección.

Tabla 1.33. Expedientes informados por tipo de solicitud y campo de aplicación

Autorización	Industria		Medicina			Investigación y docencia		Comercialización	
	1ª	2ª	3ª	2ª	3ª	2ª	3ª	2ª	3ª
Funcionamiento	-	30	11	17	-	1	2	5	-
Clausura	-	24	4	2	5	1	4	1	-
Modificación	-	102	28	67	8	13	5	17	4
Totales	-	156	43	86	13	15	11	23	4

Tabla 1.34. Número de expedientes de licenciamiento recibidos, resueltos y pendientes en distintos tipos de instalaciones radiactivas

	Tipo de solicitud			Total
	Funcionamiento	Modificación	Clausura	
Solicitudes recibidas en 2006	78	260	47	385
Solicitudes informadas en 2006	63	246	42	351
Solicitudes pendientes de informe a 31/12/06	33	76	16	125

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

Como todos los años, se han atendido el 100% de las denuncias recibidas en el CSN a consecuencia del funcionamiento de las instalaciones, así como los casos de superaciones de los límites de dosis establecidos. En todos ellos, se han efectuado visitas de inspección y el CSN se ha puesto en contacto con los titulares de las instalaciones comunicando en su caso, las medidas a tomar. En los casos de denuncias, siempre se ha contestado a los denunciantes informándoles de la situación detectada y las medidas que se hayan adoptado.

Instalaciones comerciales

Como en años anteriores se ha continuado con el licenciamiento, 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. Mayoritariamente el licenciamiento ha consistido en modificaciones de instalaciones radiactivas existentes, principalmente cambios de emplazamiento. A nivel de productos, sigue la tendencia a la solicitud de autorización de nuevos modelos de aceleradores de electrones para tratamiento radioterápico, que incorporan sistemas de planificación, posicionamiento y localización de tejidos para tratamiento en tiempo real utilizando rayos X a nivel de kV o a nivel de pocos MV. También se viene observando un aumento en la producción y consumo de flúor-18 en forma de F-18 FDG para diagnóstico médico. El control y seguimiento se ha venido realizando como en años anteriores a través de los informes de ventas y suministros contrastados con las autorizaciones de las instalaciones radiactivas receptoras y con las declaraciones de

traslado de sustancias radiactivas entre Estados miembros (Reglamento Euratom nº 1493/93) y a través de las inspecciones de control realizadas a las mismas y del estudio de sus informes anuales de funcionamiento.

En las tablas 1.37 y 1.38 se reflejan la venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativas y los suministros de fuentes no encapsuladas, respectivamente.

Es importante destacar dos reales decretos, 208/2005 y 229/2006, que afectan al control y la gestión de materiales radiactivos fuera de uso.

- Real Decreto 208/2005 de 25 de febrero de 2006 sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos, que afecta a la gestión final de los detectores iónicos de humos (DIH) obligando a los productores a hacerse cargo de su correcta gestión final. Ésta deberá realizarse a través de dichos productores o de gestores autorizados o participando en sistemas integrados de gestión.
- Real Decreto 229/2006 de 24 de febrero de 2006 sobre *Control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad (FEAAs) y fuentes huérfanas*, que afecta entre otros aspectos a los condicionados de autorización de las instalaciones radiactivas que las importan, las comercializan y las gestionan, obligándolas a realizar hojas de inventario de dichas FEAAs si las almacenan más de siete días en sus dependencias, a aportar imágenes gráficas de dichas fuentes y sus contenedores a los poseedores finales y al establecimiento de una garantía financiera para la gestión final adecuada de las mismas consistente en la devolución al proveedor o transferencia a la instalación radiactiva autorizada, o al almacenamiento a largo plazo de dichas fuentes.

Con respecto a las actividades contempladas en el artículo 74 del RINR, se mantiene la línea princi-

pal de comercialización de equipamientos de inspección, la gran mayoría de dichos equipos disponen de aprobación de tipo. También, en mucho menor grado, se comercializan equipamientos para investigación y control de calidad y para análisis de materiales

1.3.3. Licenciamiento

Durante el año 2006 se emitieron 351 dictámenes referentes a instalaciones radiactivas. El personal del Consejo de Seguridad Nuclear emitió 243:

- 47 para autorizaciones de funcionamiento.
- 30 para declaración de clausura.
- 166 para autorizaciones de modificaciones diversas.

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

Cataluña:

- Ocho para autorizaciones de funcionamiento.
- 11 para declaraciones de clausura.
- 56 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Baleares:

- Tres para autorizaciones de modificaciones diversas

País Vasco:

- Ocho para autorizaciones de funcionamiento.
- Una para declaraciones de clausura
- 21 para autorizaciones de modificaciones diversas.

Con objeto de indicar el movimiento de expedientes de licenciamiento y la capacidad de respuesta del CSN a las solicitudes de informe remitidas por la autoridad de Industria, se presentan en la tabla

1.34, las solicitudes recibidas durante el año 2006, los informes realizados durante dicho año y los pendientes a 31 de diciembre.

El análisis de estas cifras permite hacer algunas consideraciones aproximadas. En primer lugar, el mismo número de salidas es ligeramente inferior que el de entradas, lo que indica que se posee la capacidad suficiente para hacer frente a las demandas de licenciamiento. El volumen de pendientes supone un tercio del total de expedientes. El tiempo medio de resolución es de unos cinco 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 2006 se remitieron 60 cartas por parte del CSN

1.3.4. Seguimiento y control de las instalaciones

A lo largo del año 2006 se realizaron 1.638 inspecciones a instalaciones radiactivas. Su distribución por tipos fue la siguiente:

- 777 fueron realizadas por el propio personal del CSN según se detalla:
 - 628 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones, excepto rayos X médicos.
 - 64 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.
 - 78 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - Una inspección para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.

- Seis inspecciones de control a trabajos de gammagrafía en obra o delegaciones.
- 342 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Cataluña:
 - 257 inspecciones de control de funcionamiento de instalaciones y 30 de control de rayos X médicos.
 - 32 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 23 inspecciones para verificar incidencias, denuncias o irregularidades.
- 61 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito al Principado de Asturias (30 a instalaciones radiactivas, 30 a instalaciones de rayos X de diagnóstico médico y 1 de incidencias).
- 30 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de las Islas Baleares:
 - 15 inspecciones de control de funcionamiento a instalaciones radiactivas.
 - Una inspección previa a la autorización de funcionamiento.
 - 14 inspecciones de control a instalaciones de rayos X de diagnóstico médico.
- 81 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la Comunidad Foral de Navarra (31 a instalaciones radiactivas y 50 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico).
- 133 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la Comunidad Valenciana (115 a instalaciones radiactivas, 15 a ins-
 - talaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y 3 de incidencias).
- 46 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito a la comunidad autónoma de Galicia, todas ellas inspecciones de control de funcionamiento a instalaciones radiactivas.
- 168 fueron realizadas por personal acreditado por el CSN, adscrito al País Vasco:
 - 112 inspecciones de control de funcionamiento a instalaciones radiactivas.
 - 13 inspecciones previas a la autorización de funcionamiento, modificación o baja de instalaciones.
 - 41 inspecciones de control a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.
 - Dos para verificar de incidencias denuncias o irregularidades.

Además de las inspecciones constituye un elemento básico para el control de las instalaciones la revisión de los informes anuales. En 2006 se recibieron en el CSN 1.143 informes anuales de instalaciones radiactivas, del orden de 19.000 de instalaciones de rayos X de diagnóstico, así como 255 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 196 cartas de control directamente por el CSN, 83 por el servicio que ejerce la encomienda de funciones en Cataluña y dos por la encomienda del País Vasco, relativas a diversos aspectos técnicos de licenciamiento y control de las instalaciones.

Debe destacarse también en el campo del control, la atención de denuncias. Se produjeron 20 en el año 2006: una de instalaciones industriales, 10 referidas a instalaciones de radiodiagnóstico y nueve denuncias varias. En la mayoría de los casos se efectuó una visita de inspección, informando posteriormente a los denunciantes acerca del estado de la instalación y remitiendo, en su caso, una carta de control al titular.

Como ya se ha señalado, un elemento básico para el control de las instalaciones es el seguimiento de los suministros de material radiactivo y equipos generadores de radiación, deducido del análisis de los informes trimestrales que deben enviar las instalaciones de comercialización y de las declaraciones de traslado de sustancias radiactivas entre los Estados miembros, de acuerdo con el Reglamento Euratom nº 1493/93.

1.3.5. Dosimetría personal

Desde el año 2004, los servicios de dosimetría de personal externa (SDPE), han implementado dentro de su sistemática de trabajo la instrucción técnica remitida por este Organismo, en la que se establecen criterios de actuación de estas entidades ante anomalías o pérdidas de información dosimétrica. De acuerdo con la misma, a aquellos trabajadores expuestos que, trascurrido un plazo de tiempo superior a tres meses, no recambien sus dosímetros, se les asignará una dosis administrativa, cuyo valor será igual a la fracción correspondiente del límite de dosis para el período de uso de los mismos. Todo ello teniendo en cuenta que, en estas situaciones de recambio inadecuado del dosímetro, se produce un incumplimiento de la normativa vigente (*Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes, Real Decreto 783/01*), la cual establece que la estimación de las dosis externas se hará con una periodicidad no superior a un mes. Es precisamente, en este tipo de instalaciones en las que se concentra un elevado número de trabajadores que no recambian de manera adecuada sus dosímetros y que por lo tanto, en sus historiales dosímetros tienen asignadas dosis

administrativas. Como consecuencia de este hecho, el CSN ha emprendido una serie de actuaciones con el fin de corregir esta práctica inadecuada.

Durante el año 2006 desarrollaron su actividad en las instalaciones radiactivas un total de 87.050 trabajadores expuestos. Las dosis colectivas asociadas al conjunto de los trabajadores que procedieron al recambio mensual de sus dosímetros fue de 21.702 mSv.persona, lo que representa un 45% del valor de la dosis colectiva total (48.651 mSv.persona), obtenida al considerar las asignaciones de dosis administrativas, de acuerdo con la consideración expuesta en el párrafo anterior.

Si se consideran en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas y se excluyen los casos de potencial sobreexposición, la dosis individual media de este colectivo resultó ser de 0,68 mSv/año, lo que representó un porcentaje del 1,35% de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación de dosis (50 mSv/año).

Durante el año 2006 se produjeron tres casos (un 0,003% del total) de trabajadores que superaron alguno de los límites anuales de dosis establecido en el *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, como consecuencia de las lecturas de los dosímetros que portaban los trabajadores.

Asimismo, durante este año se produjeron superaciones de los límites de dosis en 82 casos (un 0,09% del total) que correspondían a trabajadores a los que se asignaron dosis administrativas debido a que, de forma sistemática y reiterada, no habían recambiado a lo largo del año, ninguno de los dosímetros de que disponían en cada una de las instalaciones en las que prestaban servicio.

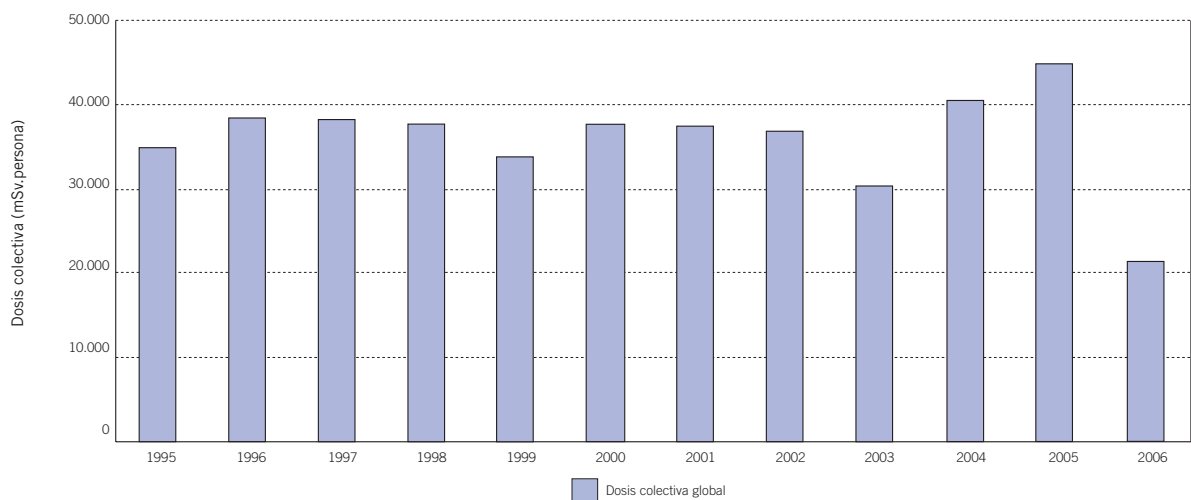
En los casos de potencial superación de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación como resultado de la lectura de los dosímetros, el Consejo de Seguridad Nuclear tiene establecido un protocolo de investigación que incluye:

- Instrucciones escritas remitidas por el CSN al titular de la instalación donde se ha producido el hecho, para que el trabajador implicado sea retirado temporalmente de cualquier puesto que implique riesgo de exposición y sea enviado de forma inmediata a un servicio médico oficialmente reconocido, donde tiene que someterse a un reconocimiento médico excepcional. Sólo cuando el servicio médico declare la aptitud de la persona para volver a trabajar con radiaciones ionizantes podrá reintegrarse a su puesto de trabajo.
- Además, se requiere al titular de la instalación, en ese mismo escrito, un informe sobre las circunstancias de la exposición y detalle de las medidas correctoras aplicadas para evitar que, en un futuro, se produzcan situaciones similares.
- Paralelamente a dicho escrito, se programa una inspección por parte de personal técnico del Consejo de Seguridad Nuclear y se levanta el acta correspondiente, que puede dar lugar o no, en función de las condiciones de seguridad y protección radiológica existentes en la instalación, a tomar otras acciones con posterioridad.
- Asimismo, el trabajador implicado es también informado por escrito desde el Consejo de Seguridad Nuclear de que el valor de su lectura dosimétrica ha superado un límite legal y que, como consecuencia de ello, deberá someterse a un reconocimiento médico. Se le informa también de 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.

Tabla 1.35. 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	75.458	18.574	0,66
Instalaciones radiactivas industriales	6.858	2.684	0,94
Centros de investigación	4.734	444	0,35

Figura 1.59. Evolución de las dosis colectivas para el conjunto de trabajadores de instalaciones radiactivas



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 los casos, la dosis no ha sido recibida por la persona que portaba el dosímetro, quien 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 1.35 se presenta información desglosada de la distribución de los valores de número de trabajadores expuestos, dosis individual media y colectiva en los distintos tipos de instalaciones radiactivas. En la figura 1.59 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal del conjunto de dichas instalaciones.

Tabla 1.36. Venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas más significativos

Tipo de equipo o fuente	Número
Nº de equipos radiactivos de aplicación industrial	169
Nº de detectores de humos	82.210
Nº de detectores de polvo	2
Nº de equipos de rayos X de aplicación industrial	10
Nº de aceleradores de partículas de uso médico*	15
Nº de ciclotrones*	0
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial	328
Nº de fuentes radiactivas de iridio-192 para gammagrafía industrial reexportadas	304
Nº de fuentes encapsuladas de cobalto-60 para uso médico (radioterapia)	0
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de iridio-192 para uso médico (radioterapia)	125
Nº de fuentes radiactivas encapsuladas de cesio-137 para irradiadores biológicos	3

* Ventas administrativas durante el año 2006.

Tabla 1.37. Suministros más significativos de fuentes no encapsuladas

Isótopo	Actividad aproximada GBq
Molibdeno-99/Tecnecio-99 m	484.841
Yodo-131	25.000
Talio-201	1.048
Galio-67	6.601
Xenon-133	0
Iridio-192 (hilos u horquillas)	122

1.3.6. Incidencias y acciones coercitivas

Durante el año 2006 se registraron en las instalaciones radiactivas las incidencias significativas que se detallan en la tabla 1.38.

Como resultado de las actuaciones de evaluación e inspección de control de las instalaciones, se han realizado 44 apercibimientos por el CSN, 10 por la Generalidad de Cataluña y 44 por el País Vasco, iden-

tificando las desviaciones encontradas y requiriendo su corrección al titular en el plazo de dos meses.

Como resultado del incumplimiento de las acciones correctoras requeridas por el CSN en los correspondientes apercibimientos, se ha impuesto una suspensión temporal de funcionamiento a una instalación radiactiva industrial. También se ha impuesto una multa coercitiva a una instalación de radiodiagnóstico no autorizada.

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2006

Instalación	Descripción de la incidencia	Acciones y consecuencias
Ionmed Esterilización SA	Durante la realización de tareas de mantenimiento de sistemas auxiliares y mientras el irradiador se encontraba parado, se activó la alarma de detección de personas situada en la entrada de la sala del acelerador.	Se comprobó que el equipo de detección de personas había sufrido una avería en sus componentes electrónicos y el equipo estaba inoperable.
Hospital General Yagüe	Después de finalizar un tratamiento, se produjo la no retracción de la fuente de Co-60 de la unidad de teleterapia a su posición de blindaje.	El operador realizó la retracción utilizando el procedimiento manual de emergencia.
Instituto Valenciano de Investigaciones Agrarias	Pérdida de control de dos fuentes radiactivas encapsuladas de Ni-63, procedentes de sendos cromatógrafos de gases.	Las fuentes fueron eliminadas inadvertidamente por personal de mantenimiento y recogidas por una empresa de retirada de metales.
Hospital Virgen de la Victoria	Detección de una tasa de dosis anómala en el tiroides de un trabajador del Servicio de Medicina Nuclear.	Se efectuó un rastreo gammagráfico al trabajador que corrobora la presencia de material radiactivo en el tiroides, comprobando que se trataba de yodo-131. Se procedió a la valoración clínica del trabajador.
Sergeyco SA	Equipo Troxler aplastado por una máquina de compactación.	Se procedió a plomar la fuente de cesio con planchas de plomo, y se introdujo, en su maleta de transporte. Posteriormente fue trasladado a las instalaciones del suministrador.
Compañía Valenciana de Aluminio Baux SL	Incendio en el tren de laminación en frío sobre el que se encontraba instalado uno de los equipos de rayos X.	Se procedió al corte de suministro de alta tensión al equipo de rayos X. El equipo de rayos X no resultó dañado, sólo se vio afectado el cableado.

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2006 (continuación)

Instalación	Descripción de la incidencia	Acciones y consecuencias
Hospital de Gran Canaria Dr. Negrín	Una auxiliar de clínica sufre una irradiación al entrar dentro del búnker de un acelerador lineal en el momento de comenzar las pruebas de control de calidad diarias.	El operador advirtió la presencia de dicha auxiliar a través de las cámaras de TV y suspendió la irradiación.
Hospital Universitario Virgen de la Arrixaca	Durante el traslado de tres cápsulas de I-131 se perdió el control sobre una de ellas.	Utilizando un monitor se detectó rápidamente la cápsula extraviada en un resquicio del suelo de un ascensor, comprobándose que no estaba abierto ni dañado su envase de plástico.
GSB Acero SA	Rebose de acero líquido en lingotera donde actúa el equipo medidor de nivel con una fuente radiactiva de Co-60.	Se procedió al enfriamiento de la zona y limpieza del acero caído sobre el contenedor de la fuente radiactiva mediante soplete. El equipo quedó almacenado en el búnker de la empresa.
Geolen Ingeniería SL	Aplastamiento del equipo de medida de densidad y humedad de suelos, mientras se encontraba realizando mediciones en obra.	La zona fue acordonada y se vertió como material de blindaje arena hasta tapar por completo el equipo. Posteriormente se trasladó a las instalaciones del suministrador.
Sealed Air Packaging SL	Fallo en el cierre del obturador de un equipo de medida de espesor provisto de una fuente encapsulada de Kr-85.	Se cerró el obturador al cortar la refrigeración y el aire comprimido. Se contactó con la empresa suministradora del medidor para su reparación.
Hospital Ramón y Cajal	Después de finalizar el tratamiento de un paciente saltó la alarma del monitor de vigilancia radiológica del búnker por no retorno de la fuente de Co-60 del equipo de teleterapia.	Se intentó introducir la fuente de manera manual a su lugar de almacenamiento, sin conseguirlo. Se avisó a la empresa de mantenimiento quien extrajo un objeto de metacrilato que se encontraba en el interior del mecanismo de retorno de la fuente. La fuente fue devuelta a su posición de seguridad.
IGC (SOCOTEC)	Atascamiento de la fuente de un gammágrafo durante un trabajo de radiografía, por fallo del telemando.	Se introdujo la fuente en un contenedor auxiliar de blindaje. Una vez desbloqueado el telemando, se extrajo del contenedor auxiliar y se introdujo por la parte posterior del gammágrafo, quedando en posición segura.
Ionmed Esterilización SA	El Servicio de Dosimetría Personal comunicó una lectura anormalmente elevada del dosímetro de un trabajador.	El titular sometió al trabajador a un reconocimiento médico con resultados normales. Se realizó dosimetría biológica del trabajador en el Hospital General Universitario Gregorio Marañón. La investigación concluyó que la dosis no había sido recibida por el trabajador sin que pudieran determinarse las causas que originaron la irradiación del dosímetro.

Tabla 1.38. Incidencias en instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Año 2006 (continuación)

Instalación	Descripción de la incidencia	Acciones y consecuencias
Sidenor SA	Desbordamiento de acero líquido en dos lingoteras afectando a los respectivos medidores de nivel provistos con cinco fuentes radiactivas de Cs-137 cada uno.	Uno de los medidores pudo ser recuperado sin daños a las fuentes. El otro había sufrido daños en la varilla contenedora de las fuentes por lo que fue almacenado para su gestión como residuo.
Ebrovalencia SL	Incendio en la nave de fabricación de artículos de napa.	Sin consecuencias sobre los equipos de medida de nivel provistos de fuentes radiactivas.
Hospital Clínico y Provincial de Barcelona	Pérdida de una pequeña fuente de Cs-137 para calibración de un contador de centelleo líquido.	No se pudo determinar el momento y las circunstancias en que pudiese haber sido transferida ni el posible destino de la fuente.
Instituto Tecnológico PET	Pérdida de una pequeña fuente de Ge-68 para calibración de la cámara PET.	No se pudo determinar el momento y las circunstancias en que se había perdido la fuente. En el momento del incidente la actividad de la fuente había decaído por debajo del valor de exención.
Instituto de Microbiología Bioquímica del CSIC	Entrada de agua en el almacén de residuos radiactivos por rotura de tubería.	No se produjo contaminación radiactiva del agua, sin consecuencias radiológicas.

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

El apartado h) del artículo 2 de la *Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, en su redacción dada por la *Ley 14/1999 de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, establece que corresponde al Consejo

- Conceder y, en su caso revocar las autorizaciones de las entidades o empresas que presten servicios en el ámbito de la protección radiológica e inspeccionar y controlar las citadas entidades o empresas.
- Colaborar con las autoridades sanitarias en relación con la vigilancia sanitaria de los trabajadores profesionalmente expuestos y en la atención médica de las personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Crear y mantener el registro de empresas externas a los titulares de instalaciones nucleares o radiactivas y efectuar el control o las inspecciones que estime necesarios sobre dichas empresas
- Emitir, a solicitud de parte, declaraciones de apreciación favorable sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica

En el apartado j) del citado artículo, se establece que corresponde al Consejo:

- Conceder y renovar las licencias de operador y supervisor para instalaciones nucleares o radiactivas, los diplomas de jefe de servicio de protección radiológica y las acreditaciones para dirigir u operar las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico.

- Homologar programas o cursos de formación y perfeccionamiento que capaciten para dirigir y operar el funcionamiento de las instalaciones radiactivas y los equipos de rayos X con fines de diagnóstico médico y los que capaciten para ejercer las funciones de jefe de servicio de protección radiológica.

2.1. Servicios y unidades técnicas de protección radiológica

2.1.1. Antecedentes

El *Reglamento sobre Protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, establece la posibilidad de que determinadas funciones destinadas a asegurar la protección radiológica de los trabajadores y del público en las instalaciones nucleares y radiactivas puedan encomendarse por su titular a una unidad especializada propia o contratada. Las unidades constituidas por un titular para sus propias instalaciones se denominan servicios de protección radiológica (SPR), mientras que las empresas que ofertan estos servicios, bajo cualquier tipo de contrato, se denominan unidades técnicas de protección radiológica (UTPR); ambas deben ser expresamente autorizados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Según el reglamento mencionado, los servicios de protección radiológica propios del titular se organizan y actúan independientemente del resto de unidades funcionales de la actividad y deben mantener dependencia funcional directa con el titular de la misma.

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

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.

La instrucción del Consejo IS-08 de 27 de julio de 2005, establece los criterios aplicados por este Organismo para exigir a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas el asesoramiento específico en protección radiológica, mediante la constitución y la dotación de un Servicio de Protección Radiológica propio o la contratación de una Unidad Técnica de Protección Radiológica.

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.

De acuerdo con las resoluciones, emitidas en su día por la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, el CSN mantiene una política de impulsar la generalización, instauración, organización y creación de los servicios de protección radiológica en los hospitales tanto de la red pública como privados.

El 12 de diciembre de 2002 se publicó en el BOE la instrucción de 6 de noviembre de 2002 del CSN, sobre *cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes*. La aprobación de dicha instrucción obedece a la necesidad de regular la formación y experiencia requerida tanto a los solicitantes del diploma que les acredite como jefe de un servicio o unidad técnica de protección radiológica, como a las personas a su cargo, que en esta instrucción se denominan técnicos expertos en protección radiológica, y de dar a conocer a los interesados de ambos niveles los procedimientos administrativos a seguir para constatar su adecuada cualificación.

En el año 2006 fue solicitada la implantación de cinco nuevos SPR. Se aprobaron tres solicitudes.

Como criterio general se ha exigido un SPR propio en aquellos centros sanitarios que tengan simultáneamente instalaciones radiactivas de medicina nuclear, radioterapia y radiodiagnóstico. Respecto a otro tipo de instalaciones, la exigencia de un SPR propio dependerá del número de personas, dependencias y complejidad de las prácticas.

Como consecuencia del estudio y de la instrucción mencionada, el CSN ha requerido por escrito la instauración de los SPR en los centros siguientes:

- Centros sanitarios públicos: uno.
- Centros sanitarios privados: cuatro.

En 2006 se realizaron 25 inspecciones a servicios de protección radiológica: 20 por el CSN, tres por la encomienda de Cataluña y dos por la encomienda de Navarra.

En las unidades técnicas de protección radiológica, la principal actividad es el control que se efectúa sobre las mismas 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. En 2006, se realizaron 22 inspecciones a UTPR: 19 por el CSN y tres por la encomienda de Cataluña.

En el año 2006 se notificó la autorización de una UTPR, una fue clausurada y se archivó una solicitud.

En el momento actual disponen de autorización 66 SPR y 46 UTPR, de estas últimas 25 prestan servicios únicamente en el ámbito de las instalaciones de radiodiagnóstico.

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.

Basados en los informes sobre la situación actual de las UTPR y de los resultados de las inspecciones realizadas por el CSN a las instalaciones de radiodiagnóstico, el Consejo puso de manifiesto la necesidad de mejorar la calidad de las actuaciones de las UTPR, asignándoles un mayor compromiso en los procesos de control de las condiciones de seguridad y protección radiológica operacional de estas instalaciones.

Por ello se está trabajando en un programa de actividades para la mejora de la calidad de actuaciones de las UTPR, que incluye actuaciones del CSN sobre las UTPR, sobre los titulares de las instalaciones a las que prestan servicios y sobre la propia actuación reguladora.

En este plan de actuaciones se incluyen medidas relacionadas con los siguientes aspectos:

- Desarrollo de normativa.
- Clarificación de la posición reguladora del CSN.
- Implantación de nuevas prácticas por las UTPR o los titulares.
- Refuerzo de los mecanismos de control del CSN sobre las actuaciones de las UTPR y los titulares.

Durante 2006 el CSN ha realizado diversas actuaciones en aplicación del mencionado plan.

2.2. Empresas de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico

A partir del año 1992 la venta y la asistencia técnica de equipos de rayos X médicos pasaron a ser actividades reguladas, de conformidad con el *Real Decreto 1891/1991 sobre Instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico*. Las empresas que prestan estos servicios deben ser autorizadas e inscribirse en un registro establecido al efecto en cada comunidad autónoma. La autorización debe ser informada previamente por el CSN.

El *Reglamento por el que se establecen los criterios de calidad en radiodiagnóstico*, *Real Decreto 1976/1999*, regula también la actuación de estas empresas en cuanto a la aceptación clínica de los equipos de rayos x de diagnóstico médico y a las pruebas que para tal fin deben realizarse, así como a la instauración de los programas de mantenimiento, cuando la autoridad sanitaria lo determine.

En el año 2006 se informaron 22 autorizaciones, siendo 12 de ellas favorables a empresas de nueva creación. Se emitieron seis dictámenes de modificación de las inscripciones existentes y cuatro clausuras.

Se realizaron nueve inspecciones a equipos de rayos X: una inspección por el CSN, ocho por la encomienda en Cataluña y una por la encomienda en el País Vasco.

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.

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 describen, 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 2006:

- Se realizaron seis inspecciones de control a servicios de dosimetría personal autorizados y, en todos los casos, se requirieron al titular instrucciones técnicas complementarias destinadas a un mejor funcionamiento de dichos servicios.
- Se llevó a cabo la autorización de la reorganización de los servicios de dosimetría externa del Hospital Gómez Ulla y del Ejército del Aire que han pasado a constituir el Servicio de Dosimetría Personal Externa de la Defensa.
- Se autorizó la ampliación de la autorización de un Servicio de Dosimetría Personal Interna (SDPI) de la central nuclear de Santa María de Garoña, en relación con la aprobación de uso de un nuevo equipo para efectuar medidas de contaminación interna.
- Se ha llevado a cabo el proceso de validación, por parte del Servicio de Dosimetría Personal Interna del Ciemat, de dos nuevos maniqués para la medida *in vivo* de la contaminación interna mediante contadores de radiactividad corporal (CRC) provistos de detectores de INa (TI) y asimismo se ha procedido a la validación de una nueva metodología de calibración de estos contadores y de adquisición y análisis de espectros
- Se han modificado las autorizaciones de los SDPI que prestan servicios en las centrales nucleares españolas con el objeto de que incorporen la nueva metodología de adquisición, análisis de espectro y calibración de los CRC para medida de la posible contaminación interna de los trabajadores que prestan servicio en dichas instalaciones
- Se ha participado en la elaboración del procedimiento PT.VII.05 *Procedimiento de actuación en casos de superación de los límites de dosis en trabajadores de instalaciones radiactivas.*
- Se ha finalizado la elaboración del protocolo para la vigilancia dosimétrica mediante dosimetría de área de los trabajadores expuestos clasificados como categoría B en el ámbito sanitario en el que, dentro del Grupo del Foro Sanitario de Protección Radiológica, se ha venido participando.
- Dentro de la primera fase de validación de la técnica empleada por Enusa-Juzbado en la medida de uranio en muestras de orina, se ha llevado a cabo la actividad prevista del análisis comparativo de los resultados obtenidos por el laboratorio de Enusa-Juzbado frente a los asignados por el Servicio de Dosimetría Personal Interna del Ciemat que ha actuado como laboratorio de control o referencia. La validación de la técnica finalizará una vez que esta entidad aborde las actividades requeridas por el CSN dentro de la segunda fase del proceso de validación
- Se ha llevado a cabo un análisis de los distintos condicionados de autorización de los servicios

de dosimetría personal externa con el fin de someterlos a un proceso de homogeneización y de adaptación de su contenido a los criterios y recomendaciones de las normas tanto nacionales como internacionales que se encuentran vigentes en la actualidad

Se llevó a cabo el desarrollo y análisis de los resultados correspondientes a la cuarta campaña de intercomparación de servicios de dosimetría personal externa en la que participaron 21 de los servicios autorizados por el CSN.

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 2006 se encontraban inscritas en el Registro de Empresas Externas un total de 872 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, en el transcurso de las inspecciones de protección radiológica operacional llevadas a cabo durante las paradas de recarga de combustible de las centrales nucleares, verificaciones del grado de cumplimiento de los requisitos aplicables a dichas empresas externas (carné radiológico, formación, etc).

2.5. Licencias de personal

Con el fin de conseguir la protección de las personas y del medio ambiente y el funcionamiento seguro de las instalaciones nucleares y radiactivas se licencian las instalaciones propiamente dichas y a las personas que van a trabajar en las mismas. Las licencias de personal venían recogidas en la totalidad del ordenamiento jurídico que afecta a

las instalaciones nucleares y radiactivas y es en el *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* donde se desarrolla el procedimiento específico que afecta a las licencias de personal.

El día 31 de diciembre de 1999 se publicó en el BOE el Real Decreto 1836/1999. En este reglamento para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, las licencias se conceden a una persona para un campo de aplicación y después se aplica la licencia de la persona a una instalación específica del mismo campo de aplicación. El plazo de validez de las licencias concedidas es de cinco años.

2.5.1. Centrales nucleares

Según establece el *Reglamento de Instalaciones nucleares y radiactivas*, se requiere que el personal directamente responsable de la operación de las instalaciones nucleares disponga de una licencia de supervisor y 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 Industria, Turismo y Comercio, previo informe favorable del CSN, se requiere que para operar un reactor nuclear a potencia debe contarse con un equipo formado por dos operadores con licencia, el de reactor y el de turbina, y dos supervisores con licencia. También se requiere un diploma de jefe de servicio de protección radiológica.

El número de personas que tienen licencia debe ser tal que posibilite una rotación de turnos que permita el descanso necesario, no exceder el número anual de horas de convenio y la dedicación de las

horas necesarias para formación. La mayor parte de las centrales cuentan con siete personas por puesto, es decir, tienen una rotación continua a siete turnos, aunque es cada vez más generalizado disponer de licencias adicionales para disponer de mayor margen de maniobra.

Los criterios para la formación del personal con licencia son los recogidos en la guía de seguridad 1.1 del CSN, *Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares*, que regula tanto los requisitos de formación inicial como de formación continua o reentrenamiento. Ha sido aprobada por el Pleno del CSN una instrucción sobre *Licencias de personal de operación de centrales nucleares* y está en fase de trámites para su envío al BOE. Esta instrucción impone los requisitos mínimos de formación inicial y continua, así como las obligaciones de todo el personal con licencia de las centrales nucleares. A continuación, se procederá a generar una nueva revisión de la guía de seguridad 1.1, actualmente en fase borrador preliminar, en la que se establecerían las mejores prácticas para satisfacer dichos requisitos.

Actualmente todas las centrales nucleares españolas disponen de simuladores réplica de sus salas de control. Inicialmente, los simuladores de las centrales nucleares de Almaraz y Cofrentes, con determinadas adaptaciones, fueron utilizados por el resto de las centrales españolas para simular y entrenar la operación de sus plantas, a excepción de Santa María de Garoña y Trillo, cuyo personal con licencia se entrenaba en simuladores réplica de centrales nucleares de EEUU y de Brasil, respectivamente.

El resto del personal de las centrales, es decir todo el que no cuenta con licencia, está sometido a los requisitos de formación y reentrenamiento que se indican en los planes de formación de las centrales nucleares los cuales deben recoger los principios establecidos en la guía de Unesa

CEX-37, *Guía de cualificación, formación, entrenamiento y experiencia para personal sin licencia de centrales nucleares*, que fue aceptada por el CSN el 5 de febrero de 1999 tras incluir las mejoras solicitadas. Recientemente se ha aprobado por el Pleno del CSN una instrucción sobre requisitos formativos para el personal sin licencia que trabaja para una central nuclear, incluidos los trabajadores pertenecientes a empresas externas; esta instrucción está en fase de trámite para su publicación en el BOE.

El CSN inspecciona con frecuencia bienal, y de modo sistemático, los programas de formación de todo el personal de las instalaciones nucleares, tanto con licencia como sin ella. Como resultado del proceso de adaptación al SISC, se han realizado y aprobado un procedimiento de inspección y otro de categorización de hallazgos que pretende cubrir la revisión sistemática de los nuevos requisitos que quedarán impuestos tras la aprobación final de las dos instrucciones del CSN arriba mencionadas.

En la tabla 2.1 se presenta la lista de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2006.

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.

Solamente se realizan inspecciones a los programas de formación del personal de las instalaciones del ciclo y en desmantelamiento cuando se identifican aspectos que requieren un mayor seguimiento o cuando se conceden licencias nuevas al personal de operación. Asimismo, la formación

Tabla 2.1. Concesión y renovación de licencias de centrales nucleares, durante el año 2006

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/06		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
José Cabrera	–	–	–	2	7	8	7	3
Santa María de Garoña	–	7	–	6	7	16	24	1
Almaraz I y II	1	11	1	11	14	20	36	2
Ascó I y II	–	3	–	12	15	28	36	4
Trillo	1	6	1	1	6	15	21	3
Cofrentes	3	–	–	8	8	14	17	4
Vandellós II	1	1	–	7	7	15	19	3
Total	6	28	2	47	64	116	160	20

del personal con licencia es la indicada en la guía de seguridad 1.1 del CSN, cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares, que regula tanto los requisitos de formación inicial como de reentrenamiento, con un grado de exigencia lógicamente menor.

Durante el año se prorrogaron 15 licencias de operador y 14 de supervisor y se concedieron 11 licencias nuevas de supervisor y ocho de operador.

En la tabla 2.2. se presenta la relación de licencias concedidas, renovadas y vigentes a 31 de diciembre de 2006.

Tabla 2.2. Concesión y renovación de licencias de instalaciones del ciclo de combustible y desmantelamiento. Año 2006

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/06		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección
	Supervisor	Operador	Jefe de servicio de protección	Supervisor	Operador			
Fábrica de Juzbado	5	6	–	5	24	19	39	2
Centro de Saelices (Plantas Quercus y Elefante)	–	–	–	–	1	3	10	2
Instalaciones nucleares del Ciemat	–	–	–	–	–	1	–	–
Instalaciones radiactivas del Ciemat	11	8	–	11	11	51	47	4*
Instalación de almacenamiento de residuos de El Cabril	–	–	–	3	3	4	10	3
Vandellós I	–	–	–	–	–	2	–	1
Total	16	14	–	19	39	80	106	12

* También para las instalaciones nucleares.

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 2006.

Tabla 2.3. Concesión y renovación de licencias de instalaciones radiactivas. Año 2006

Instalación	Nuevas licencias y prórrogas					Vigentes 31/12/06		
	Concesiones			Prórrogas		Supervisor	Operador	Jefe de Servicio de Protección
	Supervisor	Operador	Jefe de Servicio de Protección	Supervisor	Operador			
Instalación radiactiva 1ª categoría (excepto ciclo combustible)	-	-	-	-	1	-	-	-
Instalaciones radiactivas 2ª y 3ª categoría (excepto Ciemat)	339	856	13	474	985	2.444	5.571	132
Total	339	856	13	474	986	2.444	5.571	132

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

2.5.4. Instalaciones de radiodiagnóstico

El sistema de licenciamiento para estas instalaciones es diferente que para las demás instalaciones radiactivas y está desarrollado por el Decreto 1891/91, de 30 de diciembre (BOE de enero 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 2006, el CSN expidió 1.229 acreditaciones para dirigir y 2.234 para operar instalaciones de radiodiagnóstico médico.

A 31 de diciembre de 2006 el número de personas acreditadas para dirigir y operar instalaciones

de radiodiagnóstico era de 36.497 y 50.950 respectivamente.

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

La formación especializada de las personas que trabajan en las instalaciones radiactivas, que se materializa en las licencias de operador y supervisor, se imparte fundamentalmente a través de cursos homologados por el CSN, tal y como se recoge en el punto j) del artículo 2º de su *Ley de Creación*.

Esta función está desarrollada para las instalaciones radiactivas en la guía de seguridad GS - 5.12 *Homologación de cursos de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas* y para las instalaciones dedicadas al radiodiagnóstico médico en la

Resolución de 5 de noviembre de 1992, del Consejo de Seguridad Nuclear, publicada en el BOE nº 274 de 14 de noviembre de 1992.

La guía citada pretende la homologación por campos de aplicación y el objetivo que se quiere conseguir es que las personas que los realicen y superen, adquieran unos conocimientos básicos sobre riesgos de las radiaciones ionizantes y su prevención así como sobre los riesgos radiológicos asociados a las técnicas que le van a ser habituales en su trabajo y sobre la forma de minimizarlos.

Hay que indicar que los programas que se recogen en la guía citada son compatibles con la reglamentación en vigor y similares a los de los países de la Unión Europea y otros de nuestro entorno.

En 2006 se modificaron cuatro homologaciones de cursos para instalaciones radiactivas que implicaban ocho combinaciones de campos de aplicación y nivel. En el campo del radiodiagnóstico se propusieron cuatro homologaciones que implicaron seis combinaciones y se modificaron otros dos que implicaban 10 combinaciones.

Se realizaron inspecciones para la asistencia a un total de 103 exámenes: 93 por el CSN y 10 por la encomienda en Cataluña.

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.

En el año 2006 no se ha producido ninguna apreciación favorable de diseño ni de metodología al respecto.

2.8. Otras actividades reguladas

El *Reglamento de Instalaciones nucleares y radiactivas* en su título VII prevé la necesidad de autorización, con el informe previo del CSN, de las siguientes actividades:

- Adición deliberada de sustancias radiactivas en la producción de bienes de consumo
- Importación, exportación, comercialización y transferencia de materiales radiactivos, equipos generadores de radiación y bienes de consumo que incorporan sustancias radiactivas
- Asistencia técnica de los aparatos radiactivos y equipos generadores de radiación siempre que las mismas no deban ser autorizadas como instalación radiactiva.

Durante el año 2006 se han realizado 13 informes para autorización. A 31 de diciembre tienen autorización para estas actividades 20 empresas.

3. Residuos radiactivos

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

Durante el año 2006, el CSN ha continuado realizando el control del inventario de los combustibles gastados y los residuos de alta actividad almacenados y de la operación de las instalaciones de almacenamiento temporal existentes en España.

Asimismo ha continuado realizando las actuaciones requeridas para el cumplimiento de las obligaciones que se derivan de los compromisos internacionales y los estudios para la definición del marco regulador de las instalaciones adicionales previstas para la gestión a más largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad, de acuerdo con la situación que se resume a continuación. En este contexto hay que destacar, en primer lugar, la presentación del Segundo Informe Nacional elaborado el año anterior para cumplir con las obligaciones derivadas de la ratificación por el Estado español de la *Convención conjunta sobre la seguridad de la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad de la gestión de los residuos radiactivos*.

Los combustibles gastados generados en las centrales nucleares españolas se encuentran almacenados de manera temporal en las piscinas asociadas al diseño de cada una de ellas, y en el almacén temporal individualizado (ATI) de contenedores existente en el emplazamiento de la central nuclear de Trillo, con la excepción de los combustibles generados hasta 1983 en las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña, que fueron enviados al Reino Unido para su reprocesado, y la totalidad de los generados durante la operación de la central nuclear Vandellós I, enviados a Francia igualmente para su reprocesado.

Las condiciones de los contratos para el reprocesado de los combustibles en los dos primeros casos citados en el párrafo anterior, contemplan la devolución a España de pequeñas cantidades de material fisiónable, mientras que en el caso de la central nuclear Vandellós I, dichas condiciones estipulan la devolución a España a partir del año 2010 de los residuos de alta actividad vitrificados y otros residuos de diferente naturaleza resultantes del reprocesado de los combustibles.

En lo que se refiere a las piscinas de almacenamiento de combustible gastado asociadas a los nueve reactores nucleares en operación, tras las operaciones de cambio de bastidores por otros con veneno neutrónico que permiten un almacenamiento más compacto, realizadas entre 1993 y 1998, todas las piscinas tienen capacidad de almacenamiento suficiente hasta el año 2010, y se irán saturando progresivamente a partir de esa fecha, según se detalla posteriormente.

En el caso de la central nuclear de Trillo, cuya piscina se habría saturado en el año 2003, desde mediados del año 2002 dispone de una instalación de almacenamiento en seco en la propia central, es decir un almacén temporal individualizado (ATI), basado en el uso de los contenedores metálicos denominados Doble Propósito Trillo (DPT), para el almacenamiento y para el transporte, cuando sea necesario, del combustible irradiado. La fabricación de dichos contenedores DPT, se lleva a cabo, como es sabido, en los talleres de la empresa española Equipos Nucleares SA (Ensa), en Santander, por lo que dichos contenedores se conocen como contenedores Ensa-DPT.

La disposición del cese de la operación de la central nuclear José Cabrera en abril de 2006 para su desmantelamiento hace necesario, según lo dispuesto en el artículo 28 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR), la descarga del combustible de la piscina previamente al

desmantelamiento de la central, o disponer de un plan para la gestión de dicho combustible.

Tras la realización, por parte de Enresa, de un estudio básico de estrategias, contemplado en el contrato tipo Unesa-Enresa para la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento y su propuesta al antiguo Ministerio de Economía, la solución adoptada para el almacenamiento del combustible de José Cabrera es la construcción de una instalación de almacenamiento individualizada (ATI) en el emplazamiento de la central. Dicha instalación, estará básicamente constituida por una losa de hormigón y estará basada en el uso de contenedores de acero-hormigón con ventilación pasiva, denominados HI-STORM 100 Z, de tecnología norteamericana, donde se aloja una capsula multipropósito metálica sellada, que alojará al combustible gastado en una atmosfera inerte. El sistema de almacenamiento se completa con un contenedor de transferencia de la cápsula cargada con los elementos combustibles desde la piscina a la losa de almacenamiento, y con otro contenedor para su posterior transporte a otras instalaciones de gestión.

El proceso de licenciamiento del ATI de José Cabrera consta de dos partes: la aprobación del sistema de almacenamiento en sí mismo, del que es responsable Enresa, y la parte correspondiente a la propia instalación de almacenamiento, tramitada por el titular de la central, Unión Fenosa Generación.

A la vista de la situación descrita y de acuerdo con las previsiones del V Plan General de Residuos Radiactivos de 1999 (PGRR), continuadas con el VI Plan General de Residuos Radiactivos (2006) en vigor, será alrededor del año 2010 cuando habrá que contar con otras soluciones adicionales a las ya mencionadas para el almacenamiento temporal de los residuos de alta actividad que retornen de Francia, de otros residuos que por su actividad no puedan destinarse a la instalación de almacenamiento de residuos de media y baja actividad de El Cabril, y para el almacenamiento de los com-

bustibles gastados según se vaya necesitando a medida que se vayan saturando las piscinas.

La solución preferente o básica para ello, de acuerdo con el PGRR es una instalación de almacenamiento temporal centralizado (ATC), aunque no se descartan otras soluciones.

En cuanto a la gestión final del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, y otros residuos que por su naturaleza no son susceptibles de ser almacenados en las instalaciones de almacenamiento definitivo en superficial de El Cabril, después de un período de aproximadamente 60 años de operación del almacenamiento temporal centralizado, la solución considerada en los citados V y VI PGRR, sería el almacenamiento geológico profundo (AGP), si bien el VI PGRR retrasa la fecha de toma de decisiones, en unos 15 años a efectos económicos y de planificación, hasta que se disponga de mayor experiencia y conocimiento en el ámbito internacional y nacional. Dicha edición del PGRR indica que las actividades de Enresa en los próximos años estarán dirigidas a la elaboración de documentos de síntesis de la información adquirida hasta la fecha (no reanudándose las actividades de búsqueda de emplazamientos), consolidar los diseños genéricos para cada roca hospedante estudiada y revisar los correspondientes ejercicios de evaluación de la seguridad, para actualizarlos de acuerdo con los progresos en los programas de I+D y en consonancia con los diseños revisados y los proyectos internacionales. Así mismo, el VI PGRR considera que para facilitar el proceso de toma de decisiones futuro, Enresa deberá presentar en los próximos años al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) la siguiente información:

- Un informe sobre opciones de gestión que contemple las distintas alternativas consideradas en el ámbito internacional y su adaptación al caso español, incluyendo un programa de desarrollo de cada una de las opciones.

- Un informe sobre la viabilidad de las nuevas tecnologías, en particular las posibilidades de la separación y transmutación (P&T).
- Los proyectos básicos genéricos en los que se compendie el nivel de conocimientos adquirido en relación al almacenamiento definitivo.

Adicionalmente, Enresa deberá preparar un informe que recoja las experiencias que sobre los procesos de toma de decisiones en relación con la gestión definitiva de combustible gastado y residuos de alta actividad han tenido lugar en países con una problemática similar a la de España. Dicha información servirá de base para el análisis y formulación de posibles iniciativas parlamentarias que puedan facilitar el proceso de toma de decisiones y la definición del marco de participación más adecuado.

De acuerdo con la situación actual y las previsiones estratégicas para de la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, antes resumidas, las actuaciones del CSN estuvieron dirigidas fundamentalmente a:

1. El control del inventario de los combustibles gastados y otros componentes almacenados, y el control de las condiciones operativas de las piscinas de almacenamiento del combustible de las centrales nucleares, y del almacén temporal individualizado (ATI) de contenedores de la central nuclear de Trillo. Los resultados de las actividades de control se encuentran recogidas en el apartado 3.1.1 de este capítulo.
2. El seguimiento y control de la fabricación de contenedores metálicos del tipo Ensa-DPT, del cumplimiento de los requisitos de garantía de calidad y las condiciones de la aprobación, apartado 3.1.2, subapartado 3.1.2.1.
3. La aprobación del sistema de almacenamiento temporal individualizado (ATI) previsto para la central nuclear José Cabrera, basado en el uso de

contenedores ventilados de acero-hormigón denominados HI-STORM 100Z, según se detalla a continuación. Las actividades de evaluación y licenciamiento realizadas se encuentran contenidas en el apartado 3.1.2, subapartado 3.1.2.2.

4. La apreciación favorable del CSN al diseño conceptual de un almacén temporal centralizado (ATC), de combustible gastado y residuos de alta y media actividad, de acuerdo con la solicitud formulada por Enresa en base al artículo 81 del RINR, según se detalla a continuación. El detalle de las actividades realizadas se encuentran en el apartado 3.1.2, subapartado 3.1.2.3.
5. El seguimiento de los desarrollos normativos, avances técnicos, y de investigación en el ámbito internacional relacionados con la seguridad de la gestión a largo plazo del combustible y los residuos de alta actividad y la comunicación a diferentes audiencias, a través de la participación activa en foros internacionales y de otros organismos reguladores. Las actividades realizadas durante 2006 en este ámbito se encuentran incluidas en el apartado 3.1.3.
6. El seguimiento de los desarrollos de Enresa para la gestión a medio y largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad apartado 3.1.4.
7. La realización de estudios propios que permitan la evaluación, en su día, de las soluciones para la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad que Enresa presente apartado 3.1.5.

3.1.1. Inventario de combustible irradiado almacenado de las centrales nucleares

La cantidad de elementos combustibles irradiados almacenados a 31 de diciembre de 2006 en las piscinas de las centrales nucleares españolas en operación

y en el almacén de contenedores en seco de la central nuclear de Trillo asciende a un total de 10.581. De estos, 4.708 son elementos de las centrales nucleares de agua en ebullición (BWR), Santa María de Garoña y Cofrentes, y 5.873 son de las centrales de agua a presión (PWR), estando incluidos en esta cantidad los 252 elementos de la central nuclear de Trillo almacenados en 12 contenedores Ensa-DPT ubicados en el ATI de la central.

La situación de cada una de las piscinas de almacenamiento es la que se presenta en la tabla 3.1 y en la figura 3.1, indicándose en cada caso: la capacidad total, la reserva del núcleo (o posiciones para albergar los elementos de combustible que se encuentran en la vasija del reactor, en caso necesario), la capacidad efectiva (obtenida al restar la reserva para un núcleo completo de la capacidad total), y la capacidad ocupada en la fecha referida,

además de la capacidad libre y el grado de ocupación (referidos a la capacidad efectiva), y la fecha de saturación estimada con los ciclos de operación habituales. Adicionalmente, la tabla incluye la información relativa al almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo.

De acuerdo con los datos anteriores, la situación en cuanto a capacidad y previsiones de saturación de las piscinas de almacenamiento puede resumirse como sigue: la piscina de la central nuclear José Cabrera no ha alcanzado la saturación; la piscina de la central nuclear de Cofrentes se saturará previsiblemente en el año 2009 (sobre la base de la capacidad actual, teniendo en cuenta que el cambio de bastidores se ha efectuado solo en la piscina oeste, si bien su ejecución en la piscina este retrasaría en unos años la saturación), las piscinas de combustible gastado de las unidades I y II de Asco

Tabla 3.1. Inventario de combustible irradiado y situación de las instalaciones de almacenamiento de las centrales nucleares españolas a finales del año 2006

Central nuclear	Capacidad total	Reserva núcleo	Capacidad efectiva	Capacidad ocupada	Capacidad libre	Grado de ocupación	Año saturación
	Número de elementos					% ¹	
José Cabrera (p)	548	69	479	377	102	78,71	³
Sta. M ^a de Garoña (p)	2.609	400	2.209	1.748	461	79,13	2015
Almaraz I (p)	1.804	157	1.647	1.076	571	65,33	2021
Almaraz II (p)	1.804	157	1.647	1.004	643	60,96	2022
Ascó I (p)	1.421	157	1.264	972	292	76,90	2013
Ascó II (p)	1.421	157	1.264	884	380	69,94	2015
Cofrentes (p)	4.186	624	3.562	2.960	602	83,10	2009 ⁴
Vandellós II (p)	1.594	157	1.437	780	657	54,28	2020
Trillo (p)	805	177	628	528	100	84,08	⁵
ATI ² de Trillo (c)	1.680		1.680	252	1.428	15,00	
Total	17.872	2.055	15.817	10.581	5.236	66,90	

(p) piscina

(c) contenedores

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

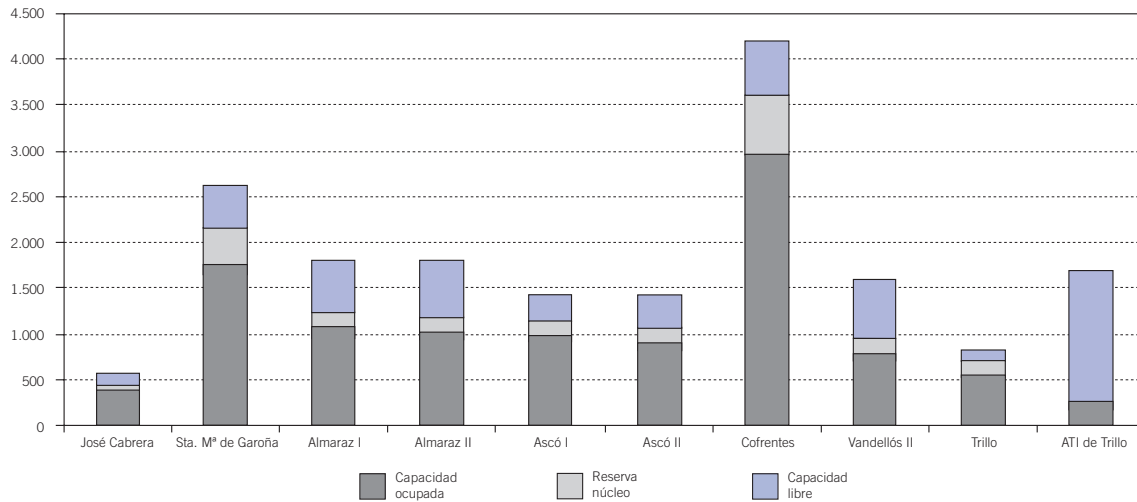
2 Almacén Temporal Individual.

3 La central está en condición de parada definitiva desde abril de 2006. El año de saturación hipotético de la piscina de combustible hubiera sido el 2015.

4 Año de saturación sobre la situación actual, partiendo de que la operación de cambio de bastidores se ha efectuado en la piscina oeste y no en la piscina este, lo que podría dar un colchón adicional de unos años.

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

Figura 3.1. Situación de las instalaciones de almacenamiento de combustible irradiado en las centrales nucleares españolas a finales del año 2006



se saturarán consecutivamente en los años 2013 y 2015, y las piscinas de Santa María de Garoña, Almaraz I y Almaraz II dispondrán de capacidad de almacenamiento suficiente por el período de la vida considerada en el vigente VI PGR. En el caso de la central nuclear de Trillo, se ha liberado capacidad en la piscina con la carga de 252 elementos combustibles en los 12 contenedores existentes a finales del 2006 en el almacén, que, en principio, tiene capacidad suficiente para albergar el combustible irradiado que se genere durante 40 años de operación de la central.

3.1.2. Almacenamiento temporal del combustible irradiado

Durante el año 2006, se ha finalizado una guía del CSN sobre el contenido y criterios para la elaboración del *Plan de gestión de residuos radiactivos en las instalaciones nucleares en explotación*, documento preceptivo al que se refiere el artículo 20 h) del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR), cuyo alcance incluye tanto los residuos radiactivos, como el combustible gastado. El objetivo de esta guía, actualmente en fase de comentarios, es proporcionar las directrices para el

desarrollo de dichos planes, de manera que se minimice la generación de residuos y se tenga en cuenta las interdependencias con etapas posteriores de la gestión de dichos residuos y del combustible gastado.

Así mismo, durante 2006, se ha editado un procedimiento de control de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos de alta actividad generados y almacenados en las centrales nucleares españolas, como parte del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales Nucleares en operación (SISC) del CSN, como parte de los desarrollos de los mecanismos de control del CSN, respecto del inventario y situación y situación del almacenamiento de combustible gastado y materiales asociados.

3.1.2.1. Licenciamiento y control del contenedor Ensa-DPT

Tal como se indicó en el punto 1.1.1.10, la central nuclear de Trillo dispone, desde mediados del año 2002, de una instalación de almacenamiento temporal individualizada (ATI) de combustible gastado en seco, basada en el uso de contenedores metálicos del tipo doble propósito Trillo (DPT), es

decir, para su almacenamiento y transporte, cuando sea necesario. Los contenedores metálicos denominados Ensa-DPT están basados en tecnología norteamericana, se fabrican en España en los talleres que Ensa tiene en Santander, y su utilización en la central nuclear de Trillo, se basa en:

- La aprobación del contenedor para su uso en instalaciones de almacenamiento temporal, concedida a Enresa mediante Resolución de 3 de junio de 2002 de la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe favorable del CSN de 7 de mayo de 2002, de acuerdo con el artículo 80 del RINR y la normativa del país de origen de la tecnología.
- El certificado del contenedor como modelo de bulto para el transporte (E/077B(U) F-85, Rev. 1), concedido a Enresa, mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas en la misma fecha que la anterior, de acuerdo con la reglamentación española para el transporte de mercancías peligrosas y normativa internacional aplicable.

Ambas resoluciones han sido modificadas para albergar combustible con grados de quemado hasta 45.000 MWd/tU, por resoluciones de la citada Dirección General de 10 de diciembre de 2004 para el almacenamiento y de 29 de noviembre de 2004 para transporte (E/077B(U) F-85, Rev. 2).

La primera de las resoluciones, entre otras cosas:

- Requiere la remisión al CSN, en el primer trimestre de cada año, de un informe con los datos de interés que se deriven de la fabricación (incluidas las modificaciones de diseño que no requieran aprobación previa), entrega y experiencia operativa de los contenedores en la central nuclear de Trillo, así como de la experiencia internacional con contenedores similares, con el objeto de mantener una mejora continuada.

- Establece el procedimiento para el control de potenciales modificaciones de diseño, que puedan surgir de la experiencia de fabricación y operación, ateniéndolo a lo dispuesto en el artículo 25 RINR y en la normativa del país de origen de la tecnología.

En cumplimiento a los requisitos de la Resolución de uso del contenedor, en febrero de 2007, Enresa ha remitido el informe anual requerido, donde se da cuenta de la modificación menor efectuada durante el año anterior, sólo una, que de acuerdo con las evaluaciones realizadas por dicha empresa no requirió apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

El informe incluye la historia de fabricación y suministro, el listado de pruebas realizadas a los contenedores fabricados, la experiencia e incidentes relevante de la fabricación, la actualización de la documentación de licencia, y la experiencia internacional relevante.

Dicho informe destaca la consolidación de los distintos procesos tras la fabricación de los primeros contenedores, indicando que durante el año 2006 no se ha producido ningún incidente ni ha sido necesario implementar mejoras destacables en el proceso de fabricación.

En 2006, se suministraron dos nuevos contenedores a la central nuclear de Trillo. En 2007, está prevista la entrega de cuatro contenedores para la carga de dos de ellos en el segundo semestre y los otros dos contenedores para el año 2008.

3.1.2.2. Almacén de contenedores de la central nuclear de Trillo

La operación del almacén temporal de combustible gastado en contenedores Ensa-DPT de la central nuclear de Trillo, fue autorizada mediante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 14 de mayo de 2002, previo informe favorable del CSN, y está sujeta al

cumplimiento de los límites y condiciones de la aprobación de los contenedores, por lo que se realiza de acuerdo con las especificaciones de los mismos.

El almacén tiene capacidad para ochenta contenedores, en principio suficiente para el combustible que se genere durante la operación de la central hasta el final de la vida prevista. En la actualidad se encuentran almacenados un total de doce contenedores, que han sido cargados y almacenados en los últimos años: dos en el año 2002, cuatro en el año 2003, dos durante el año 2004, dos en el año 2005, y los dos últimos que fueron cargados y almacenados durante el verano de 2006.

3.1.2.3. Licenciamiento del sistema de almacenamiento HI-STORM Z para José Cabrera

El sistema de almacenamiento seleccionado por Enresa para el combustible de la central nuclear José Cabrera es el denominado HI-STORM 100 Z (Holtec International Storage and Transfer Operation Reinforced Module). Éste es un sistema de almacenamiento de combustible nuclear gastado en contenedor seco que se compone de:

- Una cápsula sellada metálica multipropósito (MPC) cilíndrica de acero inoxidable con doble soldadura, que presenta en su interior un bastidor de acero inoxidable con capacidad para albergar 32 elementos combustibles en atmósfera inerte.
- Un contenedor de transferencia (HI-TRAC), de acero-plomo-acero diseñado para contener la MPC durante la carga y descarga y durante su transferencia desde la piscina de combustible gastado al módulo de almacenamiento.
- El módulo de almacenamiento HI-STORM, se corresponde con un contenedor cilíndrico de

acero y hormigón, con ventilación natural, de aproximadamente 107 toneladas, que alberga en su interior la cápsula MPC con combustible gastado, colocado en posición vertical y que tiene función estructural y de blindaje.

Durante el año 2006, el CSN ha finalizado la evaluación del sistema de almacenamiento tras la presentación por parte de Enresa de la revisión 2 del *Estudio de seguridad del sistema de almacenamiento de combustible gastado HI-STORM 100*.

El Consejo de Seguridad Nuclear en su reunión del pasado día 24 de julio de 2006, apreció favorablemente la aprobación del diseño del sistema de almacenamiento en seco, denominado HI-STORM 100 para el combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

De acuerdo con lo anterior y con el informe favorable del CSN, mediante Resolución de 8 de agosto de 2006, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio aprobó el diseño del sistema de almacenamiento HI-STORM 100. Dicha aprobación incorpora los límites y condiciones sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica emitidos por el CSN.

La fabricación de dicho sistema se realiza también en los talleres de Ensa en Santander, con la excepción de cuatro cápsulas, MPC-32Z, que han sido fabricadas en EEUU por Holtec (diseñador del sistema y titular de la autorización del contenedor en EEUU).

Durante el año 2006, el CSN ha realizado una inspección al proceso de fabricación, desde el punto de vista estructural y térmico, para comprobar el cumplimiento con la certificación de materiales, ensayos no destructivos y las pruebas funcionales.

En cumplimiento de los requisitos de la resolución de uso del contenedor, en marzo de 2007, Enresa

ha remitido el informe anual requerido, donde se da cuenta de las actividades de fabricación, pruebas efectuadas al sistema, listado de modificaciones de diseño surgidas desde la aprobación del diseño, actualización de la documentación de licencia, y la experiencia internacional relevante.

En Ensa se están fabricando las ocho cápsulas MPC-32Z que se entregarán a lo largo de 2008. Las cuatro cápsulas fabricadas en EEUU han sido entregadas en enero de 2007. El contenedor de transferencia (Hi-Trac) será finalizado en mayo de 2007. La fabricación de las partes metálicas de los módulos de almacenamiento HI-STORM han sido subcontratados por Ensa a dos talleres, Lombó y Newtesol, cada uno de los cuales está fabricando seis unidades que serán enviadas a finales de 2007 a la central nuclear José Cabrera para su hormigonado una vez finalizada la construcción del almacén temporal individualizado (ATI). El equipo auxiliar asociado al sistema se fabrica en Estados Unidos y será entregado durante 2007.

3.1.2.4. Almacén Temporal Centralizado (ATC)

En el año 2006, el CSN ha emitido una declaración favorable sobre el diseño genérico (sin emplazamiento definido) del ATC, de acuerdo con lo dispuesto en el artículo 81 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR), que contempla este tipo de actuación del CSN, para el caso de diseños y metodologías genéricas. Estas actuaciones del CSN se contemplan bajo el concepto de precios públicos de la *Ley de Tasas*, como se indica a continuación.

En el año 2004, Enresa solicitó al CSN la valoración de precio público para el *Proyecto de diseño genérico del ATC* en base a los artículos 31 de la *Ley 14/1999 de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear* y 81 del RINR, sobre la *Apreciación de nuevos diseños y modelos*. Junto a la solicitud, Enresa presentó el

documento titulado *Estudio de seguridad del diseño genérico del ATC*.

Una vez efectuada la valoración del precio público solicitada, y tras la apreciación de la misma por el CSN, el presupuesto de la contraprestación de servicio público fue comunicado a Enresa para su consideración en el marco de lo dispuesto en la legislación citada.

Enresa aceptó el presupuesto elaborado por el CSN, y tras la correspondiente liquidación, a mediados del 2005, el CSN inició la evaluación del *Estudio de seguridad del diseño genérico del ATC*, conforme al artículo 81 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* (RINR). Durante el primer semestre del 2006, las distintas áreas técnicas competentes del CSN han continuado con la evaluación correspondiente.

El Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión del pasado 28 de junio de 2006, apreció favorablemente el diseño conceptual de una instalación de almacenamiento temporal centralizado (ATC) de combustible gastado y residuos de alta y media actividad.

Según el entonces vigente V Plan General de Residuos de Radiactivos (PGRR), en España hay que gestionar, básicamente, el combustible gastado generado por las centrales nucleares y, por razones históricas, los residuos de alta actividad vitrificados procedentes del reproceso en Francia del combustible gastado de la central nuclear Vandellós I, así como pequeñas cantidades de materiales fisionables recuperados en el reproceso en el Reino Unido de combustible gastado de la central nuclear de Santa María de Garoña anterior al año 1983, y otros residuos que por sus características no satisfacen los criterios de aceptación para ser almacenados definitivamente en El Cabril.

El diseño conceptual del ATC presentado por Enresa, está basado en la tecnología de almacenamiento en seco tipo bóveda, en un edificio que dispone de pozos metálicos o tubos de almacenamiento parcialmente soterrados donde se almacenan las cápsulas que contienen el combustible gastado y de los residuos de alta actividad vitrificados. El diseño básico conceptual del ATC incluye también, el almacenamiento temporal de bultos de residuos radiactivos de media actividad en edificio anexo o módulo de almacenamiento en superficie.

Esta fase inicial de evaluación del diseño conceptual ha permitido al CSN determinar la viabilidad de la opción de almacenamiento propuesta por Enresa, y en particular evaluar y definir junto a la normativa aplicable, los criterios generales de diseño, las metodologías y los códigos de cálculo y los criterios generales de aceptación de residuos, así como proporcionar una fuente de información para los posteriores requisitos asociados al emplazamiento, a los residuos y al diseño en detalle de la instalación en sí misma, para facilitar de este modo posteriores etapas de licenciamiento, de acuerdo con lo previsto en el RINR.

La apreciación favorable del CSN al diseño conceptual del ATC ha sido otorgada a la viabilidad general del concepto de almacenamiento en edificio tipo bóveda, del que existen referencias a nivel internacional, a la aceptabilidad del marco de la normativa, a los planteamientos metodológicos, y al conjunto de códigos y normas propuestos.

Según lo establecido en el artículo 81.2 del RINR, la apreciación favorable del CSN al diseño conceptual del ATC podrá ser incluida como referencia en cualquier proceso posterior de solicitud de alguna de las autorizaciones previstas en el artículo 12 de vigente RINR (autorización previa y/o de construcción), siempre y cuando se cumplan los límites y condiciones establecidos en su anexo.

3.1.3. Seguimiento y participación en los desarrollos internacionales

Una de las actividades más relevantes llevadas a cabo en este ámbito en el año 2006, ha sido la presentación en Viena del Segundo Informe Nacional, elaborado el año anterior, para el cumplimiento de las obligaciones derivadas de la ratificación por España de la *Convención sobre la seguridad del combustible gastado y la seguridad de la gestión de los residuos radiactivos*. El informe, preparado conjuntamente por el CSN, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC), Enresa y el sector eléctrico, que da cuenta de la política, estrategias, responsabilidades, situación actual y previsiones en cuanto a los desarrollos normativos y técnicos relacionados con la gestión del combustible gastado y los diferentes tipos de residuos, se encuentra disponible en las páginas web del CSN y del MITYC.

Durante el año 2006 se ha continuado el seguimiento y la participación activa en foros y estudios internacionales, tanto en el ámbito de los avances normativos y reguladores, como técnicos, y de proyectos de I+D asociados al almacenamiento temporal y a la gestión a largo plazo del combustible gastado y los residuos de alta actividad, referentes a la solución de AGP y de otras opciones. Así mismo se ha continuado participando en los foros internacionales y nacionales de debate sobre la comunicación al público y con los agentes involucrados en la toma de decisiones.

Cabe destacar la participación en los comités y grupos de trabajo de organismos internacionales de la NEA/OCDE, el OIEA y la UE, y en grupos de trabajo de organismos reguladores que a continuación se indican:

- Comité de Gestión de Residuos Radiactivos de la NEA, Radioactive Waste Management Committee (RWMC), constituido por representantes de agencias de residuos, organismo reguladores de seguridad y de instituciones de toma de

decisiones de los países miembros de la OCDE y el Foro de Reguladores, Regulator Forum RWMC-RF creado en su seno, constituido por los representantes de organismos reguladores de seguridad en el comité, que se reúnen previamente para tratar temas de interés relacionados con la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos incluido el combustible gastado y el desmantelamiento. Pagina web <http://www.nea.fr/html/rwm/>

- Otras actividades desarrolladas en el marco de la NEA entre las que destacan la participación del CSN en los dos grupos del RWMC siguientes:
 - El denominado Forum on Stakeholders Confidence (FSC), sobre la confianza de los diversos agentes implicados en la toma de decisiones para la gestión de residuos radiactivos, especialmente de los residuos de alta actividad. La labor desarrollada ha estado dirigida al conocimiento de las aproximaciones adoptadas por diferentes países. Las reuniones y seminarios han contado con una amplia participación de agentes políticos y sociales incluyendo parlamentarios y representantes de municipios de algunos países, así como de medios de información. Durante 2006, se ha participado en la elaboración del libro de compilación del seminario celebrado en España (Hospitalet del Infante, Tarragona) a final del 2005.
 - El denominado Integration Group for the Safety Case (IGSC), sobre aspectos relacionados con la evaluación de la seguridad de los distintos conceptos de instalaciones de almacenamiento geológico profundo (AGP), la estabilidad de sus componentes y de razonamientos convincentes acerca de la robustez y capacidad de aislamiento de estos sistemas.

Adicionalmente, se ha participado en el seminario sobre los criterios de seguridad aplicable a la evaluación a largo plazo de las instalaciones de

almacenamiento geológico de residuos de alta actividad, celebrado en noviembre de 2006, que contó con la representación de 15 países, con la participación de empresas de gestión de residuos, reguladores y expertos de diferentes disciplinas, incluidos profesores especialistas en sociedad y ética.

- Comité de Normas de Seguridad sobre Residuos del OIEA (WASSAC), que ha desarrollado, entre otras, una norma de seguridad sobre los requisitos asociados al almacenamiento geológico profundo de residuos radiactivos (publicada en julio de 2006) y otra norma sobre almacenamiento temporal de residuos. Está en curso el desarrollo de otra norma sobre el almacenamiento temporal del combustible gastado, que trata de actualizar y compilar las normas sobre diseño, operación y evaluación de la seguridad existentes, pagina web <http://www-ns.iaea.org/committees/>
- Subgrupo 2 del grupo *ad hoc* del Grupo de Cuestiones Atómicas del Consejo Europeo sobre la seguridad de la gestión de los residuos radiactivos, que tiene por objeto, en esta fase, analizar el grado de incorporación y uso de las normas y recomendaciones de organismos internacionales en cada país para tratar de encontrar aproximaciones comunes. Durante el año 2006 se han finalizado el informe de este subgrupo, además de los correspondientes a instalaciones nucleares y un tercero sobre la financiación del desmantelamiento de instalaciones nucleares, que han sido presentados al Consejo Europeo.
- Grupo de trabajo de reguladores europeos denominado European Pilot Project (EPS). Durante el año 2006, el CSN ha participado en esta iniciativa, liderada por varias autoridades reguladoras europeas, con el fin de armonizar los requisitos de seguridad que deben ser incluidos en las evaluaciones de la seguridad de los almacenamientos geológicos profundos. Cabe destacar la reunión de

este grupo que tuvo lugar en España, organizada por el CSN, a primeros de febrero de 2006.

- Grupo de trabajo de residuos y desmantelamiento de la asociación de reguladores conocida como WENRA (Western European Nuclear Regulators Association). El trabajo WGWD (Waste Group Waste and Decommissioning) está orientado al desarrollo de un enfoque común y la armonización de las regulaciones en la seguridad de la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares, a través del establecimiento e implantación de un conjunto de requisitos comunes o niveles de referencia, basados en normas internacionales, que deberá estar aplicable en el año 2010.

Durante el año 2006, este grupo de trabajo se ha reunido en tres ocasiones para revisar y finalizar los dos informes elaborados: uno sobre almacenamiento de combustible gastado y residuos, y otro sobre desmantelamiento, e incorporar las directrices emanadas de las reuniones de la Comisión directiva de WENRA y los comentarios recibidos tras ser publicados los borradores de ambos documentos en la página web de WENRA <http://www.wenra.org>.

Adicionalmente, durante el año 2006 se ha participado en la Conferencia Internacional sobre la gestión temporal de combustible gastado que ha tenido lugar en Viena, a la que asistieron 170 participantes de 48 países y donde se expusieron los desarrollos técnicos, normativos reguladores y las políticas y estrategias nacionales en relación, principalmente, con el almacenamiento temporal del combustible gastado.

3.1.4. Seguimiento de los planes y programas nacionales

Durante el año 2006 se han continuado los contactos y reuniones con Enresa para el seguimiento y evaluación de los planes, programas y desarrollos

relativos a la gestión del combustible irradiado y otros residuos de alta actividad, en especial sobre los temas y proyectos de almacenamiento temporal antes citados.

En este contexto también se encuadran las reuniones mantenidas para el desarrollo y aplicación del convenio marco de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y Enresa, firmado en 1998, con los objetivos de:

- a) Fomentar el intercambio de conocimientos y experiencias que cada parte obtenga en el desempeño de sus respectivas funciones y competencias.
- b) Discutir y analizar conjuntamente los temas que puedan afectar a ambas organizaciones.
- c) Promover las actividades que ambas partes consideren de mutuo interés, en el campo de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento.

3.1.5. Desarrollos del CSN

Durante el año 2006, los desarrollos realizados por el CSN estuvieron dirigidos fundamentalmente al estudio de procesos reguladores y normativa de otros países de nuestro entorno, relativa a la gestión del combustible gastado, así como a la compilación de estudios previos para la adquisición de las bases técnicas y las herramientas necesarias para abordar la evaluación de los planes, programas y proyectos para la gestión a largo plazo del combustible irradiado y los residuos de alta actividad, realizado en colaboración con el apoyo de universidades e ingenierías españolas en años anteriores.

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

El CSN llevó a cabo durante 2006 el control de la gestión de residuos radiactivos en cada una de las actividades operacionales implicadas: manipulación,

tratamiento, acondicionamiento, almacenamiento temporal, transporte y almacenamiento definitivo.

Dentro de las acciones encaminadas al control de las etapas de gestión de los residuos radiactivos que se llevan a cabo por el CSN en las centrales nucleares pueden destacarse:

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

Durante el proceso de licenciamiento previo a la operación, se requiere de los titulares la elaboración de los correspondientes procedimientos de control de los sistemas, para garantizar de manera razonable su funcionamiento dentro de los límites y condiciones establecidos en las autorizaciones.

Durante la operación de los sistemas se lleva a cabo un seguimiento continuo de los procesos, que permite al CSN requerir las mejoras que en cada caso se consideran procedentes y acordes con los nuevos desarrollos tecnológicos.

- b) El control y seguimiento del inventario de residuos radiactivos sólidos almacenados en las instalaciones. Dicho control se realiza mediante la evaluación de la información preceptiva que es remitida en los informes mensuales de explotación y mediante la realización, en su caso, de inspecciones complementarias.
- c) El control de los procesos de aceptación de cada bulto-tipo que realiza Enresa, de manera que quede garantizado el cumplimiento de los criterios de aceptación para su almacenamiento en el centro de almacenamiento de residuos de El Cabril.

En los procesos productivos llevados a cabo en las instalaciones nucleares se generan, entre otros, residuos radiactivos sólidos que están constituidos

por materiales de diversa naturaleza: metálicos, orgánicos, plásticos, celulosas, textiles, etc. Esta amplia variedad, conduce a la necesidad de clasificar y acondicionar específicamente cada uno de los residuos, de forma que se obtengan bultos de características bien definidas y que cumplan los criterios para su aceptación en el centro de almacenamiento de El Cabril.

En el caso de las centrales nucleares, la segregación, clasificación, y acondicionamiento de los residuos se lleva a cabo en las propias instalaciones, pues disponen de sistemas para su tratamiento y acondicionamiento, permaneciendo temporalmente almacenados hasta su posterior entrega a Enresa y transporte al centro de almacenamiento de El Cabril.

De modo general, los residuos de baja y media actividad producidos en las centrales nucleares pertenecen a alguno de los siguientes tipos:

- Residuos del proceso: son materiales y reactivos químicos que intervienen en alguna de las fases del proceso de producción de la planta. A este grupo pertenecen, por ejemplo, los concentrados del evaporador, resinas de intercambio iónico, lodos de filtros.
- Residuos tecnológicos: constituidos fundamentalmente por material de laboratorio, material usado en el mantenimiento de equipos, guantes, ropas.
- Residuos especiales: son residuos sólidos bien de proceso o tecnológicos que pueden plantear problemas específicos por su naturaleza, volumen o actividad. Por lo general estos residuos se encuentran almacenados de forma segura en las propias instalaciones, en espera de proceder a su gestión óptima.

Teniendo en cuenta el acondicionamiento realizado, los bultos generados corresponden a residuos solidificados (resinas, concentrados, lodos), residuos sólidos compactados y no compactables y residuos inmovilizados (filtros).

En el caso de las instalaciones radiactivas la segregación y clasificación de los residuos se lleva a cabo en las propias instalaciones, mientras que la recogida, el tratamiento y acondicionamiento de los mismos es realizado por Enresa en las instalaciones del centro de almacenamiento de El Cabril. El tratamiento al que posteriormente se someten los residuos generados en las instalaciones radiactivas es la incineración, la compactación, la inmovilización en matriz de conglomerante hidráulico y la fabricación de mortero de relleno.

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

- Incineración de residuos biológicos, líquidos orgánicos y residuos mixtos (compuestos por líquidos orgánicos y viales).
- Compactación de sólidos tales como ropas, guantes, material de laboratorio.
- Inmovilización de agujas hipodérmicas, sólidos no compactables y fuentes radiactivas.
- Fabricación de mortero: líquidos acuosos.

En el año 2006 culminaron las actuaciones del grupo de trabajo formado por representantes del CSN, de la Asociación Española de la Industria Eléctrica (Unesa), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa) y la empresa Enusa Industrias Avanzadas SA, con el objetivo de establecer el contenido y alcance del *Plan de gestión de residuos radiactivos*. Como resultado de los trabajos realizados se elaboró un documento (borrador de guía) en el que se establecen:

- El alcance y contenido detallado del *Plan de gestión de residuos radiactivos*.
- El alcance y contenido de los estudios soportes necesarios para su elaboración.

- La información periódica a presentar al CSN sobre las actividades del Plan.

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

En el capítulo 4 se describen con detalle las actividades realizadas por el CSN con relación a las instalaciones de concentrados de uranio que están en fase de desmantelamiento.

3.2.2. Residuos de muy baja actividad

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

Aunque no existe una clasificación legalmente establecida al efecto, los residuos de muy baja actividad se corresponderían aproximadamente con la banda de concentraciones de actividad inferiores al centenar de Bq/g. En esta banda se situaría en su extremo inferior la fracción de materiales residuales desclasificables (gestionables de manera convencional), perteneciendo el resto a la de los denominados residuos de muy baja actividad propiamente dichos, para los que en su día, la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso en su resolución del 28 de diciembre de 1999, la Comisión de Economía y Hacienda en su resolución de fecha 4 de octubre de 2001, y de esta misma Comisión, la resolución de fecha 12 de julio de 2002, plantearon de manera sucesiva la consideración de nuevas instalaciones de almacenamiento adecuadas al riesgo radiológico que presentan los mencionados residuos.

3.2.2.1. Plan de restauración de minas de uranio

El proyecto de restauración definitiva de las explotaciones mineras de Saelices el Chico (Salamanca)

fue aprobado, previo informe del CSN, por Resolución del Servicio Territorial de Industria, Comercio y Turismo de la Junta de Castilla y León en Salamanca, el 13 de septiembre de 2004, autorizando a Enusa Industrias Avanzadas SA (Enusa) la ejecución del mismo, observando las especificaciones del proyecto y el condicionado impuesto sobre protección radiológica, habiéndose elaborado procedimientos de prevención de contingencias como requería la autorización.

El proyecto se refiere a la realización de obras que consisten fundamentalmente en el relleno de cuatro huecos de minas que representan 14,55 millones de metros cúbicos con las 67,6 millones de toneladas de estéril de mina de las escombreras y la remodelación del estéril remanente en las mismas, procediendo a la impermeabilización de las superficies con material arcilloso para asegurar la protección contra la emisión de radón. Esta capa se protege con una capa de protección contra la erosión y por último se cubre con una capa de suelo y vegetación.

A 31 de diciembre de 2006, la escombrera D estaba completamente cargada, estando pendiente de completar la restauración del suelo afectado con el depósito de capa de implantación vegetal en zonas pendientes, y el hueco H-06 estaba completamente restaurado, incluyendo la revegetación de su superficie con la plantación de centeno. Asimismo, la parte sur del hueco F-3 se encontraba completamente restaurada y revegetada con la plantación de centeno, cebada, avena y alfalfa, y en el hueco H-01, que se rellenó con anterioridad al inicio del *Plan de restauración*, estaba pendiente de completar la capa de implantación vegetal.

Desde el inicio de las actividades de restauración se ha producido el movimiento de un total de 11,1 millones de metros cúbicos de material, estando previsto continuar durante el año 2007 con las actividades de desmontaje y reconfiguración del resto de las escombreras, así como con el relleno de los huecos de mina pendientes.

En el año 2006 se realizaron cuatro inspecciones, para verificar el grado de avance de las actividades de restauración y realizar comprobaciones sobre la vigilancia que se efectúa en el emplazamiento.

Debido a las fuertes lluvias ocurridas en el mes de octubre de 2006, se produjo un arrastre de arcilla-tierra del terreno que provocó la rotura de la lámina de impermeabilización de una de las balsas de recogida de aguas de escorrentía existentes en las explotaciones mineras de Saélices el Chico, lo que dio lugar a la filtración en el terreno de parte del agua de escorrentía con restos de uranio natural y su vertido al río Águeda. El vertido se controló mediante la construcción de un canal de desviación para drenar las aguas de lluvia a la zona de la balsa con lámina impermeabilizante no afectada. A fecha 31 de diciembre de 2006 continuaban los trabajos de limpieza de los lodos acumulados en la balsa y tuberías relacionadas, con el fin de proceder a la reconstrucción de la balsa y a la sustitución de la lámina impermeabilizante afectada tan pronto como lo permitan las condiciones meteorológicas.

El suceso no supuso riesgos para los trabajadores, la población o el medio ambiente correspondiéndole un nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares, INES, sin significado para la seguridad.

El 24 y 27 de febrero de 2006, la Junta de Castilla y León autorizó a Enusa la ejecución del abandono definitivo de las labores en las antiguas minas de uranio de Salamanca de Valdemascaño y Casillas de Flores, respectivamente, imponiendo una restauración previa de los emplazamientos según las condiciones impuestas por el CSN.

En el mes de noviembre de 2006 comenzaron las actividades de restauración en la mina de Valdemascaño y a 31 de diciembre de 2006, el grado de avance de los trabajos realizados se cifraba en un 45%. Está previsto que las actividades de

restauración en la mina de Valdemascaño finalicen a mediados de febrero de 2007, y que a continuación se inicien las actividades de restauración en la mina de Casillas de Flores. Tras finalizar la restauración de ambas minas, se iniciará un período de vigilancia y mantenimiento que tendrá una duración mínima de tres años. Durante este período, han sido controlados dosimétricamente cuatro trabajadores y ninguno de ellos tuvo dosis superiores al nivel de registro (0,1 mSv/mes).

En el año 2006 se realizaron dos inspecciones a la mina de Valdemascaño con el fin de realizar un control de las actividades de restauración y del emplazamiento.

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 para llevar a cabo la gestión de los 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.

Durante el año 2006 se retiraron 110 pararrayos, con lo que el número total de los mismos retirados asciende a 22.374 (incluyendo 92 fuentes de eliminación de electricidad estática, contabilizadas como pararrayos y descontados los que causaron baja por no ser radiactivos, duplicidad, etc.). En este año no se han enviado al Reino Unido fuentes de americio-241 procedentes del desmontaje, por lo que el número total de fuentes enviadas es de 59.796. Enresa estima que puede haber otros pararrayos de los que no se recibió solicitud de retirada y por consiguiente no están localizados

3.2.2.3. Radiactividad detectada en materiales metálicos

Como resultado de la aplicación del *Protocolo de colaboración sobre vigilancia radiológica de materiales metálicos*, durante el año 2006, se comunicó al

CSN en 203 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, pararrayos radiactivos, piezas de uranio, productos con radio y torio, y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

3.3. Gestión de los residuos desclasificados

Corresponde al CSN, en su cometido de supervisión y control de la gestión de los residuos radiactivos, establecer un sistema de condiciones para que la gestión de los residuos con muy bajo contenido de radiactividad se realice de forma óptima y segura.

Desde el punto de vista del control regulador, la gestión de los residuos con muy bajo contenido radiactivo se basa en determinar las condiciones de seguridad y protección radiológica que deben aplicarse a estos residuos en función del riesgo radiológico para las personas y para el medio ambiente.

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

Como parte de este sistema se han establecido las bases, criterios y condiciones para determinar la viabilidad de gestión de algunos de los residuos de muy baja actividad por vías convencionales y se ha establecido el marco de requisitos para su realización.

El sistema se completa además con el establecimiento, en base a estudios técnicos bien fundados, de concentraciones de actividad de referencia (niveles de desclasificación) para liberar del control regulador determinadas corrientes de materiales de desecho con muy bajo contenido radiactivo, lo que facilitará su posterior gestión. A su vez, la definición de estos valores está fundamentada en la definición de residuo radiactivo, tarea que en su determinación se asignó al Ministerio de Industria y Energía (actualmente Ministerio de Industria, Turismo y Comercio), previo informe del CSN, según la Ley 54/1997.

Durante el año 2006 el CSN, en el ejercicio de sus competencias y responsabilidades en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, continuó el proceso de desarrollo de este sistema de desclasificación de residuos con muy baja actividad, iniciado en 1999 mediante instrucciones complementarias por las que se requirió a los titulares de las instalaciones nucleares, la elaboración de un programa concreto de actuaciones, estudios técnicos y previsión de solicitudes de autorización a elevar al Ministerio para la gestión de tales residuos por vías convencionales.

4. Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura

4.1. Central nuclear Vandellós I

Una vez finalizada la explotación de la central nuclear Vandellós I, tras el incendio ocurrido el 19 de octubre de 1989, Enresa inició su desmantelamiento parcial en virtud de la Orden Ministerial de fecha 28 de enero de 1998. Esta orden transfería la titularidad de la instalación a Enresa, al mismo tiempo que autorizaba la ejecución de las actividades de desmantelamiento reflejadas en el *Plan de desmantelamiento y clausura (PDC)* de Vandellós I.

La consecución de la primera de las fases contempladas en el PDC de la instalación, ha dejado el cajón del reactor, ya descargado de sus elementos combustibles, en un período de espera y decaimiento de unos 25 años (fase de latencia). Tras este período de latencia, se procederá, en el futuro, a desmontar y desmantelar el cajón del reactor y el resto de las estructuras de la instalación, con el objeto de liberar la totalidad de los terrenos del emplazamiento.

La Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio autorizó el 17 de enero de 2005 el comienzo de la fase de latencia de la instalación nuclear, quedando Enresa como titular de la misma y como responsable de la ejecución de las actividades de vigilancia y mantenimiento, en tanto dure dicha fase.

4.1.1. Resumen de las actividades

Durante el año 2006, el CSN continuó con sus tareas de control e inspección rutinaria de la instalación. Asimismo, el CSN ha continuado con la evaluación de la documentación presentada por

Enresa, con objeto de proceder a la liberación de parte del emplazamiento original de la instalación.

4.1.2. Actividades más importantes

Las actividades técnicas en la instalación durante el año 2006 se centraron en la comprobación y verificación de los distintos sistemas de control dispuestos para la nueva situación de latencia.

Otras actividades que se pueden mencionar se refieren a la gestión de algunos materiales residuales que aún quedaban por gestionar y a la preparación de la prevista liberación parcial del emplazamiento.

4.1.3. Autorizaciones

El 17 de julio del año 2006, la Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio autorizó la revisión 1 de las *Especificaciones técnicas para la fase de latencia* de la instalación.

4.1.4. Inspecciones

Durante el año 2006 se realizaron cinco inspecciones programadas a Vandellós I. El objetivo prioritario de estas inspecciones fue la comprobación de la propia instalación así como el correcto funcionamiento de sus sistemas y cumplimiento de las frecuencias de las establecidas en su nueva situación de latencia. Las inspecciones se centraron en:

- El control de la ejecución de los procedimientos de vigilancia y mantenimiento de los sistemas de control activos durante la latencia.
- El seguimiento del *Programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas* del terreno afectado por la rotura de la antigua conducción SROA, así como del *Plan de actuación sobre la zona*.

- El control general del proyecto y del cumplimiento del *Plan de vigilancia* de la instalación.
- El desarrollo del *Programa de vigilancia radiológica ambiental* de la instalación.
- La asistencia a la campaña de toma de muestras del *Programa de control de aguas subterráneas* en la zona de la antigua conducción SROA.

4.1.5. Sucesos

Durante el año 2006 no ha habido ningún suceso notificable en la instalación.

4.1.6. Protección radiológica de los trabajadores

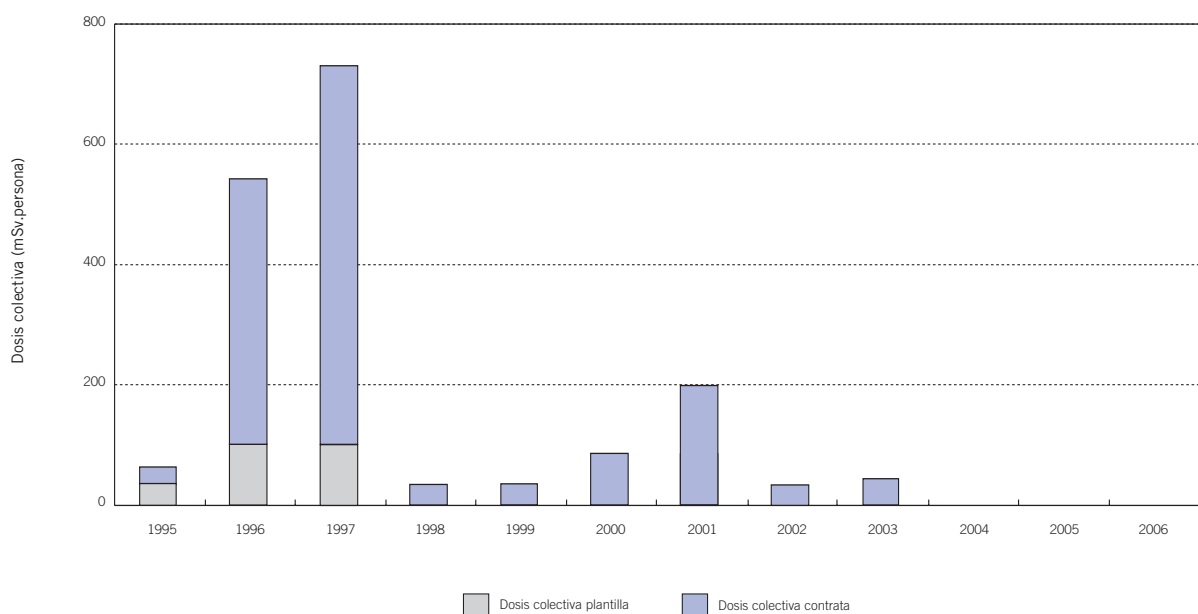
A partir del día 17 de enero de 2005 esta instalación se encuentra en fase de latencia una vez que el CSN informó favorablemente al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Al igual que en el caso de las centrales nucleares en fase de explotación, esta instalación cuenta con una estructura de protección radiológica capaz de asumir el principio de minimización de dosis en las tareas de vigilancia y control que se están llevando a cabo durante la fase de latencia de la instalación, adaptándose a las peculiaridades y riesgos radiológicos de la fase actual del proyecto.

A lo largo del año 2006 fueron controladas dosimétricamente cinco personas y ninguna de ellas tuvo dosis superiores al nivel de registro (0,1 mSv/mes) en ninguno de los meses del año. En cuanto a la dosimetría interna, todos estos trabajadores fueron controlados, mediante medida directa de la radiactividad corporal y en ningún caso se detectaron valores superiores al nivel de registro establecido (1 mSv/año).

En la figura 4.1 se muestra la evolución temporal de las dosis colectivas para el personal de esta instalación.

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



4.1.7. Efluentes radiactivos

En el capítulo 6.2.1. del *Informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado* se describe la sistemática seguida en España para el seguimiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la central nuclear Vandellós I.

En la actualidad la central se encuentra en fase de latencia y, a lo largo del año, no se han producido emisiones de efluentes radiactivos líquidos al exterior. Se han efectuado a lo largo del año emisiones de efluentes radiactivos gaseosos durante los meses de abril y noviembre como consecuencia de la puesta en marcha de la unidad portátil de ventilación para

regular la presión diferencial del cajón. En la tabla 4.1 se muestran los datos de actividad de estos efluentes radiactivos gaseosos emitidos durante el año 2006. La dosis al público debida a estos efluentes representa un 0,0001% del límite de 100 micro-Sievert autorizado para el conjunto de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la instalación.

En las figuras 4.2 y 4.3 se presenta la evolución de dichos efluentes como consecuencia de las distintas fases del desmantelamiento de la central que se han realizado desde 1993. Los valores reseñados como vertidos provienen de los informes mensuales de explotación remitidos preceptivamente por el titular al CSN.

Tabla 4.1. Actividad de efluentes radiactivos gaseosos (Bq). Central nuclear Vandellós I. Año 2006

Efluentes	Partículas	Tritio	Alfa	Carbono 14
Gaseosos	6,35 10 ³	LID	LID	8,19 10 ¹

Figura 4.2. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes líquidos (GBq)

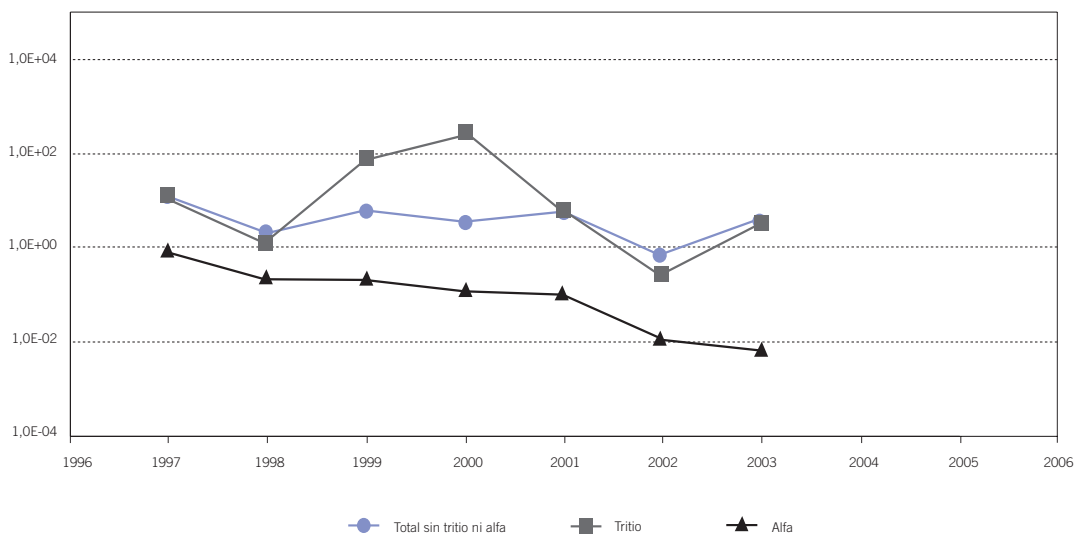
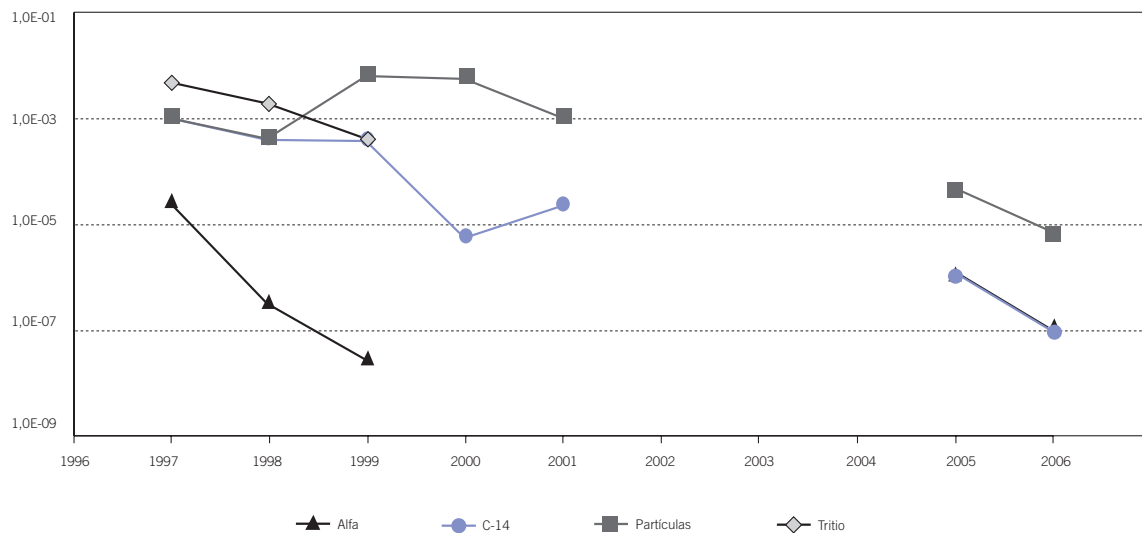


Figura 4.3. Central nuclear Vandellós I. Actividad de efluentes gaseosos (GBq)



4.1.8. 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 2005, 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 4.4 y 4.5 se presenta un resumen de los valores medios anuales de concentración de actividad 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 4.6 se representan los valores medios anuales de tasa de dosis ambiental obtenidos a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

De la evaluación de los resultados obtenidos durante el año 2005, se puede concluir que la calidad medioambiental se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista riesgo para las personas como consecuencia de las actividades realizadas en la instalación.

Figura 4.4. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en aire en Vandellós I. Año 2005

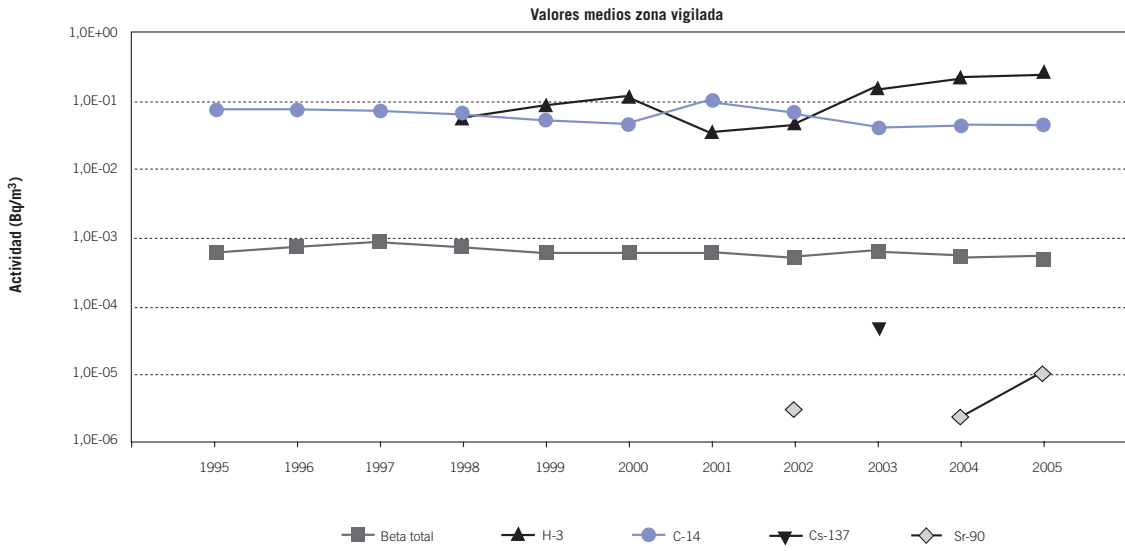


Figura 4.5. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en suelo en Vandellós I. Año 2005

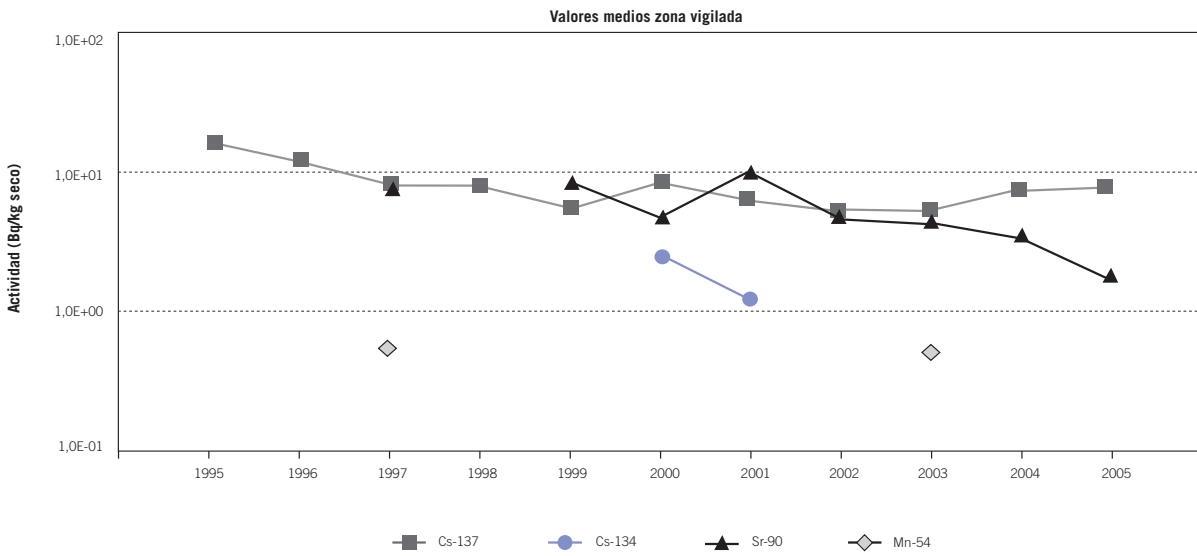
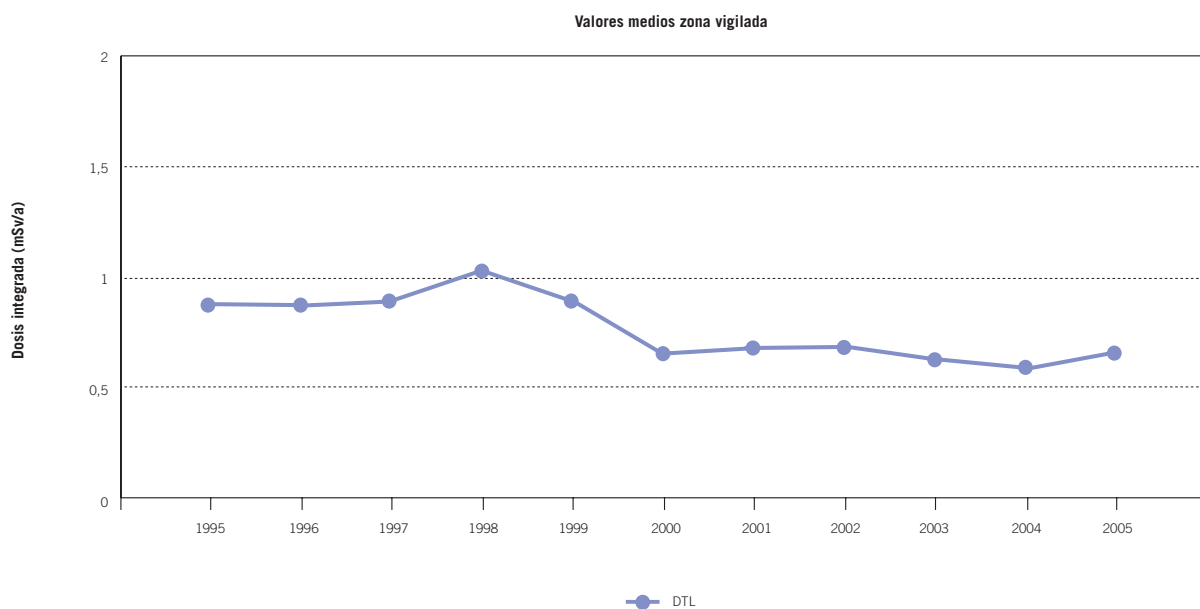


Figura 4.6. Resultados históricos de la vigilancia radiológica ambiental en radiación directa en Vandellós I. Año 2005



4.1.9. Residuos

Como consecuencia del desmantelamiento de la instalación, en la tabla 4.2 se resumen los resi-

duos radiactivos existentes a 31 de diciembre de 2006 en los distintos almacenes temporales de la central nuclear Vandellós I durante su período de latencia.

Tabla 4.2. Almacenamiento de residuos radiactivos en Vandellós I a 31 de diciembre de 2006

Instalación de almacenamiento	Residuos almacenados
Almacén temporal de contenedores	157 contenedores tipo CMT 31 bultos de 220 litros de escombros 7 bultos de material no compactable de desmantelamiento 5 bultos de material compactable de desmantelamiento 490 contenedores tipo CMD 330 bidones de 220 litros con polvo de escarificado de hormigón 51 bolsas tipo <i>big-bag</i> con aislamiento térmico
Depósito temporal de grafito (DTG)	230 contenedores tipo CME-1 con grafito triturado 93 contenedores tipo CBE-1 con estribos y absorbentes 5 contenedores tipo CBE con residuos del vaciado de las piscinas 10 contenedores tipo CE-2 que contienen 180 bultos de 220 litros con grafito y estribos 1 contenedor tipo CE-2a que contiene 11 bidones de 220 litros de residuos varios de desmantelamiento

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

4.2. Plan de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera

La Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados, en su reunión de 17 de diciembre de 2003 (Resolución 10ª), instó al CSN a que, a partir de la fecha y hasta la conclusión de las actividades, remitiera a la Comisión un informe sobre la evolución de las actividades relativas a la clausura de la central nuclear José Cabrera.

El proceso de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera se llevará a cabo una vez sea concedida la autorización respectiva de acuerdo con lo establecido en el capítulo VI del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*. En tanto se conceda dicha autorización la instalación se registrará por el artículo 28 del mencionado reglamento que requiere al titular llevar a cabo una serie de actuaciones previas al desmantelamiento, encaminadas a gestionar adecuadamente el combustible gastado existente y a finalizar el acondicionamiento de los residuos de operación generados durante la explotación.

4.2.1. Cese de la explotación de la central

El cese definitivo de la explotación de la central nuclear José Cabrera tuvo lugar el 30 de abril de 2006, cumpliéndose así la Orden Ministerial ECO/2757, de 14 de octubre de 2002.

Tal y como se informó en el apartado referente al final de la vida operativa de la central, el Consejo, en su reunión del día 16 de marzo de 2006 emitió un dictamen favorable sobre los límites y condiciones asociados a la declaración del cese de la explotación de la central nuclear José Cabrera, y sobre la propuesta de modificación de los documentos oficiales correspondientes.

El cese definitivo de la explotación de la central nuclear José Cabrera se declaró mediante la Orden

Ministerial de 20 de abril de 2006, a la que se adjuntaban las condiciones a las que deben ajustarse las actividades a realizar en la instalación hasta la concesión de la autorización del desmantelamiento.

El Consejo, en su reunión de 17 de mayo de 2006, en el ejercicio de las competencias que la legislación vigente atribuye a este Organismo en materia de control del funcionamiento de las instalaciones nucleares, en base a la propuesta que en el ámbito de sus competencias efectuó la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y a lo previsto en la condición 8 del anexo a la Orden Ministerial del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio por la que se declara el cese de explotación, acordó proponer para la instalación nuclear José Cabrera las instrucciones técnicas complementarias que garanticen el mantenimiento de las condiciones y requisitos de seguridad de la instalación, y el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos en la autorización.

Una vez parada la central, se mantendrá la titularidad de Unión Fenosa Generación (UFG) durante la ejecución de las mencionadas actividades, contempladas en el artículo 28 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*, así como de otras preparatorias del futuro desmantelamiento. Posteriormente, y de manera simultánea a la autorización de desmantelamiento, la titularidad de la instalación se transferirá a Enresa para la ejecución del desmantelamiento, según lo contemplado en el *Plan general de residuos radiactivos* vigente.

4.2.2. Actividades de preparación del desmantelamiento

De acuerdo a las instrucciones técnicas complementarias impuestas a la declaración de cese de explotación, UFG, como titular de la instalación, deberá ejecutar las denominadas actividades preparatorias del desmantelamiento y enviar una serie de documentación al respecto:

- Plan de descargos definitivos de sistemas, protección contra incendios, tratamiento de residuos radiactivos y muestreo y vigilancia radiológica ambiental.
- Plan de caracterización radiológica de la instalación.
- Programa de control de la descontaminación del primario (sistema de refrigerante del reactor, sistema de evacuación residual y sistema de control químico y volumétrico).

Así mismo, las instrucciones técnicas complementarias permiten la implantación y montaje de nuevos sistemas que sean considerados necesarios para las futuras actividades de desmantelamiento, aunque éstas deben quedar en situación no operativa, en situación de descargo. Su aprobación deberá ajustarse al esquema de licenciamiento del *Plan de desmantelamiento y clausura de la instalación*.

El 15 de septiembre de 2006, Unión Fenosa Generación, (UFG) presentó al CSN el programa de control de la descontaminación del primario. La ejecución de dicho programa comenzó a finales de noviembre de 2006 y se tiene previsto que finalice en el primer trimestre del año 2007. Durante las actividades llevadas a cabo en el 2006, se retiraron más de 600 curios (Ci) de actividad del primario.

Las instrucciones técnicas complementarias especifican que la construcción o adaptación de estructuras o edificios para un futuro uso como almacenamiento de residuos o materiales radiactivos, deberán someterse al proceso de licenciamiento del *Plan de desmantelamiento y clausura de la instalación*, y mantenerse entre tanto, no operativos. Su uso con anterioridad implica la solicitud de una autorización de modificación de diseño, y el consiguiente informe favorable del CSN. UFG presentó una solicitud de modificación de diseño del sistema de almacenamiento del combustible irradiado el 19 de octubre de 2004, consistente, esencialmente, en incorporar un almacén de contenedores al sistema de piscina de

que actualmente dispone la central para el almacenamiento de su combustible gastado. Dicho almacén temporal individualizado ATI estará situado en el propio emplazamiento de la instalación y albergará los elementos combustibles irradiados en seco, en contenedores previamente autorizados al efecto.

El Consejo, en su reunión del 23 de marzo de 2006 informó favorablemente sobre la solicitud de ejecución y montaje de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible irradiado, así como del contenido del estudio sobre el impacto medioambiental de dicha modificación.

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, en su resolución del día 15 de diciembre de 2006 autorizó la ejecución y montaje de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible irradiado de la central nuclear José Cabrera. Dicha autorización es necesaria, según el artículo 27 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*, al ser una modificación que implica obras de construcción o montaje significativas, que afectan a criterios, normas y condiciones en las que se basa la autorización de cese. Dicha modificación se realiza para hacer frente de manera eficaz al desmantelamiento de la central nuclear de José Cabrera, ya que, el mencionado artículo 28 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* indica, en su apartado segundo que el titular de la autorización de explotación, antes de la concesión de la autorización de desmantelamiento deberá haber descargado el combustible del reactor y de las piscinas de almacenamiento, o alternativamente disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el Ministerio.

Los trabajos relacionados con dicha modificación se prevé que se inicien en el primer trimestre de 2007.

Paralelamente, el Consejo, en su reunión de 18 de julio de 2006 apreció favorablemente el sistema de almacenamiento en seco HI-STORM 100 para el

almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, tras la apreciación favorable del Consejo, emitió la resolución del 8 de agosto de 2006 por la que se aprueba el diseño del sistema de almacenamiento de combustible irradiado.

Durante esta etapa, UFG deberá asimismo terminar de acondicionar los residuos radiactivos de operación que queden pendientes de la etapa de explotación de la central, según lo requerido por el artículo 28 del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*.

Respecto a los trabajos que también se pretenden realizar en la etapa de cese de explotación, hay que destacar la importancia de la caracterización radiológica de la instalación, puesto que será el punto de partida para determinar las acciones de descontaminación que será necesario acometer con objeto de alcanzar los niveles residuales que se hayan establecido y el mantenimiento de la necesaria protección radiológica durante el desmantelamiento.

El *Plan de caracterización del emplazamiento*, que el CSN prevé recibir en el primer trimestre de 2007, establecerá cuatro etapas diferenciadas:

- Análisis inicial, que incluye los datos históricos y actuales disponibles sobre la tipología, naturaleza, relación con el proceso operativo, definición radiológica, etc., del material.
- Caracterización inicial, que incluirá la caracterización del fondo radiológico (natural y artificial) de medios y materiales, según aplique.
- Caracterización de descontaminación, que se efectúa previamente, si aplica, y tras cualquier acción de descontaminación resultante de los análisis de las etapas anteriores

- Caracterización final o de desclasificación, que permite decidir sobre el uso futuro del medio o material.

Se tiene previsto iniciar la etapa de caracterización inicial durante el segundo trimestre del año 2007.

4.2.3. Documentación oficial de licenciamiento del desmantelamiento

De manera paralela, y con el fin de facilitar el futuro licenciamiento oficial del proceso de desmantelamiento de la instalación, el CSN ha iniciado una evaluación anticipada de la documentación oficial que Enresa deberá adjuntar junto a la solicitud de desmantelamiento de la instalación. En febrero de 2006, Enresa remitió al CSN una primera propuesta con parte de la documentación de licencia del *Plan de desmantelamiento y clausura de la central José Cabrera* (PDC Rev. 0). Los hallazgos que se encuentren en la evaluación iniciada servirán para la elaboración definitiva de la documentación oficial de licencia.

Enresa prevé solicitar la autorización de desmantelamiento de la instalación, que coincidirá con la solicitud de transferencia de su titularidad, a comienzos del año 2008.

4.3. Plantas de concentrados de uranio

4.3.1. Planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio

4.3.1.1. Resumen de las actividades más destacables

La Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 16 de enero de 2001, previo informe favorable del CSN, autorizó el desmantelamiento de la planta Elefante de fabricación de concentrados de uranio.

Durante el período de funcionamiento de la planta Elefante se acumularon como estériles de proceso

unos 7,2 millones de toneladas de minerales agotados, apilados en eras y 372.000 metros cúbicos de lodos de neutralización, almacenados en tres diques.

El desmantelamiento se inició en 2001 con el acondicionamiento de los terrenos afectados por el extendido de las eras de minerales agotados, la limpieza de equipos, desmontaje, troceado y compactado de los mismos, la demolición de las estructuras y obra civil y el traslado y vertido de los residuos y escombros resultantes en un recinto preparado al efecto y cubierto por las eras extendidas.

En el año 2004 se concluyó el desmantelamiento de la instalación y la restauración del emplazamiento afectado, quedando los estériles cubiertos por una cobertura multicapa de 2,3 metros de espesor. Esta cobertura actúa de protección contra la emisión de radón, como capa de protección contra la erosión y con una cubierta de tierra vegetal en la que se han dispuesto especies vegetales colonizadoras autóctonas.

Con fecha de 26 de octubre de 2005, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la propuesta de *Programa de vigilancia de las aguas subterráneas y estabilidad de las estructuras de cobertura*, lo que dio inicio al denominado período de cumplimiento que se contempla en el plan de desmantelamiento inmediatamente después de concluir la restauración y estabilización de los estériles.

La duración de este período de cumplimiento se extenderá hasta que dé comienzo el correspondiente período de cumplimiento contemplado para el desmantelamiento de la planta Quercus, instalación de concentrados de uranio ubicada en un emplazamiento contiguo al de la planta Elefante. En dicho momento el *Programa de vigilancia de las aguas subterráneas y estabilidad de las estructuras* aprobado pasará, convenientemente revisado, a ser un documento único aplicable a ambas instalaciones.

4.3.1.2. Autorizaciones

No se han concedido autorizaciones ministeriales durante el año 2006.

4.3.1.3. Inspecciones

Durante el año 2006 se realizaron dos inspecciones con objeto de reconocer el estado de las eras restauradas y verificar la instauración del *Programa de vigilancia* y cumplimiento en lo relativo a los parámetros característicos del emplazamiento

4.3.1.4. Sucesos

Durante el año 2006 no se produjo ningún incidente con repercusiones radiológicas sobre los trabajadores o sobre el medio ambiente.

4.3.1.5. Vigilancia radiológica ambiental

En cuanto a los resultados obtenidos durante el año sobre vigilancia radiológica ambiental están contenidos en el apartado correspondiente a la planta Quercus, ya que las dos instalaciones, al estar en el mismo emplazamiento, comparten un único *Programa de vigilancia radiológica ambiental* (PVRA) y un único *Programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas*.

4.3.1.6. Efluentes radiactivos

La Planta Elefante está en la fase de vigilancia previa a su declaración de clausura y no se han producido efluentes radiactivos líquidos a lo largo del año 2006. 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. En lo que respecta a los efluentes radiactivos gaseosos, la emanación de radón procedente de las eras se vigila en el PVRA.

4.3.2. Fábrica de uranio de Andújar

La Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 17 de marzo de 1995 dio por finalizadas las actividades de desmantelamiento y

restauración del emplazamiento, iniciándose el período de cumplimiento, establecido en diez años, como mínimo, 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. Transcurridos los diez años, al no haberse alcanzado completamente los parámetros previstos en la citada resolución, el emplazamiento continúa en período de cumplimiento.

Durante el año 2006 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.

Con objeto de disminuir la presencia de animales roedores en la cumbrera del dique, el titular presentó al Consejo de Seguridad Nuclear una serie de actuaciones, de implantación progresiva, que está siendo evaluada.

4.3.2.1. Efluentes radiactivos

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

4.3.2.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 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 2005, 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 70 muestras y se realizaron del orden de 650 análisis y 101 medidas de exhalación de radón.

En la tabla 4.3 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las muestras de agua superficial, elaborado a partir de los datos remitidos por la instalación. En esta tabla se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al límite inferior de detección y el valor medio del mismo.

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

4.3.3. Planta Lobo-G de tratamiento de minerales de uranio de La Haba

La Resolución de la Dirección General de la Energía de fecha 30 de enero de 1998 aprobó el inicio del período de cumplimiento, establecido en cinco años, y el *Programa de vigilancia y control* a aplicar durante dicho período.

El emplazamiento restaurado, exento de instalaciones, debidamente vallado y señalizado, quedó bajo la vigilancia de Enusa en las condiciones indicadas en la citada resolución.

Tras el informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear, la Orden del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de 2 de agosto de 2004 declaró la clausura del emplazamiento restaurado de la planta Lobo-G.

Tabla 4.3. Resultados PVRA. Agua superficial (Bq/m³). Fábrica de uranio de Andújar. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Alfa total	1,46 10 ² (3,59 10 ¹ - 2,65 10 ²)	8/8	1,09 10 ²
Beta total	3,33 10 ² (1,70 10 ² - 6,04 10 ²)	8/8	1,06 10 ²
Beta resto	1,93 10 ² (1,93 10 ² - 1,93 10 ²)	1/8	1,06 10 ²
Uranio total	9,32 10 ¹ (4,52 10 ¹ - 1,36 10 ²)	8/8	–
Th-230	4,01 10 ¹ (1,78 10 ¹ - 7,98 10 ¹)	8/8	6,88
Ra-226	6,27 (3,27 - 1,10 10 ¹)	7/8	2,43
Ra-228	< LID	0/8	8,37 10 ¹
Pb-210	8,14 (4,09 - 1,43 10 ¹)	3/8	2,82
Espectrometría α			
U-234	3,55 10 ¹ (2,70 10 ¹ - 6,40 10 ¹)	8/8	3,91
U-235	2,10 (2,10 - 2,10)	1/8	3,22
U-238	2,80 10 ¹ (1,70 10 ¹ - 5,00 10 ¹)	8/8	1,87

Durante el año 2006 se realizaron dos inspecciones al emplazamiento para la verificación de las condiciones impuestas en la declaración de clausura. No se encontraron desviaciones significativas respecto del programa establecido en ninguna de ellas.

4.3.3.1. Efluentes radiactivos

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

4.3.3.2. Vigilancia radiológica ambiental

Los programas de vigilancia radiológica ambiental que se llevan a cabo alrededor de las instalaciones se describen en el apartado 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 el último trimestre del año 2004 entró en vigor el programa de vigilancia radiológica a largo plazo una vez obtenida la autorización de clausura de la instalación, lo que supuso una modificación en el programa de muestreo y análisis, reduciéndose los tipos de muestras recogidas a agua superficial, exhalación de radón en el terreno y medidas de radiación directa.

En este apartado se presentan los resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental

realizado por la instalación en el año 2005, 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 42 muestras y se realizaron del orden de 52 análisis.

En las tablas 4.4 y 4.5 se presenta un resumen de los valores obtenidos en las muestras de exhalación de radón y agua superficial, elaborados a partir de los

datos remitidos por la instalación. En esta tabla se indica el valor medio anual y el rango de concentración de actividad para cada tipo de análisis efectuado, así como la fracción de valores superiores al LID y el valor medio del mismo. Se incluye, asimismo, el valor medio anual de tasa de dosis ambiental obtenido a partir de las lecturas de los dosímetros de termoluminiscencia, que incluye la contribución de la dosis asociada al fondo radiactivo de la zona.

Los resultados obtenidos fueron similares a los de períodos anteriores y no mostraron incidencia radiológica significativa para la población.

Tabla 4.4. Resultados PVRA. Aire. Planta Lobo-G. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Exhalación de radón (mBq/m ² .s)*	3,97 10 ² (2,23 10 ² - 5,51 10 ²)	4/4	–
TLD (mSv/año)	3,03 (1,14 - 8,03)	36/36	–

* Estaciones de seguimiento.

Tabla 4.5. Resultados PVRA. Agua superficial. Planta Lobo-G. Año 2005

Análisis	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Agua superficial (Bq/m ³)			
Alfa total	1,66 10 ² (1,28 10 ² - 2,03 10 ²)	2/2	6,83 10 ¹
Beta total	1,49 10 ² (9,82 10 ¹ - 1,99 10 ²)	2/2	4,94 10 ¹
Uranio total	9,41 10 ¹ (6,41 10 ¹ - 1,24 10 ²)	2/2	1,62 10 ¹
Th-230	8,04 10 ¹ (2,48 10 ¹ - 1,36 10 ²)	2/2	6,81
Ra-226	1,70 10 ¹ (1,30 10 ¹ - 2,09 10 ¹)	2/2	3,92
Pb-210	1,16 10 ¹ (1,06 10 ¹ - 1,26 10 ¹)	2/2	6,64

5. Transportes, equipos nucleares y radiactivos, y actividades no sometidas a la 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 2006.

5.1. Transportes

5.1.1. Principios reguladores y normativa

El transporte de material radiactivo está regulado en España por una serie de reglamentos relativos al transporte de materias peligrosas por carretera, ferrocarril y vía aérea, que remiten a acuerdos normativos internacionales, todos ellos basados en el Reglamento para el *Transporte seguro de materiales radiactivos* del Organismo Internacional de Energía

Atómica. En el transporte marítimo es de aplicación directa el código IMDG publicado por la Organización Marítima Internacional, con idéntica base normativa.

En todos ellos, la seguridad en el transporte descansa fundamentalmente en la seguridad del embalaje, tienen carácter secundario los controles operacionales durante el desarrollo de las expediciones. Desde este punto de vista, la reglamentación se centra en los requisitos de diseño de los embalajes y en las normas que ha de cumplir el expedidor de la mercancía, que es el que prepara el bulto (embalaje más su contenido) para el transporte.

La reglamentación establece un régimen de aprobaciones del diseño de bultos y de autorización y notificación de las expediciones, que serán necesarias o no en función del riesgo del contenido de los bultos que se transporten. En la tabla 5.1 se recoge un resumen de dichos requisitos en función del tipo de bulto que se transporte.

5.1.2. Actividades de licenciamiento

La mayoría de los transportes que se realizan en España corresponden a material radiactivo de aplicación en medicina y en investigación y, por su bajo riesgo, se realizan normalmente en bultos exceptuados o del tipo A.

El transporte de residuos radiactivos procedentes de las instalaciones nucleares y radiactivas con destino a El Cabril sólo precisa, en la mayoría de las ocasiones, de los bultos del tipo industrial.

Los bultos en los que se transportan los materiales fisiónables (fundamentalmente combustible no irradiado y óxido de uranio) y los de tipo B y C, en los que se transportan algunas fuentes de gran actividad, requieren aprobación de diseño. Por otra parte, como puede verse en la tabla 5.1 muy pocas expediciones precisan de autorización previa, destacando algunas de materiales fisiónables.

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
Excepcionados	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 en un vehículo o contenedor.

5.1.2.1. Aprobación de bultos

Actualmente la mayoría de las aprobaciones de bultos tienen forma de convalidaciones de certificados de aprobación de origen, tanto en el ámbito del material fisionable como en el de los bultos tipo B.

Por tanto, el proceso de evaluación del CSN descansa en el análisis de la aprobación otorgada por la autoridad reguladora del país de origen, poniendo especial atención en el estudio del riesgo de criticidad en bultos para materiales fisionables y en los procedimientos de uso y mantenimiento de todos los tipos de bultos.

En el año 2006, el CSN informó sobre 10 solicitudes de convalidación de certificados de aprobación de bultos de origen extranjero o de aprobación de bultos de origen español, que se recogen en la tabla 5.5.

5.1.2.2. Autorización de transportes

En el año 2006 el CSN informó sobre cuatro autorizaciones de transporte, que se recogen en la tabla 5.2, una de ellas de elementos combustibles no irradiados desde la fábrica de Juzbado a una central nuclear de Finlandia, dos sobre sendos transportes de óxido de uranio desde el Reino Unido y desde Estados Unidos de América hasta la fábrica de

Tabla 5.2. Informes sobre autorizaciones de transporte en el año 2006

Fecha del informe	Procedencia	Destino	Tipo de transporte
24/03/06	Enusa (Juzbado)	Finlandia	108 elementos combustibles no irradiados
4/05/06 (*)	Diversa	Ciemat o El Cabril	Pararrayos radiactivos en modelo de bulto GB/3673A/B(U)-85, bajo arreglos especiales
24/11/06	Reino Unido	Enusa (Juzbado)	350 t de uranio como óxido de uranio en polvo
1/12/06	Estados Unidos de América	Enusa (Juzbado)	6 t de uranio como óxido de uranio en polvo, bajo arreglos especiales

* Informe denegatorio.

elementos combustibles de Juzbado, la última en virtud de arreglos especiales, y un informe denegatorio en relación con una solicitud de Enresa para el transporte bajo arreglos especiales de pararrayos radiactivos en el bulto modelo 3673A.

Se hace notar que una sola autorización de transporte puede abarcar varias expediciones o envíos de las mismas características.

5.1.3. Control del transporte de material radiactivo

El control se ejerce a través de la inspección de una muestra significativa de las expediciones de mayor riesgo (transportes de material fisionable y de fuentes de alta actividad) y de mayor frecuencia. Asimismo, es objeto preferente de inspección el transporte de residuos efectuado por Enresa desde las instalaciones nucleares y radiactivas hasta El Cabril y los transportes de radiofármacos desde las instalaciones suministradoras. Además de inspecciones a expediciones concretas, se llevan a cabo inspecciones a la gestión global de las actividades de transporte en entidades que actúan como remitentes o transportistas o bien sobre un proceso concreto de dicha gestión.

En total a lo largo del año 2006 se realizaron 56 inspecciones específicamente relacionadas con el transporte: 16 por el propio CSN y 40 por los servicios que desempeñan las encomiendas de funciones en las comunidades autónomas. Además de estas inspecciones específicas sobre la actividad de transporte, se ha realizado el control de los requisitos aplicables al transporte de material radiactivo dentro de las inspecciones efectuadas a instalaciones radiactivas, que incluyen el transporte entre sus actividades.

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

Por su especial significación, en la tabla 5.3 se recogen los 51 envíos de material fisionable que tuvieron lugar en el año 2006. Además se destaca el transporte por parte de Enresa de residuos radiactivos a su instalación de El Cabril, con un total de 140 expediciones de residuos procedentes de las instalaciones nucleares, 52 procedentes de instalaciones radiactivas.

Tabla 5.3. Transportes de materiales fisionables efectuados en el año 2006

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
08/01/06	Reino Unido	Juzbado	12.486,934	kg OU
09/01/06	Juzbado	Almaraz	36	ECF
22/01/06	Reino Unido	Juzbado	12.529,088	kg OU
23/01/06	Juzbado	Almaraz	24	ECF
23/01/06	Juzbado	Estados Unidos de América	3.357,479	kg OU
30/01/06	Reino Unido	Juzbado	6.240,255	kg OU
06/02/06	Reino Unido	Juzbado	12.227,201	kg OU
13/02/06	Juzbado	Almaraz	8	ECF
17/02/06	Reino Unido	Juzbado	12.087,942	kg OU
01/03/06	Juzbado	Finlandia	116	ECF
06/03/06	Reino Unido	Juzbado	12.095,872	kg OU

Tabla 5.3. Transportes de materiales fisiónables efectuados en el año 2006 (continuación)

Fecha	Procedencia	Destino	Tipo de transporte	
			Cantidad	Unidad
17/03/06	Reino Unido	Juzbado	12.428,349	kg OU
03/04/06	Reino Unido	Juzbado	12.087,784	kg OU
10/04/06	Reino Unido	Juzbado	6.099,951	kg OU
20/04/06	Reino Unido	Juzbado	6.163,453	kg OU
24/04/06	Juzbado	Suecia	66	ECF
02/05/06	Reino Unido	Juzbado	12.364,691	kg OU
03/05/06	Juzbado	Francia	16	ECF
08/05/06	Juzbado	Suecia	66	ECF
14/05/06	Reino Unido	Juzbado	14.079,11	kg OU
15/05/06	Juzbado	Francia	12	ECF
15/05/06	Juzbado	Almaraz	28	ECF
17/05/06	Juzbado	Finlandia	108	ECF
22/05/06	Juzbado	Almaraz	16	ECF
29/05/06	Reino Unido	Juzbado	14.096,737	kg OU
29/05/06	Juzbado	Francia	16	BCF
30/05/06	Juzbado	Almaraz	24	ECF
05/06/06	Juzbado	Francia	12	ECF
12/06/06	Reino Unido	Juzbado	12.364,331	kg OU
12/06/06	Juzbado	Francia	24	ECF
16/06/06	Reino Unido	Juzbado	6.145,49	kg OU
19/06/06	Juzbado	Francia	8	ECF
03/07/06	Reino Unido	Juzbado	3.906,767	kg OU
08/07/06	Juzbado	Bélgica	20	ECF
17/07/06	Juzbado	Bélgica	20	ECF
26/07/06	Juzbado	Bélgica	20	ECF
27/07/06	Reino Unido	Juzbado	6.149,698	kg OU
07/08/06	Reino Unido	Juzbado	12.350,573	kg OU
28/08/06	Reino Unido	Juzbado	12.184,748	kg OU
11/09/06	Reino Unido	Juzbado	12.180,33	kg OU
25/09/06	Reino Unido	Juzbado	12.053,744	kg OU
09/10/06	Reino Unido	Juzbado	12.383,171	kg OU
24/10/06	Reino Unido	Juzbado	10.667,457	kg OU
06/11/06	Reino Unido	Juzbado	10.551,964	kg OU
13/11/06	Juzbado	Santa María de Garoña	112	ECF
20/11/06	Reino Unido	Juzbado	12.340,556	kg OU
27/11/06	Juzbado	Ascó	28	ECF
12/12/06	Juzbado	Ascó	40	ECF
14/12/06	Francia	Juzbado	3.001,155	kg OU
19/12/06	Reino Unido	Juzbado	12.295,566	kg OU
26/12/06	Reino Unido	Juzbado	12.217,77	kg OU

kg OU: kilogramos de uranio en forma de óxido. ECF: elementos combustible frescos (no irradiado). BCF: barras de combustible fresco (no irradiado)

5.1.4. Incidencias

Se han producido un total de seis sucesos en el transporte de material radiactivo en el año 2006, cuyo resumen se recoge en la tabla 5.4. En ninguno ha habido consecuencias radiológicas para las personas o el medio ambiente. El más importante fue el accidente de carretera sucedido el 12 de julio en la provincia de Málaga que afectó a un vehículo que transportaba 22 bultos radiactivos del tipo A y exceptuados, que portaban radionucleidos de aplicación médica. El vehículo chocó con un camión y en el impacto falleció el conductor. Parte de los bultos salieron fuera de la caja el vehículo y sufrieron diversos daños. A pesar de la dureza del accidente y aunque este tipo de bultos sólo se diseñan para soportar

condiciones normales de transporte (incluyen pequeñas incidencias, no accidentes graves) sólo se produjo una pequeña salida de material radiactivo desde uno de los bultos, que fue recogida totalmente en una pequeña muestra de tierra del terreno colindante a la carretera. Esta muestra de tierra con Tc-99 m, tras ser medida, quedó depositada en el laboratorio, en espera de poder ser eliminada como residuo convencional, una vez decaída. En el accidente participó el CSN en apoyo de la Guardia Civil de Tráfico y otros servicios de intervención inmediata, desplazando a la zona su Unidad de Intervención Radiológica y dos inspectores; asimismo, se solicitó el apoyo de los remitentes de los bultos radiactivos y de la empresa de transporte para su control y recogida.

Tabla 5.4. Incidencias en el transporte de material radiactivo durante el año 2006

Fecha	Procedencia	Destino	Expedidor	Transportista	Lugar del incidente	Descripción
17/01/06	Madrid	Bélgica	Nucliber	Iberia	Aeropuerto de Barajas (Madrid)	Caída de un bulto B(U) en las operaciones de carga en un avión. Sin riesgos radiológicos
3/03/06	Granada	Granada	SEINGO	SEINGO	Padul (Granada)	Robo de un bulto tipo A desde un vehículo. Posteriormente encontrado sin daños
11/03/06	Reino Unido	Venezuela	GE-Healthcare	Iberia	Aeropuerto de Barajas (Madrid)	Caída y aplastamiento de un bulto tipo A en las operaciones de carga/descarga en tránsito. Rotura del bulto sin salida de material radiactivo
17/05/06	Aldaya (Valencia)	Torreveja (Alicante)	Molypharma	Express Truck	km 13,200 de la A-7	Accidente de carretera, sin daños en el bulto tipo A transportado
12/07/06	Madrid	Diversos	Varios	Nacional Express	km 140 de la A-45 (Málaga)	Accidente de carretera de vehículo que portaba 22 bultos tipo A y exceptuados. Varios bultos dañados. Pequeña pérdida de material desde un bulto tipo A. Sin daños radiológicos
26/7/06	Aldaya (Valencia)	Benidorm (Alicante)	Molypharma	Express Truck	km 671 de la AP-7	Accidente de carretera, sin daños en el bulto tipo A transportado

5.1.5. Dosimetría personal

El número de trabajadores controlados durante el año 2006 fue de 82, a los que correspondió una dosis colectiva de 174 mSv.persona.

Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo de trabajadores resultó ser de 2,72 mSv/año, lo que supuso un porcentaje del 5,44% de la dosis anual máxima permitida en la reglamentación. Esta dosis, como en años anteriores, fue recibida fundamentalmente por los trabajadores del transporte de bultos con materiales radiofarmacéuticos (con destino a centros médicos). Estos materiales se suelen transportar en bultos pequeños que se cargan y descargan manualmente. Esta operativa, junto con el hecho de que son sólo dos empresas las que transportan la mayoría de estos bultos, hace que la dosis individual media de este sector sea mayor que en otros, si bien su dosis colectiva es comparativamente menor.

En el capítulo 6 se presenta un análisis más pormenorizado de la situación.

5.2. Fabricación de equipos radiactivos

De acuerdo al artículo 74 del *Reglamento sobre 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 2006 el CSN ha emitido cuatro informes relativos a la fabricación de equipos radiactivos:

- Dos informes sobre las solicitudes de autorización efectuadas por Varpe Control de peso SA, para la fabricación de tres modelos de equipos para inspección de envases

- Un informe sobre la solicitud de autorización efectuada por Siemens SA, para la fabricación de diversos modelos de equipos de radiodiagnóstico
- Un informe sobre la solicitud de autorización efectuada por Sedecal SA, para la fabricación de diversos modelos de equipos de radiodiagnóstico

5.3. Aprobación de tipo de equipos radiactivos

El *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* en su anexo II, define los requisitos para obtener la exención como instalación radiactiva de aparatos que incorporen sustancias radiactivas o sean generadores de radiaciones ionizantes mediante la aprobación de tipos de aparatos. La aprobación de tipo se concede a aparatos de muy bajo riesgo con dosis insignificantes en su exterior.

En el año 2006 el CSN emitió 27 informes: dos de archivo de expediente por documentación incompleta y 25 de aprobación para distintos tipos de equipos, cuyo detalle se recoge en la tabla 5.6.

En línea con lo ocurrido en los últimos años un número significativo de estas aprobaciones, siete, se han informado para equipos de inspección de bultos. La necesidad de identificar cada vez con mayor precisión, materiales y elementos de interés tales como explosivos, armas, drogas, etc., ha llevado a incorporar a los sistemas tradicionales nuevas tecnologías con mayor capacidad de detección.

Las demás aprobaciones informadas se refieren a equipos para inspección de circuitos impresos, inspección de envases para detectar posibles objetos extraños, equipos de fluorescencia de rayos x y como novedad este año se han informado cuatro aprobaciones de microtomógrafos para inspección de muestras o pequeños animales, etc.

Tabla 5.5. Informes de aprobación o convalidación de bultos de transporte en el año 2006

Identificación española	Denominación	Identificación país origen	Informe CSN
E/023/AF	RA-3	USA/4986/AF	17/01/06
E/119/AF-96	Traveller	USA/9297/AF-96	05/05/06
E/105/B(U)-96	Enresa-B-02	E/105/B(U)-96	29/06/06
E/092/AF-85	3516A	GB/3516A/AF-85	07/09/06
E/123/AF-96	TN-UO2	F/361/AF-96	06/10/06
E/124/IF-96	Cerca 01	F/373/IF-96	16/10/06
E/119/AF-96	Traveller	USA/9297/AF-96	20/11/06
E/102/IF-96	Embrace	S/50/IF-96	28/11/06
E/001/B(U)	ENI-202	E/001/B(U)	01/12/06
E/108/AF-85*	NPC	USA/9294/AF-85	01/12/06

* Informe sobre anulación de la solicitud

Sólo uno de los informes de aprobación, se refiere a un tipo de equipo provisto de fuente radiactiva con lo que en el año 2006 se confirma la tendencia de los últimos años de que las aprobaciones de tipo son en su mayor parte concedidas a equipos generadores de rayos X cuyos riesgos pueden ser controlados con un buen diseño y un adecuado mantenimiento que garantice que se mantienen las condiciones de la aprobación.

5.4. Actividades en instalaciones no reguladas

5.4.1. 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 ministerial, previo informe del CSN,

dado que Enresa está facultada únicamente a retirar residuos radiactivos procedentes de instalaciones nucleares o radiactivas autorizadas. Este trámite permite aflorar estas situaciones anómalas e investigar el orden y vicisitudes de los materiales radiactivos no incluidos en los inventarios de estas instalaciones.

Durante el año 2006 el CSN elaboró informes para 21 transferencias a Enresa de diversos materiales y fuentes radiactivas. En 12 de estos casos la empresa o entidad solicitante no disponía de instalación radiactiva y el resto de los solicitantes eran titulares de instalaciones. La encomienda del País Vasco elaboró uno de los informes.

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 2006 el CSN no informó ninguna retirada.

Tabla 5.6. Informes sobre aprobaciones de tipo de aparatos radiactivos en 2006

Aparato radiactivo	Importador o fabricante	Campo de aplicación	Tipo de equipo	Fecha del informe
X-Tek, modelo Revolution	Propelec, SA	ICE	GRX	20/01/06
Varpe Retina-Static, modelo Retina-Static 2000	Varpe Control de Peso, SA	IE	GRX	24/01/06
Varpe Retina-Matic, modelo Retina-Matic 2000	Varpe Control de Peso, SA	IE	GRX	24/01/06
Hi-Scan, modelo 5030	Telecomunicación, Electrónica y Conmutación, SA (Tecosa)	ERXIB	GRX	07/02/06
Oxford Instruments Analytica OY Modelos: Courier 10 Sxt y Metorex C100	Kemia, SL	EFRX	GRX	06/03/06
Varpe, Serie Retina-Matic, modelo X3	Varpe Control de Peso, SA	IE	GRX	22/03/06
Sikora, modelo X-Ray 2000	Sikora, AG	ICE	GRX	22/03/06
Sikora, modelo X-Play 8000	Sikora, AG	ICE	GRX	22/03/06
Raytec Vision, modelo Scanvison Trolley-X	Procesos y Embalajes Cano, SL	ERXIB	GRX	22/03/06
Astrophysics, modelo XIS 5335	Target Tecnología, SA	ERXIB	GRX	12/05/06
Faxitron, modelos MX-20 y MX-20 Digital	Grupo Taper, SA	T	GRX	12/05/06
Foss Analytical, modelos Meatmaster 780 y Meatmaster 780-S	Foss Electric España, SA	IA	GRX	12/05/06
Gilardoni, serie Fep Me, modelo Cargo	Halcón Ibérica, SA	ERXIB	GRX	26/05/06
Varpe Retina-Matic, modelo Retina Matic 2000	Varpe Control de Peso, SA	IE	GRX	20/07/06
X-Tek, modelo Compact	Propelec, SA	ICE	GRX	20/07/06
X-Tek, modelo Linx	Propelec, SA	ICE	GRX	20/07/06
X-Tek, modelo Hmx	Propelec, SA	ICE	GRX	20/07/06
Smiths Heimann GmbH, modelo Hi-Scan 10080 Edx	Tecosa	ERXIB	GRX	05/10/06
Skyscan N.V., modelo 1076	Izasa, SA	T	GRX	02/11/06
Skyscan N.V., modelo 1172	Izasa, SA	T	GRX	02/11/06
Skyscan N.V. modelo 1178	Izasa, SA	T	GRX	02/11/06
Viscom, modelo X8011-16	I.M.S. Electrónica, SL	ICE	GRX	02/11/06
Dräger Safety AG, modelo Dräger Multi IMS	Dräger Safety Hispania	DG	FE	21/11/06
Smiths Heimann, modelo Hi-Scann 10080 Edtx	Tecosa	ERXIB	GRX	21/12/06
Panalytical, serie Axios, modelos Pw 4400/24, Pw 4400/30 y Pw 4400/40	Panalytical, B.V.	EFRX	GRX	21/12/06

Campo de aplicación:

GRX: Generador de rayos X. FE: Fuente encapsulada.

Tipo de equipo:

ICE: Inspección de circuitos electrónicos. IE: Inspección de envases. ERXIB: Equipo para inspección de bultos y equipajes. EFRX: Espectrómetro por fluorescencia de rayos X. T: Tomografía. IA: Inspección de alimentos. DG: Detector de gases.

5.4.2. Retiradas de material radiactivo detectados en los materiales metálicos

El 2 de noviembre de 1999 el entonces Ministerio de Industria y Energía, el Ministerio de Fomento, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa), la Unión de Empresas Siderúrgicas (Unesid) y la Federación Española de la Recuperación (FER), firmaron el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos*, al que posteriormente se adhirieron en el año 2000 la Federación Minerometalúrgica de Comisiones Obreras y la Federación Estatal del Metal, Construcción y Afines de la Unión General de Trabajadores, en el año 2002 la Asociación Española de Refinadores de Aluminio, la Unión Nacional de Industrias del Cobre y la Unión de Industrias del Plomo, y más recientemente en noviembre de 2003, la Federación Española de Asociaciones de Fundidores.

El 1 de enero de 2005 entró en vigor una modificación del *Anexo Técnico del Protocolo*, con el fin de incorporar la experiencia adquirida durante su puesta en práctica.

El Protocolo constituye el marco de referencia para la vigilancia radiológica de los metales destinados al reciclado en España, y en él se establecen una serie de compromisos y actuaciones a realizar por cada una de las partes firmantes, con objeto de garantizar la vigilancia radiológica de los materiales metálicos y la gestión de los materiales radiactivos que sean detectados o que se puedan generar como consecuencia de un accidente.

La experiencia ha permitido comprobar la utilidad del Protocolo como herramienta, no sólo para detectar el material radiactivo que pueda estar presente entre las chatarras que se reciclan, previniendo los consiguientes riesgos que esto supone,

sino para lograr que, aún en el caso de que se produzca la fusión de una fuente radiactiva, se evite que la contaminación se extienda al exterior de la instalación. Así mismo, el hecho de contar con unos procedimientos de actuación previamente establecidos, permite el inicio automático de las actuaciones, una mejor coordinación entre las entidades implicadas, y una reducción de los residuos radiactivos a gestionar y del plazo de recuperación de la planta.

Al finalizar el año 2006, el número de instalaciones adscritas al Protocolo era de 120. En la tabla 5.7 figura un listado de las instalaciones adscritas a fecha 31 de diciembre de 2006.

Como resultado de la aplicación del Protocolo, durante el año 2006 se comunicó al CSN en 203 ocasiones la detección de radiactividad en los materiales metálicos. Las fuentes radiactivas detectadas, indicadores con pintura radioluminiscente, detectores iónicos de humos, pararrayos radiactivos, piezas de uranio, productos con radio y torio, y piezas con contaminación artificial fueron transferidas a Enresa para su gestión como residuo radiactivo.

5.4.3. Instalaciones afectadas por el incidente de fusión de una fuente de cesio-137 ocurrido en la planta de producción de acero de Acerinox

En informes anuales anteriores se han presentado en detalle las actuaciones derivadas de la fusión de una fuente de cesio-137 ocurrida el 30 de mayo de 1998.

Durante el año 2006, se ha realizado el seguimiento del programa de vigilancia radiológica implantado en el Centro de Recuperación de Inertes (CRI-9), ubicado en las Marismas de Mendaña, provincia de Huelva.

Tabla 5.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos*

Instalación	Número de registro	Actividad
Aceralía Largos Perfiles Bergara, SA	IVR-001	Siderúrgica
Aceralía Largos Perfiles Madrid, SL	IVR-002	Siderúrgica
Aceralía Largos Perfiles Olaberría, SL	IVR-003	Siderúrgica
Arcelor Laminados Zaragoza	IVR-004	Siderúrgica
Aceros Inoxidables Olarra, SA	IVR-005	Siderúrgica
Arcelor Alabrón Zumárraga, SA	IVR-006	Siderúrgica
GSB Acero, SA	IVR-007	Siderúrgica
Siderúrgica Sevillana, SA	IVR-008	Siderúrgica
Nervacero, SA	IVR-009	Siderúrgica
Acería Compacta de Bizkaia, SL	IVR-010	Siderúrgica
Acería de Álava, SA	IVR-011	Siderúrgica
Megasa Siderúrgica, SL	IVR-012	Siderúrgica
Global Steel Wire, SA	IVR-013	Siderúrgica
Sidenor Industrial, SL Fábrica de Reinoso	IVR-014	Siderúrgica
Sidenor Industrial, SL Fábrica de Basauri	IVR-015	Siderúrgica
Servicios y Reciclajes Ribadeo, SL	IVR-016	Recuperación
Recuperación de Metales Industriales, SA (Remaisa)	IVR-017	Recuperación
Reciclaje y Fragmentación, SL (Reyfra)	IVR-018	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Valencia)	IVR-019	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Alicante)	IVR-020	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Pontevedra)	IVR-021	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Sevilla)	IVR-022	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Madrid)	IVR-023	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Lérida)	IVR-024	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Barcelona)	IVR-025	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Vitoria)	IVR-026	Recuperación
Lajo y Rodríguez, SA (Valladolid)	IVR-027	Recuperación
Hierros y Metales Díez, SL	IVR-028	Recuperación
Daniel González Riestra, SL	IVR-029	Recuperación
Hierros y Metales Blasco, SL	IVR-030	Recuperación
Viuda de Benito López, SL	IVR-031	Recuperación
Recuperaciones Férricas de Araia, SA	IVR-032	Recuperación
Ferimet, SL	IVR-033	Recuperación
Aceralía Corporación, SA (Factoría de Avilés)	IVR-034	Siderúrgica
Aceralía Corporación, SA (Factoría de Gijón)	IVR-035	Siderúrgica
Almacén de Materias Primas, SA	IVR-036	Recuperación
José Jareño, SA	IVR-037	Recuperación
Deydesa 2000, SL	IVR-038	Recuperación
Chatarras Iruña, SA	IVR-039	Recuperación
Tubos Reunidos, SA	IVR-040	Siderúrgica

Tabla 5.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos* (continuación)

Instalación	Número de registro	Actividad
Aceralía Redondos Azpeitia, SA	IVR-041	Siderúrgica
Compañía Española de Laminación (Celsa)	IVR-042	Siderúrgica
Aceralía Redondos Getafe, SL	IVR-043	Siderúrgica
A.G. Siderúrgica Balboa, SA	IVR-044	Siderúrgica
Productos Tubulares, SA	IVR-045	Siderúrgica
Recuperadora Canaria de Chatarra y Metales, SL	IVR-046	Recuperación
Hierros Bayón, SL	IVR-047	Recuperación
Clasificadora y Seleccionadora de Metales, SA	IVR-048	Recuperación
Inoxtrade, SA	IVR-049	Recuperación
Hierros Fernández, C.B.	IVR-050	Recuperación
Alcoa Transformación, SA	IVR-051	Fundición
Félix Castro, SA	IVR-052	Recuperación
Construcciones y Auxiliar de Ferrocarriles, SA	IVR-053	Siderúrgica
Hierros Foro, SL	IVR-054	Recuperación
Jesús Santos, SA	IVR-055	Recuperación
Recicas, SL	IVR-056	Recuperación
Hierros Fuentes, SA	IVR-057	Recuperación
Luis, Emilio y Elías Díez Hernández, CB	IVR-058	Recuperación
Metales Vela, SL	IVR-059	Recuperación
Antonio Vela, SL	IVR-060	Recuperación
Reciclajes Salamanca, SL	IVR-061	Recuperación
Gerepal Alipio Antolín SL	IVR-062	Recuperación
Acerinox, SA	IVR-063	Siderúrgica
Almacenes Revilla, SL	IVR-064	Recuperación
Bellver Pla, SL	IVR-065	Recuperación
Alcoa Transformación de Productos, SL	IVR-066	Fundición
Mena Recycling, SL	IVR-067	Recuperación
Noelia Villalba González Recuperación de Metales	IVR-068	Recuperación
Santos Bartolomé, SA	IVR-069	Recuperación
Viuda de Lauro Clariana, SL (Castellbisbal)	IVR-070	Recuperación
Francisco Mata, SA (Lourerio - San Pedro de Visma - A Coruña)	IVR-071	Recuperación
Francisco Mata, SA (Carretera de Cedeira, 122 - Freixeiro - Narón)	IVR-072	Recuperación
Francisco Mata, SA (Monte Cortigueiro - Bens - A Coruña)	IVR-073	Recuperación
Reydesa Recycling, SA	IVR-074	Recuperación
Desguaces Montero, SL	IVR-075	Recuperación
Hirumet, SL	IVR-076	Recuperación
Metales de Navarra, SA	IVR-077	Recuperación
Hierros Servando Fernández, SL	IVR-078	Recuperación
Reinoxmetal, SA	IVR-079	Recuperación
Reinoxmetal 2002, SL	IVR-080	Recuperación

Tabla 5.7. Registro de instalaciones en las que se aplica el *Protocolo de colaboración sobre la vigilancia radiológica de los materiales metálicos* (continuación)

Instalación	Número de registro	Actividad
Saint-Gobain Canalización, SA	IVR-081	Fundición
Grupo de Blas (Recupapel, SL)	IVR-082	Recuperación
Prosinor, SL	IVR-083	Recuperación
Recuperaciones Nieto, SL	IVR-084	Recuperación
Triturados Férricos, SL	IVR-085	Recuperación
Viuda de Lauro Clariana, SL (Molins de Rei)	IVR-086	Recuperación
Hierros Cabezón, SL	IVR-087	Recuperación
Francisco Alberich, SA	IVR-088	Recuperación
Pedro José Esnaola, SL	IVR-089	Recuperación
Ecogironina de Deposists, SL	IVR-090	Recuperación
Hierros Gil Alfonso, SA	IVR-091	Recuperación
Recuperaciones Hnos. Oliva García, SL	IVR-092	Recuperación
Recuperaciones Hispalenses, SL	IVR-093	Recuperación
Samper Refeinsa Galicia, SL	IVR-094	Recuperación
Chatarras Fuentes, SL	IVR-095	Recuperación
Compañía Fragmentadota Valenciana, SA	IVR-096	Recuperación
Hierros y Desguaces, SA	IVR-097	Recuperación
Fernando Cosano Cordero, SL	IVR-098	Recuperación
JAP-2 Recuperaciones, SL	IVR-099	Recuperación
Fragnor, SL	IVR-100	Recuperación
Metalimpex Ibérica, SA	IVR-101	Recuperación
Ibermad, Medio Ambiente y Desarrollo, SL	IVR-102	Recuperación
Chatarrería y Desguace Antonio Berrio, SL	IVR-103	Recuperación
Recuperaciones Riojanas, SA	IVR-104	Recuperación
Eco-Ceuta, SL	IVR-105	Recuperación
Recuperación Materiales Diversos, SA	IVR-106	Recuperación
Rufino Tejada, SL	IVR-107	Recuperación
Fundiciones Urbina, SA	IVR-108	Fundición
Vidaurre Hermanos, SA	IVR-109	Recuperación
Reciclajes Ecocas, SL	IVR-110	Recuperación
Fundiciones San Eloy, SA	IVR-111	Fundición
Recuperaciones de Miguel, SL	IVR-112	Recuperación
Inoxidable Ribereños, SL	IVR-113	Recuperación
Aluminio Catalán, SL	IVR-114	Fundición
Gescrap Navarra, SL	IVR-115	Recuperación
Gescrap Sur, SL	IVR-116	Recuperación
Reimasa, SL	IVR-117	Recuperación
Refeinsa Cataluña, SL	IVR-118	Recuperación
Gescrap Centro, SL	IVR-119	Recuperación
Recuperaciones Colomer, SL	IVR-120	Recuperación

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

6.1. Control radiológico de los trabajadores expuestos

6.1.1. Prevención de la exposición

En el artículo 6 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 expuestos a radiaciones ionizantes deben mantenerse tan bajas como razonablemente sea posible, y siempre por debajo de los límites de dosis establecidos en dicha legislación.*

La aplicación de este principio requiere, entre otros muchos aspectos, prestar una especial atención a todas y cada una de las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- La evaluación (previa a su puesta en práctica) del riesgo radiológico asociado a toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes.
- La clasificación radiológica de los trabajadores involucrados en función del riesgo radiológico inherente al trabajo a desarrollar como parte de esa actividad.
- La clasificación radiológica de los lugares de trabajo en función de los niveles de radiación y de contaminación previsibles como consecuencia de esa actividad.
- La aplicación de normas y medidas de control adecuadas a las distintas categorías de trabajadores 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 de Seguridad Nuclear como paso previo a su primera entrada en vigor. Dicha apreciación favorable también se requiere para las revisiones de todos aquellos 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 constituye una de las herramientas básicas del CSN a la hora de garantizar la protección radiológica de los trabajadores expuestos. Tanto en dichas evaluaciones como en las inspecciones que, en relación con esta temática, se llevan a cabo por el CSN, se presta una especial atención a los trabajos, procedimientos, métodos, esfuerzos y recursos orientados hacia la prevención de las exposiciones ocupacionales de forma que, dentro de lo razonablemente posible, se minimice el riesgo inherente a dichas exposiciones.

6.1.2. Servicios de dosimetría personal

Entre las funciones asignadas al CSN, en el apartado g) del artículo 2 de la Disposición Adicional Primera de la *Ley 14/99 de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, se encuentra 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 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 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*. En él se establece que la dosimetría individual debe ser efectuada por los servicios de dosimetría personal expresamente autorizados por el CSN (artículo 27.2).

En cumplimiento de esta función, el CSN estableció en la guía de seguridad 7.1 (*Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal individual*), los requisitos técnicos y administrativos que deben satisfacer aquellas entidades que deseen disponer de una autorización oficial como servicios de dosimetría personal. El CSN estableció, asimismo, los ensayos necesarios para acreditar el adecuado funcionamiento de los sistemas dosimétricos, y los criterios de aceptación a ellos asociados.

En el proceso de autorización de los servicios de dosimetría personal, el CSN ha prestado especial atención a todos los aspectos relacionados con la salvaguardia y la fiabilidad de la información dosimétrica, y así:

- Exige que, con objeto de evitar manipulaciones o errores humanos, los sistemas dosimétricos dispongan de un alto grado de automatismo durante todo el proceso de lectura de dosímetros y de asignación de dosis.
- Impone requisitos especialmente estrictos en relación con el registro y archivo de cuanta 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 por 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. La ejecución de ejercicios de intercomparación en el ámbito de la dosimetría interna requiere como elemento de intercomparación un maniquí antropomórfico que simula el organismo humano. Dicho maniquí se rellena con una mezcla de varios radionucleidos, en concentración conocida para el CSN y cuya actividad debe ser reportada por los servicios de dosimetría personal interna participantes en el ejercicio.

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 relación con esta sistemática establecida por el CSN, en el año 2006 se ha llevado a cabo la cuarta

campana de intercomparación entre servicios de dosimetría personal externa, cuyos resultados están siendo valorados para posteriormente requerir actuaciones a los servicios de dosimetría participantes en función de los mismos.

6.1.3. Banco dosimétrico nacional

Las disposiciones reglamentarias establecidas en el artículo 34 del *Reglamento de Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, de fecha 6 de julio de 2001, establecen que a todo trabajador 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 período 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 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 2006, hay registros por un total de aproximadamente 12.550.000 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 249.000 trabajadores y a unas 42.500 instalaciones. Cada una de esas mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de actividad 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 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 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.
- El European Study of Occupational Exposure (ESOREX) que, impulsado por la Dirección General XI de la Comisión Europea con el objetivo de armonizar los diferentes sistemas de control y registro de las dosis de los trabajadores expuestos de cada uno de los Estados miembros,

viene solicitando datos dosimétricos de distintos sectores de trabajo con cierta frecuencia.

6.1.4. Carné radiológico

En 1986, el CSN acordó el establecimiento en España de un carné radiológico para los trabajadores 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 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, y 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 las 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, IS-01 por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/97. En esta instrucción se incluye el nuevo formato de carné radiológico en respuesta a los requisitos derivados del mencionado Real Decreto.

A lo largo del año 2006 el CSN ha distribuido un total de 3.393 carnés radiológicos destinados a los trabajadores de un total de 151 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), están 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 2006

Se exponen a continuación los resultados del control dosimétrico de los trabajadores expuestos en España a lo largo del año 2006. Cabe resaltar que la información dosimétrica específica de cada instalación se ha incluido en capítulos anteriores de este informe dentro del apartado correspondiente.

El número de personas expuestas a radiaciones ionizantes controladas dosimétricamente en España en el año 2006 ascendió a 94.345¹. La dosis colectiva correspondiente al conjunto de trabajadores que recambiaron de manera adecuada sus dosímetros fue de 25.385 mSv.persona, valor éste que supuso un 48% del valor de la dosis colectiva total (52.340 mSv.persona) en la que se contabilizan las asignaciones de dosis administrativas realizadas por los servicios de dosimetría externa para dar cumplimiento a lo establecido por el CSN.

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 0,73 mSv/año.

En la figura 6.1 se muestra la distribución de las dosis de las personas expuestas en España en el año 2006. El buen ajuste de dichos datos a una recta demuestra que la distribución de dosis se ajusta a una función del tipo logarítmico-normal. Esta situación es coherente con la experiencia internacional que existe al respecto; de hecho la Comisión

Internacional de Protección Radiológica, cuando propuso los actuales límites de dosis, tuvo en cuenta la realidad práctica de que las dosis en grandes grupos de trabajadores se distribuyen con arreglo a una función de estas características.

Como hecho destacable cabe mencionar que, aunque para el personal expuesto el valor máximo reglamentario de dosis efectiva en cualquier año oficial es de 50 mSv:

- Un 99,52% de los trabajadores controlados dosimétricamente (93.888) recibió dosis inferiores a 6 mSv/año.
- Un 99,98% de los trabajadores controlados dosimétricamente (94.326) recibió dosis inferiores a 20 mSv/año.

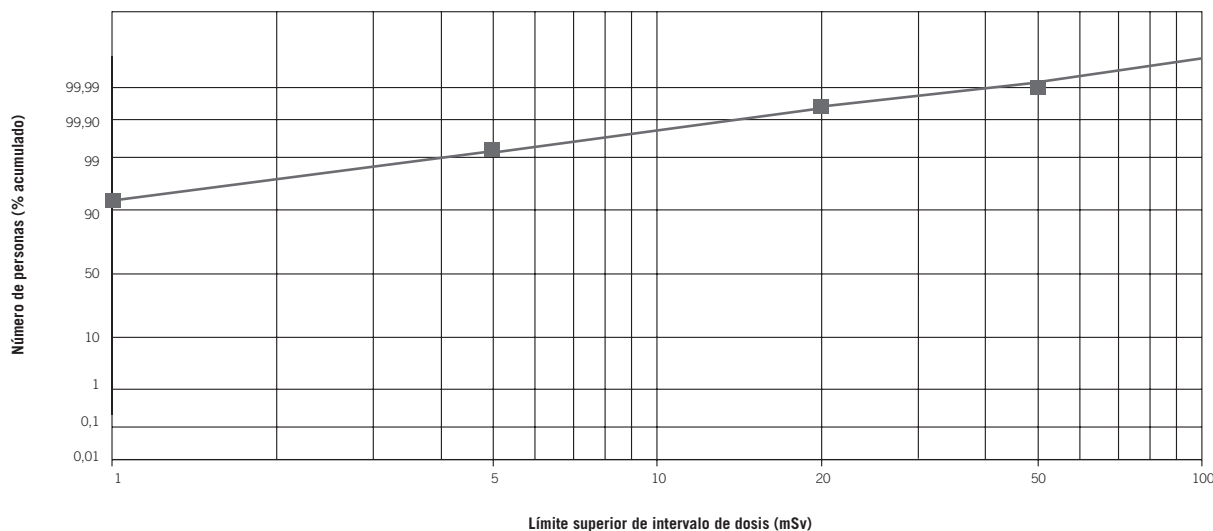
Esta distribución pone de manifiesto la buena tendencia de las instalaciones nucleares y radiactivas de nuestro país en relación al cumplimiento de los límites de dosis (100 mSv durante cinco años) establecidos en el *Reglamento de Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*.

Durante el año 2006 se produjeron tres casos (un 0,003% del total) de trabajadores, uno en instalaciones industriales y dos en instalaciones médicas, que han superado el límite anual de dosis establecido en la legislación, como resultado de las lecturas de los dosímetros que portaban.

Si se consideran las asignaciones de dosis administrativas como consecuencia de incidencias dosimétricas, tales como un recambio inadecuado del dosímetro, durante el año 2006 hubo un total de 82 trabajadores (0,09% del total) que superaron alguno de los límites establecidos en la legislación vigente, de los cuales 81 correspondieron a trabajadores de instalaciones radiactivas médicas y el caso restante correspondió a un trabajador de una instalación industrial, el mayor porcentaje de estas situaciones se concentró en instalaciones

¹ Dado que los datos dosimétricos se han extraído del Banco Dosimétrico Nacional, el número global de trabajadores expuestos en el país no coincide con la suma de los trabajadores de cada uno de los sectores informados ya que puede ocurrir que haya trabajadores empleados en distintos sectores a lo largo del año.

Figura 6.1. Distribución de las dosis de las personas expuestas en España durante el año 2006



de odontología (62 trabajadores). El CSN ha requerido a los titulares de estas instalaciones las actuaciones necesarias para la adecuada gestión dosimétrica.

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 presentan 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 expuestos corresponde a las instalaciones radiactivas médicas a las que corresponde un valor de 18.475 mSv.persona que representa un 42% de la dosis colectiva total (43.982 mSv.persona) incluyendo las dosis administrativas. Siendo estas instalaciones, también, las más representativas en cuanto al número de trabajadores (75.458 personas, un 79,98% del total).

- Dentro del sector de instalaciones radiactivas, los valores inferiores de dosis individual media se registran en el sector de las instalaciones de investigación (0,35 mSv/año).
- 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 media por tipo de reactor y año correspondiente a las centrales nucleares españolas y se compara con los valores registrados en el ámbito internacional².

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

- a) Reactores de agua a presión PWR:
 - Durante el trienio 2004-2006 se mantiene la tendencia decreciente de la dosis media

² Los datos internacionales publicados por el Sistema Internacional de Información sobre Exposiciones Ocupacionales (ISOE- Information System on Occupational Exposure) abarcan hasta el año 2006.

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	6.449	3.457	1,26
Instalaciones del ciclo de combustible, de almacenamiento de residuos y centros de investigación (Ciemat)	1.182	52	0,38
Instalaciones radiactivas			
Médicas	75.458	18.574	0,66
Industriales	6.858	2.684	0,94
Investigación	4.734	444	0,35
Instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura	5	0	0
Transporte	82	174	2,72

colectiva por reactor que se venía observando en años anteriores en este tipo de reactores. Durante el año 2006 se efectuaron paradas de recarga en las centrales nucleares de Almaraz, unidades I y II, Ascó unidad I y Trillo.

- Asimismo, las centrales nucleares españolas de esta tecnología siguen mostrando valores de dosis ocupacionales inferiores a los presentados por centrales de los países de nuestro entorno tecnológico.

b) Reactores de agua en ebullición BWR:

- Considerando las dosis medias colectivas trienales por reactor del período 2004-2006, se observa que han disminuido considerablemente respecto al trienio anterior. Durante el año 2006 no se efectuaron paradas de recarga en ninguna de las dos centrales de esta tecnología, circunstancia ésta que favorece la disminución del cómputo de las dosis colectivas medias de los tres últimos años.

– Las dosis ocupacionales en los reactores tipo BWR, siguen manteniéndose superiores a las registradas en Europa pero, no obstante, se mantienen en valores similares a los obtenidos, en este mismo tipo de reactores, en EEUU país de referencia para las centrales españolas de esta tecnología.

- La dosis individual media correspondiente a los trabajadores expuestos implicados en actividades de transporte (2,72 mSv/año) presenta un valor similar al obtenido el año anterior. Sigue manteniéndose la dosis colectiva en las empresas que realizan más transportes.

En este sector las dosis se concentran en el transporte de material radiofarmacéutico. Debido a que estos materiales se transportan en bultos pequeños que se cargan y descargan manualmente ya que son muy pocas las empresas que realizan estos transportes, la dosis individual media relativa del sector es alta, pero muy por debajo de los límites para trabajadores expuestos. En cuanto a la dosis colectiva es muy pequeña respecto a la de otros sectores.

Figura 6.2. Dosis colectiva y número de trabajadores expuestos por sectores. Año 2006

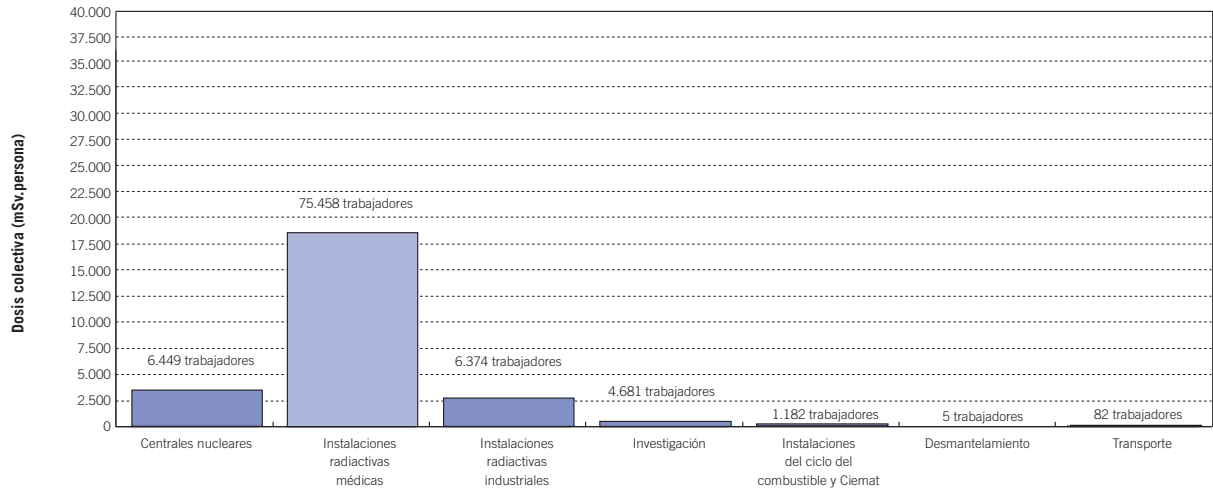


Figura 6.3. Dosis individual media por sectores. Año 2006

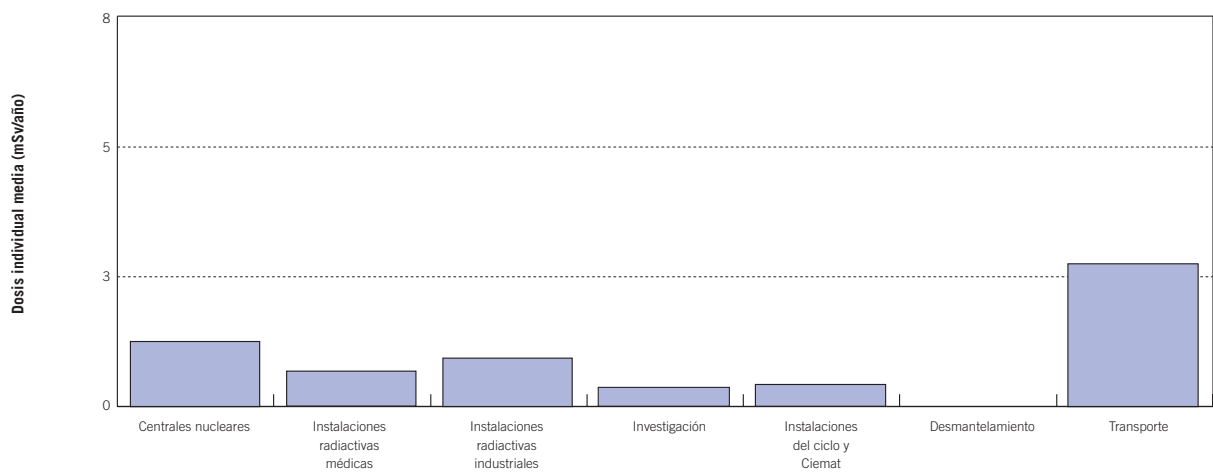
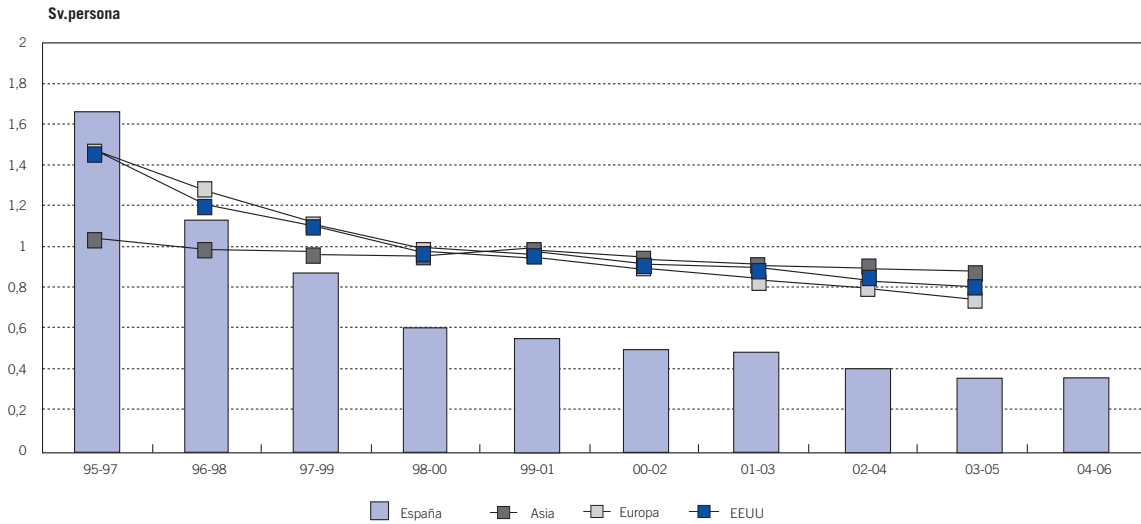
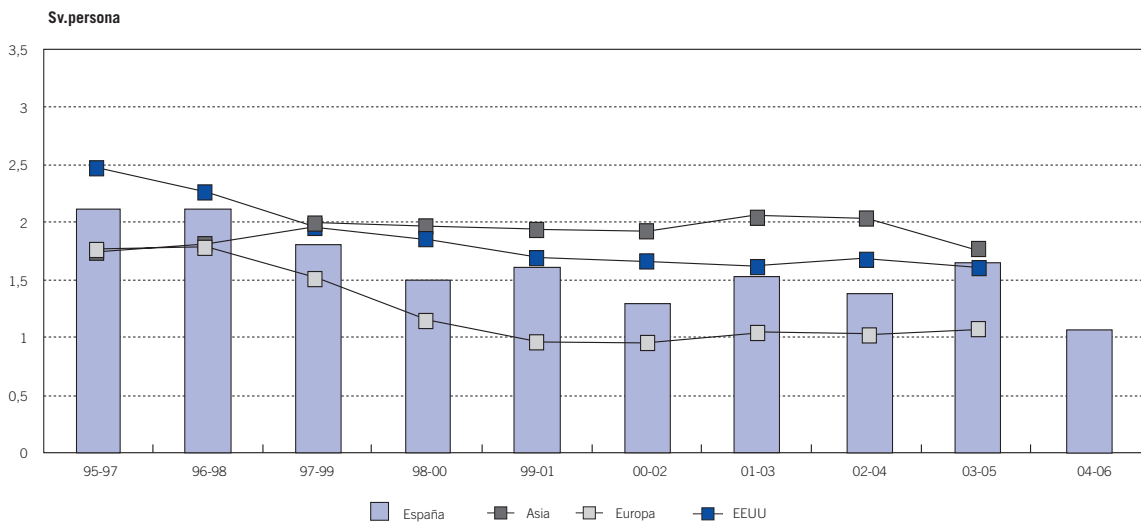


Figura 6.4a. Dosis colectiva media trienal por reactor para reactores de tipo PWR. Comparación internacional



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

Figura 6.4b. Dosis colectiva media trienal por reactor para reactores de tipo BWR. Comparación internacional



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

El CSN viene realizando un especial seguimiento de este asunto en las empresas de transporte de material radiactivo con dosis individuales más altas, a las que se les ha requerido análisis de dosis/tarea específicos y la definición de niveles de investigación e intervención. Asimismo, se han evaluado los programas de protección radiológica de las empresas que transportan mayor cantidad de bultos radiactivos, tanto por vía terrestre como aérea.

6.2. Control de vertidos y vigilancia radiológica ambiental

Entre las funciones asignadas al CSN en el artículo 2º apartado g) de la disposición adicional primera de la Ley 14/1999 de 4 de mayo, *Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, se encuentran: controlar las medidas de protección radiológica del público y del medio ambiente, controlar y vigilar las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa, en las zonas de influencia de estas instalaciones y estimar su impacto radiológico; controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente en todo el territorio nacional, en cumplimiento de las obligaciones internacionales del Estado español en esta materia y colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de la zona de influencia de las instalaciones.

Por otra parte, el Tratado Euratom establece en sus artículos 35 y 36 que cada estado miembro debe disponer de las instalaciones necesarias para controlar la radiactividad ambiental y comunicar regularmente la información relativa a estos controles a la Comisión de la Unión Europea.

En este apartado se describen las actividades llevadas a cabo por el CSN durante el año 2006 en cumplimiento de estas funciones.

Las instalaciones susceptibles de producir vertidos radiactivos significativos están sometidas a autorizaciones administrativas. El CSN en cumplimiento de su función reguladora establece, durante este proceso, los sistemas de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de las instalaciones y los requisitos que deben cumplir los programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA), para dar cumplimiento a lo requerido en los títulos IV y V del *Reglamento de Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*. Los titulares de las instalaciones son los responsables de aplicar dichos programas de vigilancia, que deben ser adecuados a las características de cada instalación y de su entorno. El CSN verifica su cumplimiento mediante la evaluación de los resultados, la realización de inspecciones periódicas y la realización de programas de control independiente, bien de modo directo o mediante encomiendas a las comunidades autónomas.

En el resto del territorio nacional, el CSN ha establecido y mantiene operativa, en colaboración con otras instituciones, una red de vigilancia radiológica ambiental de ámbito nacional (Revira) para vigilar y mantener la calidad radiológica del medio ambiente. Esta red de vigilancia nacional no asociada a instalaciones, que gestiona el CSN, está constituida por:

- La Red de Estaciones de Muestreo (REM), donde la vigilancia se realiza mediante programas de muestreo y análisis que incluyen programas de vigilancia del medio acuático (aguas continentales y costeras) y programas de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre, llevados a cabo por diferentes laboratorios.
- La Red de Estaciones Automáticas (REA) de medida en continuo, que facilita datos en tiempo real de los valores de concentración de actividad en la atmósfera así como de los niveles de radiación ambiental en distintas zonas del país.

El CSN informa regularmente a la Unión Europea de los resultados de estos programas, remitiendo los datos obtenidos, en soporte informático, a la Dirección General de Medio Ambiente de la Comisión Europea.

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 2006 y se presentan los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental correspondientes al año 2005. 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 años noventa, se requiere el establecimiento de un programa para controlar los efluentes radiactivos y para mantener las dosis al público debidas a los mismos, tan bajas como sea posible y siempre inferiores a los valores del RPSRI que, tras la transposición de la Directiva 96/29/Euratom de la Unión Europea, son:

1. Un límite de dosis efectiva de 1 mSv por año oficial.
2. Un límite de dosis equivalente para la piel de 50 mSv por año oficial.

Estos límites aplican a la suma de las dosis por exposición externa e interna resultante de la incorporación de radionucleidos durante el período considerado.

El *Programa de control de efluentes radiactivos* (Procer) se define en las especificaciones técnicas de funcionamiento y se desarrolla en detalle en el Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE). El MCDE es un documento oficial de explotación que recoge los requisitos de control y vigilancia de los efluentes y de la vigilancia radiológica ambiental. En lo relativo a los efluentes radiactivos incluye, además del Procer, una descripción de las principales vías de vertido, la instrumentación de vigilancia de la radiación, la metodología y parámetros necesarios para la estimación de las dosis al público debidas a los vertidos y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación de todos los requisitos establecidos. El Procer contiene, además de la limitación de vertidos, las acciones a tomar cuando se excedan los límites y condiciones establecidos en el mismo, y los procedimientos necesarios para su adecuada implantación. En este programa se establece:

- La instrumentación de la vigilancia de los efluentes radiactivos junto con sus condiciones de

operabilidad, programa de pruebas y los puntos de tarado de los monitores, calculados de acuerdo a la metodología establecida en el MCDE.

- Los límites instantáneos de concentración de material radiactivo liberado en los efluentes líquidos, derivados a partir de una dosis efectiva correspondiente a 5 mSv.
- Los límites instantáneos de tasa de dosis debida al material radiactivo liberado en los efluentes gaseosos, derivados a partir de una dosis efectiva correspondientes a 5 mSv.
- Los requisitos de vigilancia, muestreo y análisis de efluentes líquidos y gaseosos, de acuerdo con los títulos IV y V del *Reglamento de Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, y según la metodología y parámetros del MCDE
- Las restricciones operacionales de dosis efectivas para efluentes radiactivos; se establece un valor global de 0,1 mSv en 12 meses consecutivos, distribuido entre los efluentes líquidos y gaseosos, según lo establecido en el MCDE
- La obligación de estimar cada 31 días la dosis efectiva acumulada en los 12 últimos meses consecutivos, y la dosis proyectada para el mes siguiente, según la metodología y parámetros del MCDE.
- Las condiciones de operabilidad de los sistemas de tratamiento.

Las restantes instalaciones tienen establecidos programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación. La tabla 6.2 contiene un resumen de los límites establecidos para los vertidos radiactivos de las instalaciones y la tabla 6.3, un resumen de los programas de muestreo y análisis aplicables a los efluentes radiactivos de las centrales nucleares.

Es preciso señalar que durante la fase de parada de la central José Cabrera siguen siendo aplicables los mismos límites que estaban vigentes durante la operación. Por otra parte, en el año 2006 se han revisado los límites autorizados para los efluentes radiactivos de la fábrica de combustible de Juzbado, habiéndose establecido una limitación equivalente a la de las centrales nucleares, en términos de dosis, y eliminado los límites en términos de actividad. Así, desde el 22 de junio del 2006, el vertido de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos de la fábrica de Juzbado debe garantizar que la dosis efectiva al público sea inferior a 0,1 mSv/a.

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN los datos relativos a los vertidos radiactivos líquidos y gaseosos, así como las dosis estimadas como consecuencia de estas emisiones, en los informes periódicos de explotación. El CSN remite regularmente a la Comisión de la Unión Europea los datos relativos a los vertidos radiactivos, los cuales se incluyen en sus publicaciones periódicas junto con los facilitados por los demás Estados miembros.

El CSN revisa estos datos, verificando el cumplimiento de los límites y condiciones establecidos y realiza un seguimiento de las tendencias de los vertidos, a fin de detectar incidencias operacionales y verificar el adecuado funcionamiento de los sistemas de tratamiento; para ello se han definido unos valores internos de referencia en base a la experiencia operativa de las instalaciones; si se superan estos valores se solicita a la instalación información sobre las posibles actividades que han originado el incremento en los efluentes. El control regulador se complementa, además, con las inspecciones sobre los efluentes radiactivos que periódicamente realiza el CSN a estas instalaciones.

Los vertidos radiactivos de las instalaciones durante el año 2006 se mantuvieron, dentro de los valores habituales y son equiparables a los de las otras instalaciones europeas y americanas, como se

Tabla 6.2. Límites de vertido. Efluentes radiactivos

	Límites	Vertido	Variable	Valor
Centrales nucleares	Restricciones operacionales	Total	Dosis efectiva	0,1 mSv/a
		Gases	Dosis efectiva	0,08 mSv/a (1)
		Líquidos	Dosis efectiva	0,02 mSv/a (1)
El Cabril	Límites dosis	Gases (2)	Dosis efectiva	0,01 mSv/a
Ciemat	Límites instantáneos	Líquidos (3)	Concentración de actividad de cada isótopo	1/10 RPSRI (4)
			Concentración de actividad de mezcla desconocida	1,1 kBq/m ³
Juzbado	Límites anuales	Gases	Actividad α total	0,19 GBq/a
		Líquidos	Actividad α total	12,03 GBq/a
	Límites instantáneos	Líquidos	Concentración máxima actividad α total	0,22 MBq/m ³
Quercus	Incremento sobre fondo del río	Líquidos	Concentración de actividad Ra-226	3,75 Bq/m ³
	Límite anual	Líquidos	Actividad de Ra-226	1,64 GBq/a
	Límite anual	Gases	Concentración media polvo de mineral	15 mg/m ³
	Límite anual	Gases	Concentración media polvo de concentrado	5 mg/m ³
	Límite dosis	Total	Dosis efectiva	0,3 mSv/a

(1) Valores genéricos, el reparto entre líquidos y gases es diferente en algunas instalaciones.

(2) Vertido nulo para líquidos.

(3) Vertido nulo para gases.

(4) Valores de concentración derivados del límite de dosis efectiva al público del RPSRI.

deduce de los datos incluidos en el apartado 1.1.1.9 de este informe.

Cada mes se realizan cálculos de las dosis debidas a los vertidos radiactivos de las instalaciones para verificar el cumplimiento de los límites establecidos, aplicando siempre criterios y valores muy conservadores; la metodología e hipótesis utilizadas son comunes para cada tipo de instalación, a excepción de aquellos parámetros específicos del emplazamiento. Los valores obtenidos durante el año 2006 son, como en años anteriores, muy inferiores a los límites de dosis para el público y representan una pequeña fracción de los límites de vertido.

Por otro lado, para dar cumplimiento al RPSRI, se está efectuando el cálculo de las dosis al público correspondientes al año 2006 teniendo en cuenta criterios lo más realistas posible.

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 radiactivos gaseosos			
Descarga continua y purgas contención	Muestra puntual mensual	Mensual	Emisores gamma H-3
	Muestra continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Muestra continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Muestra continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
	Muestra continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90
Off-gas (BWR)/tanques de gases	Muestra puntual	Mensual/cada tanque	Emisores gamma
	Continua	Semanal (filtro carbón)	I-131
	Continua	Semanal (filtro partículas)	Emisores gamma
	Continua	Mensual compuesta (filtro partículas)	Alfa total
	Continua	Trimestral compuesta (filtro partículas)	Sr-89/90

de exposición más importantes para las personas en cada emplazamiento, y que permita verificar la idoneidad de los programas de vigilancia de efluentes y de los modelos de transferencia de los radionucleidos en el medio ambiente.

El PVRA se define en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y se desarrolla, junto con

el Programa de Control de Efluentes Radiactivos (Procer), en el *Manual de cálculo de dosis en el exterior* (MCDE). El PVRA debe incluir un programa de muestreo, análisis y medida que proporcione información sobre radionucleidos existentes en el medio ambiente, un censo del uso de la tierra y el agua y un programa de control de calidad analítico de acuerdo con la metodología y parámetros del

MCDE de cada instalación. En dicho documento se establecen, para cada uno de estos aspectos, los requisitos de vigilancia y las acciones a tomar en caso de que se produzcan modificaciones respecto a lo especificado en el mismo, o bien se excedan los límites y condiciones establecidos. Asimismo, se incluyen los niveles de notificación para concentraciones de actividad en muestras ambientales, establecidos por el CSN a partir de los límites de efluentes, los requisitos sobre las capacidades de detección para los análisis de muestras ambientales y una relación de los procedimientos necesarios para la adecuada implantación del programa.

Las restantes instalaciones tienen implantados programas similares que se incluyen en diferentes documentos según la instalación.

Los titulares de las instalaciones son los responsables de ejecutar estos programas de vigilancia cuyo diseño se basa en las directrices del CSN y tiene en cuenta el tipo de instalación y las características del emplazamiento, tales como demografía, usos de la tierra y el agua y hábitos de la población.

Para el desarrollo de los programas de vigilancia se lleva a cabo la recogida y análisis de muestras en las principales vías de transferencia a la población. En la tabla 6.4 se incluye un resumen de los programas de vigilancia implantados en las centrales nucleares y en la tabla 6.5 el resumen corresponde a las instalaciones del ciclo del combustible nuclear.

Las instalaciones que en la actualidad se encuentran en fase de desmantelamiento y/o clausura desarrollan un programa de vigilancia radiológica ambiental adaptado a su situación y al tipo de instalación, estas instalaciones son: la central nuclear Vandellós I, la planta de tratamiento de minerales de uranio Lobo-G, la fábrica de concentrados de uranio de Andújar (FUA) y el centro de investigación (Ciemat). En la tabla 6.6 se presenta un resumen de los mismos.

Los titulares de las instalaciones remiten al CSN información sobre el desarrollo del PVRA y datos relativos a éste en los informes periódicos de explotación y en un informe anual. Los resultados de los PVRA son evaluados por el CSN que también realiza 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, como la realizada a la central nuclear de Trillo, del 27 de junio al 2 de julio de 2004, por un equipo de verificación de la Dirección General de Energía y Transportes (DG TREN), y de la que se informó en el anterior informe anual; en 2006 no se han realizado nuevas verificaciones en instalaciones españolas.

Los resultados obtenidos en la campaña de 2005 en estos programas, que se presentan en los apartados 1.1.1.9 (centrales nucleares), 1.2 (instalaciones del ciclo del combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación) y 4 (instalaciones en fase de desmantelamiento y clausura), respectivamente, son similares a los de años anteriores y la calidad medioambiental alrededor de las instalaciones se mantiene en condiciones aceptables desde el punto de vista radiológico, sin que exista riesgo para las personas como consecuencia de su operación o de las actividades de desmantelamiento y/o clausura desarrolladas.

6.2.2.2. Vigilancia radiológica independiente del CSN en el entorno de las instalaciones

A la vigilancia radiológica ambiental que realizan los titulares de las instalaciones en la zona de influencia de las mismas, el CSN superpone sus propios programas independientes de control (muestreo y análisis radiológicos), que lleva a cabo bien directamente o a través de los programas encomendados a las comunidades autónomas de Cataluña y Valencia. Los puntos de muestreo, el tipo de muestras y los análisis realizados coinciden con los efectuados por los titulares.

Tabla 6.4. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las centrales nucleares

Tipo de muestra	Frecuencia de muestreo	Análisis realizados
Aire	Muestreo continuo con cambio de filtro semanal	Actividad beta total Sr-90 Espectrometría y I-131
Radiación directa	Cambio de dosímetros después de un período de exposición máximo de un trimestre	Tasa de dosis integrada
Agua potable	Muestreo quincenal o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Sr-90 Tritio Espectrometría y
Agua de lluvia	Muestreo continuo con recogida de muestra mensual	Sr-90 Espectrometría y
Agua superficial y subterránea	Muestreo de agua superficial mensual o de mayor frecuencia y de agua subterránea trimestral o de mayor frecuencia	Actividad beta total Actividad beta resto Tritio Espectrometría y
Suelo, sedimentos y organismos indicadores	Muestreo de suelo anual y sedimentos y organismos indicadores semestral	Sr-90 Espectrometría y
Leche y cultivos	Muestreo de leche quincenal en época de pastoreo y mensual en el resto del año. Muestreo de cultivos en época de cosechas	Sr-90 Espectrometría y I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Muestreo semestral	Espectrometría y

En 1998 se inició la revisión de estos programas, modificándose su alcance, de modo que represente en torno al 5% del PVRA desarrollado en cada instalación. Asimismo, se promovió la participación en su desarrollo, mediante acuerdos de colaboración específicos, de los laboratorios de medida de la radiactividad ambiental integrados en la Red de Estaciones de Muestreo (REM), ubicados en las mismas comunidades autónomas que las correspondientes instalaciones. La implantación de estos nuevos programas, denominados programas de vigilancia radiológica ambiental independientes (PVRAIN), tuvo lugar en 1999.

6.2.2.3. Programas de vigilancia realizados directamente por el CSN

En el año 2005 los programas de vigilancia independiente del CSN fueron realizados por los laboratorios que se indican a continuación:

- Laboratorio de Medidas Ambientales del Ciemat (PVRAIN de las centrales nucleares José Cabrera y Trillo).
- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de León (PVRAIN de la central nuclear Santa María de Garoña).

Tabla 6.5. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones del ciclo de combustible

Tipo de muestra	Tipos de análisis		
	Juzbado	El Cabril	Planta Quercus
Aire	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Actividad β total Sr-90 Espectrometría γ H-3 C-14	Actividad α total Uranio total Th-230, Ra-226, Pb-210 Radón (Rn-222)
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)	Actividad β total Actividad β resto Sr-90 Espectrometría γ H-3 C-14 Tc-99 I-129 Ni-63	Actividad α total Actividad β total y β resto (en superficial) Uranio natural Th-230, Ra-226, Pb-210
Suelo	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Sr-90 Espectrometría γ	Actividad α total Uranio total Th-230, Ra-226, Pb-210
Sedimentos y organismos indicadores	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Actividad β total (sedimentos) Sr-90 (organismos indic.) Espectrometría γ Ni-63 H-3 (organismos indic.) C-14 (organismos indic.)	Actividad α total Actividad β total Uranio total Th-230, Ra-226, Pb-210
Alimentos	Actividad α total Espectrometría α de uranio	Sr-90 (peces y carne) Espectrometría γ	Actividad α total Actividad β total (peces) Uranio total Th-230, Ra-226, Pb-210

- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Extremadura-Cáceres (PVRAIN de la central nuclear de Almaraz).

- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Salamanca (PVRAIN de las instalaciones de Juzbado y Quercus).

Tabla 6.6. Programa de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las instalaciones en desmantelamiento, clausura o latencia

Tipo de muestras	Tipos de análisis			
	Central nuclear Vandellós I	Lobo G	FUA	Ciemat
Aire	Actividad β total Sr-90 Espectrometría γ C-14 H-3	Tasa de exhalación de radón	Tasa de exhalación de radón (Rn-222) en la superficie del dique restaurado	Actividad α total Actividad β total I-131, Sr-90 Espectrometría γ H-3 Pu-239 +240 Ni-63, Fe-55 Espectrometría α de uranio U total
Radiación directa	Tasa de dosis integrada	Tasa de dosis integrada		Tasa de dosis integrada
Aguas: subterránea y superficial	(Sólo agua de mar) Actividad β total Actividad β resto Espectrometría γ H-3	Actividad α total Actividad β total U total Th-230 Ra-226 Pb-210	Actividad α total Actividad β total Actividad β resto Th-230, Ra-226, Ra-228, Pb-210 U total Espectrometría α de uranio	Actividad α total Actividad β total Actividad β resto I-131, Sr-90 Espectrometría γ H-3 Espectrometría α de uranio U total
Agua profunda	Espectrometría γ Sr-90 Am-241 Pu-238			
Agua de lluvia	Espectrometría γ H-3 Sr-90			
Suelo	Sr-90 Espectrometría γ			Sr-90 Espectrometría γ Pu-239 +240 Ni-63, Fe-55 Espectrometría α de uranio U total
Sedimentos, organismos indicadores y arena de playa	Sr-90 Espectrometría γ Pu-238 Am-241			Sr-90 Espectrometría γ Espectrometría α de uranio U total
Alimentos	Sr-90 Espectrometría γ Pu-238 (peces y mariscos) Am-241 (peces y mariscos)		Actividad α total U total Th-230, Ra-226 Pb-210 Espectrometría α de uranio	I-131 (leche y vegetales de hoja ancha) Sr-90 (leche y cultivos) Espectrometría γ

- Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Extremadura-Badajoz (PVRAIN de la instalación Lobo-G).
- Laboratorio de Radioquímica y Radiología Ambiental de la Universidad de Granada, Laboratorio de Radiactividad Ambiental de la Universidad de Málaga y Departamento de Física Atómica, Molecular y Nuclear de la Universidad de Sevilla (PVRAIN de las instalaciones de El Cabril y la FUA).

Se llevaron a cabo los programas aprobados para el año 2005, recogiendo muestras de agua potable, agua superficial, agua subterránea y de sondeos, suelo, sedimentos de orilla y de fondo, organismos indicadores, leche, carne, vegetales de consumo humano, peces y miel, de acuerdo con las características de cada PVRA.

Los resultados de estos programas son en general equivalentes a los obtenidos en los correspondientes PVRA de las diferentes instalaciones, sin desviaciones significativas.

6.2.2.4. Programa de vigilancia encomendado a la Generalidad de Cataluña

La vigilancia radiológica ambiental independiente en la zona de influencia de las centrales nucleares Ascó I y II, Vandellós I y Vandellós II, está encomendada por el CSN a la Generalidad de Cataluña.

Los servicios técnicos de esta comunidad autónoma realizaron el programa aprobado para el año 2005. 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 2005 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 2005 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 2005, indica que son en general equivalentes a los que se obtienen a través del PVRA de la instalación, sin desviaciones significativas.

6.2.3. Vigilancia del medio ambiente fuera del entorno de las instalaciones

La red de vigilancia radiológica fuera de la zona de influencia de las instalaciones, Revira, empezó a desarrollarse en 1985. El Consejo de Seguridad Nuclear lleva a cabo la vigilancia del medio ambiente de ámbito nacional, contando con la colaboración de otras instituciones. Esta red está integrada por estaciones automáticas para la medida en continuo de la radiactividad de la atmósfera y por estaciones de muestreo donde se recogen, para su análisis posterior, muestras de aire, suelo, agua y alimentos. Los programas de vigilancia tienen en cuenta los acuerdos alcanzados por los países miembros de la Unión Europea para dar cumplimiento a los artículos 35 y 36 del Tratado de Euratom. Se dispone de resultados de todas estas medidas desde el año 1993 y de las aguas continentales desde 1984. Ante las distintas prácticas seguidas por los Estados miembros, la Comisión de la Unión Europea elaboró la recomendación de 8 de junio de 2000 en la que se establece el alcance mínimo de los programas de vigilancia para cumplir con el artículo 36 mencionado.

En dicha recomendación se considera el desarrollo de dos redes de vigilancia:

- Una Red Densa, con numerosos puntos de muestreo, de modo que quede adecuadamente vigilado todo el territorio de los Estados miembros. En España, esta red se corresponde con la que se comenzó a implantar en el año 1985 y que ha sufrido diversas ampliaciones, siendo la última la realizada en el año 2000 en la que se
- 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.

incluyó la recogida de muestras de leche y agua potable.

6.2.3.1. Red de estaciones de muestreo (REM) Programa de vigilancia radiológica de las aguas continentales españolas

El Consejo de Seguridad Nuclear mantiene un acuerdo específico con el Ministerio de Fomento (antes Mopu) desde 1987 que desarrolla el acuerdo marco de colaboración firmado en 1984 entre ambos organismos, relativo a la vigilancia radiológica permanente de las aguas de todas las cuencas de los ríos españoles, cuyos resultados corresponden a la Red Densa.

En el año 2004, se firmó un nuevo acuerdo en virtud del cual se incluyó la vigilancia de las aguas continentales en el programa de la Red Espaciada.

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 el programa de la red espaciada se realiza exclusivamente la determinación de la concentración de

actividad de cesio-137. En la figura 6.5 se presentan los principales puntos que constituyen la red de vigilancia de las aguas continentales.

Los resultados de las medidas radiológicas realizadas durante el año 2005 en estas muestras, confirman el comportamiento observado a lo largo de los años en las distintas cuencas, siendo los hechos más destacables los siguientes:

- Los valores de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto reflejan, fundamentalmente, las características geográficas y geológicas de los suelos por donde discurren los diferentes tramos fluviales; además los valores pueden estar afectados por la incidencia de los vertidos urbanos, que incrementan el contenido en materia orgánica, así como la existencia en sus márgenes de zonas de cultivos, cuyos abonos podrían ser arrastrados al cauce de los ríos y,

ocasionalmente, detectarse los isótopos que acompañan a esos materiales como potasio-40 y descendientes de la serie del uranio-238.

- En los índices de actividad beta, las estaciones situadas aguas abajo de grandes núcleos de población son las que registran los valores más altos como consecuencia de los vertidos urbanos, observándose en muchas de las cuencas un ligero enriquecimiento desde la cabecera hasta su desembocadura (Duero, Tajo, Guadalquivir, Segura y Ebro).
- Respecto a otros isótopos de origen artificial, y como viene sucediendo habitualmente en todas las cuencas, durante el año 2005 los radionucleidos emisores gamma de procedencia artificial analizada dentro del programa de la Red Densa se mantuvieron por debajo de sus correspondientes límites de detección.

Figura 6.5. Red de estaciones de muestreo del CSN de aguas continentales y costeras



- En los análisis de cesio-137 realizados dentro del programa de la Red Espaciada las técnicas analíticas desarrolladas han permitido detectar actividad de este isótopo por encima del LID en todas las muestras, siendo los valores de concentración de actividad del orden de los más bajos detectados en el programa de la Red Espaciada en el resto de los países de la comunidad europea.
- En cuanto a los valores de la concentración de tritio, se detecta en ocasiones el efecto de los vertidos de las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera y Almaraz en el Tajo, y de la primera de ellas, en el Júcar a través del trasvase Tajo-Segura; así como de la central de Ascó en el Ebro. Estos valores son siempre objeto de seguimiento por el CSN, no son significativos desde el punto de vista radiológico y no representan un riesgo para la población y el medio ambiente, ya que se sitúan por debajo de los valores de referencia admisibles.

En las muestras integradas recogidas con muestreador en continuo en el nuevo punto del río Tajo situado aguas abajo de Trillo, se comprueba que la concentración media de tritio a lo largo del año se mantiene en valores mucho más bajos, sin observarse los picos de actividad detectados en años anteriores y que se relacionaban con la coincidencia entre la emisión de efluentes de la central y la toma puntual de la muestra.

Programa de vigilancia radiológica de las aguas costeras españolas

El programa de la Red Densa 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. Y como se ha señalado en aguas continentales, en el año 2004 se firmó un nuevo acuerdo para incluir dos puntos de aguas costeras en el programa de la Red Espaciada.

Las zonas de muestreo están situadas a una distancia de la costa de diez millas, con excepción de las muestras que se recogen en las bocanas de los puertos; las muestras corresponden a la capa de agua superficial, realizándose análisis de los índices de actividad alfa total, beta total y beta resto, espectrometría gamma y tritio en el programa de la Red Densa, y análisis de cesio-137 en el programa de la Red Espaciada.

Durante el año 2005 se recogieron muestras en los 14 puntos que se indican en la figura 6.5. Los valores de cada determinación analítica son bastante homogéneos en todos los puntos de muestreo y similares a anteriores campañas. La mayor variabilidad se da en el tritio donde se obtienen valores ligeramente más elevados en alguno de los puntos situados en el mar Mediterráneo. En el índice de actividad beta resto en muestras del año 2005 sólo se detectaron valores por encima del LID de forma esporádica en la mitad de las estaciones, siendo todos ellos muy próximos a sus correspondientes valores de LID. Como en años anteriores en el programa de la Red Densa, no se detectaron isótopos artificiales emisores gamma en ninguna de las muestras analizadas. En todas las muestras analizadas para la red espaciada se ha detectado cesio-137 con valores de concentración de actividad del orden de los valores de fondo detectados en otras estaciones de la red europea.

Programa de vigilancia de la atmósfera y el medio terrestre

Para el desarrollo de este programa, el CSN suscribió acuerdos específicos con laboratorios de distintas universidades desde el año 1992. Durante el año 2005 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

Figura 6.6. Red de estaciones de muestreo del CSN de atmósfera y medio terrestre: redes densa y espaciada

LABORATORIOS

1992

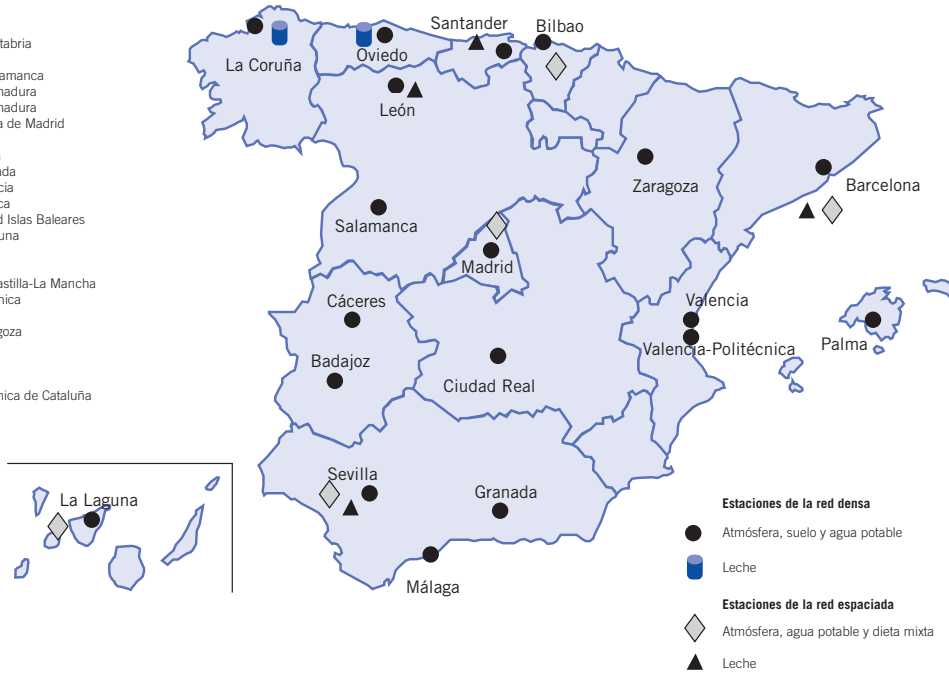
Bilbao: ETSII y Telecom
 Santander: Universidad de Cantabria
 León: Universidad de León
 Salamanca: Universidad de Salamanca
 Badajoz: Universidad de Extremadura
 Cáceres: Universidad de Extremadura
 Madrid: Universidad Politécnica de Madrid
 Sevilla: Universidad de Sevilla
 Málaga: Universidad de Málaga
 Granada: Universidad de Granada
 Valencia: Universidad de Valencia
 Universidad Politécnica
 Palma de Mallorca: Universidad Islas Baleares
 Tenerife: Universidad de la Laguna

1997

Ciudad Real: Universidad de Castilla-La Mancha
 La Coruña: Universidad Politécnica
 Oviedo: ETSI Minas
 Zaragoza: Universidad de Zaragoza

2000

Ciemat
 Barcelona: Universidad Politécnica de Cataluña



el caso de la leche en el que se recogen en dos puntos representativos de la producción nacional. La Red Espaciada se fue implantando a lo largo de dicho año con la compra de los equipos y la puesta a punto de las técnicas de muestreo y analíticas necesarias, empezando a obtenerse los primeros resultados provisionales y estando completamente operativa en el año 2001. En la tabla 6.7 se incluye un resumen de estos programas.

En las tablas 6.8 a 6.17 se presenta un resumen de los resultados de las medidas de muestras de aire, suelo, agua potable, leche y dieta tipo realizadas durante el año 2005 en ambas redes.

6.2.4. Control de la calidad de los resultados de medidas de muestras ambientales

El CSN lleva a cabo desde 1992 un programa anual de ejercicios de intercomparación analítica, con el

apoyo técnico del Ciemat, en el que participan unos 30 laboratorios que realizan medidas de la radiactividad ambiental, cuyo objeto es garantizar la homogeneidad y fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental. En los últimos años se estableció una colaboración con el OIEA, que facilitó muestras certificadas para la realización de estos ejercicios y utilizó los resultados de las campañas del CSN en sus ejercicios interlaboratorios. Estas campañas resultan ser un medio de probada eficacia para mejorar la fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental.

Por otra parte, para evitar que las diferencias en los procedimientos aplicados en las distintas etapas del proceso de medida de la radiactividad ambiental constituyan una posible fuente de variabilidad en los resultados, se continúan desarrollando procedimientos normalizados mediante grupos de trabajo específicos establecidos con este fin.

Tabla 6.7. REM: programa de vigilancia radiológica ambiental de la atmósfera y medio terrestre

Tipo de muestra	Análisis realizados y frecuencia			
	Red Densa		Red Espaciada	
Aire	Actividad α total	Semanal	Cs-137	Semanal
	Actividad β total	Semanal	Be-7	Semanal
	Sr-90	Trimestral		
	Espectrometría γ	Mensual		
	I-131	Semanal		
Suelo	Actividad β total	Anual		
	Espectrometría γ	Anual		
	Sr-90	Anual		
Agua potable	Actividad α total	Mensual	Actividad α total	Mensual
	Actividad β total	Mensual	Actividad β total	Mensual
	Espectrometría γ	Mensual	Actividad β resto	Mensual
	Sr-90	Trimestral	H-3	Mensual
			Sr-90	Mensual
			Cs-137	Mensual
			Isótopos naturales	Bienal
Leche	Espectrometría γ	Mensual	Sr-90	Mensual
	Sr-90	Mensual	Cs-137	Mensual
			K-40	Mensual
Dieta tipo			Sr-90	Trimestral
			Cs-137	Trimestral

Tabla 6.8. Resultados REM. Aire (Bq/m³). Año 2005

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Beta total (*)	Sr-90 (*)
Extremadura (Badajoz)	2,93 10 ⁻⁴	5,95 10 ⁻⁴	< LID
Islas Baleares	4,08 10 ⁻⁵	3,46 10 ⁻⁴	< LID
Extremadura (Cáceres)	7,00 10 ⁻⁵	6,34 10 ⁻⁴	< LID
Coruña (Ferrol)	4,42 10 ⁻⁵	6,86 10 ⁻⁴	< LID
Castilla-La Mancha (Ciudad Real)	7,15 10 ⁻⁵	6,50 10 ⁻⁴	1,55 10 ⁻⁵
Cantabria	5,49 10 ⁻⁵	4,51 10 ⁻⁴	9,56 10 ⁻⁶
Granada	2,73 10 ⁻⁴	5,66 10 ⁻⁴	2,91 10 ⁻⁶
León	1,44 10 ⁻⁴	5,59 10 ⁻⁴	< LID
La Laguna	3,16 10 ⁻⁴	-	7,96 10 ⁻⁶
Politécnica de Madrid	1,49 10 ⁻⁴	8,54 10 ⁻⁴	< LID
Málaga	6,64 10 ⁻⁵	7,76 10 ⁻⁴	2,13 10 ⁻⁶
Oviedo	1,14 10 ⁻⁴	5,75 10 ⁻⁴	1,04 10 ⁻⁶
Bilbao	8,92 10 ⁻⁵	-	< LID
Salamanca	8,26 10 ⁻⁵	4,15 10 ⁻⁴	< LID
Sevilla	1,58 10 ⁻⁵	5,92 10 ⁻⁴	6,69 10 ⁻⁶
Valencia	1,50 10 ⁻⁴	5,92 10 ⁻⁴	< LID
Politécnica de Valencia	6,24 10 ⁻⁵	5,58 10 ⁻⁴	< LID
Zaragoza	3,79 10 ⁻⁵	4,96 10 ⁻⁴	< LID

(*) Todos estos datos son inferiores al valor de 5,00 10⁻³ Bq/m³ establecido por la UE. Los resultados inferiores a este valor no se incluyen en los informes periódicos que la Comisión Europea emite acerca de la vigilancia radiológica ambiental realizada por los Estados miembros.

Tabla 6.9. Resultados REM. Aire con muestreador alto flujo (Bq/m³, Cs-137). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	4,79 10 ⁻⁷ (3,60 10 ⁻⁷ – 6,31 10 ⁻⁷)	6/52	4,60 10 ⁻⁷
Bilbao	5,34 10 ⁻⁷ (2,76 10 ⁻⁷ – 1,34 10 ⁻⁶)	7/52	2,86 10 ⁻⁷
La Laguna	1,80 10 ⁻⁶ (4,57 10 ⁻⁷ – 4,15 10 ⁻⁶)	6/52	6,74 10 ⁻⁷
Madrid - Ciemat	4,12 10 ⁻⁷ (2,76 10 ⁻⁷ – 7,84 10 ⁻⁷)	10/52	3,46 10 ⁻⁷
Sevilla	< LID	0/52	8,19 10 ⁻⁷

Tabla 6.10. Resultados REM. Suelo (Bq/kg seco). Año 2005

Universidad	Concentración actividad media		
	Beta total	Sr-90	Cs-137
Extremadura (Badajoz)	1,91 10 ²	2,73	< LID
Islas Baleares	8,20 10 ²	2,40	7,10
Extremadura (Cáceres)	7,80 10 ²	2,47	1,18 10 ¹
Coruña (Ferrol)	1,32 10 ³	1,89	3,57 10 ¹
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	4,63 10 ²	1,10	1,17 10 ¹
Cantabria	5,66 10 ²	2,47	8,26
Granada	1,11 10 ³	8,35	3,36 10 ¹
León	1,84 10 ²	9,19 10 ⁻¹	2,16
La Laguna	2,49 10 ²	1,67 10 ¹	2,09 10 ¹
Politécnica de Madrid	1,49 10 ³	6,17	6,51 10 ⁻¹
Málaga	1,06 10 ³	1,38	1,18
Oviedo	6,33 10 ²	2,91	3,32 10 ¹
Bilbao	9,08 10 ²	6,01 10 ⁻¹	2,02
Salamanca	8,24 10 ²	< LID	< LID
Sevilla	7,40 10 ²	4,67 10 ⁻¹	1,55
Valencia	7,10 10 ²	6,70 10 ⁻¹	2,65
Politécnica de Valencia	8,77 10 ²	3,51	3,41 10 ¹
Zaragoza	9,05 10 ¹	9,13 10 ⁻¹	2,55

Tabla 6.11. Resultados REM. Agua potable (Bq/m³). Año 2005

Universidad	Concentración actividad media		
	Alfa total	Betal total	Sr-90
Extremadura (Badajoz)	< LID	7,23 10 ¹	< LID
Islas Baleares	3,68 10 ¹	1,17 10 ²	< LID
Barcelona*	2,75 10 ¹	2,94 10 ²	3,78
Extremadura (Cáceres)	2,80 10 ¹	1,25 10 ²	7,83
Coruña (Ferrol)	< LID	3,05 10 ¹	< LID
Castilla - La Mancha (Ciudad Real)	< LID	1,08 10 ²	1,93 10 ¹
Cantabria	2,90 10 ¹	9,08 10 ¹	9,45
Granada	1,18 10 ¹	2,99 10 ¹	3,50
León	1,53 10 ¹	3,66 10 ¹	< LID
La Laguna*	3,18 10 ¹	4,36 10 ²	1,06 10 ¹
Politécnica de Madrid	1,23 10 ¹	3,86 10 ¹	< LID
Madrid-Ciemat*	5,42	3,59 10 ¹	3,15
Málaga	1,47 10 ¹	7,69 10 ¹	1,05 10 ¹
Oviedo	1,39 10 ¹	2,25 10 ¹	< LID
Bilbao*	4,04	3,83 10 ¹	4,52
Salamanca	6,05	3,62 10 ¹	< LID
Sevilla*	2,50 10 ¹	1,51 10 ²	3,39
Valencia	3,94 10 ¹	6,14 10 ¹	< LID
Politécnica de Valencia	4,54 10 ¹	1,08 10 ¹	1,97
Zaragoza	3,78	1,17 10 ²	< LID

(*) Análisis incluidos en la red espaciada.

Tabla 6.12. Resultados REM. Agua potable, red espaciada (H-3 Bq/m³). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	1,60 10 ³ (1,60 10 ³ – 1,60 10 ³)	1/12	1,57 10 ³
Bilbao	9,77 10 ² (6,06 10 ² – 1,29 10 ³)	5/12	7,18 10 ²
La Laguna	1,00 10 ² (1,00 10 ² – 1,00 10 ²)	1/12	8,00 10 ¹
Madrid - Ciemat	4,83 10 ² (4,17 10 ² – 5,77 10 ²)	12/12	9,33 10 ¹
Sevilla	6,82 10 ² (2,94 10 ² – 1,14 10 ³)	8/12	2,22 10 ²

Tabla 6.13. Resultados REM. Agua potable, Red Espaciada (Cs-137 Bq/m³). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	< LID	0/12	2,46 10 ⁻²
Bilbao	1,48 10 ⁻² (1,31 10 ⁻² – 1,66 10 ⁻²)	5/12	1,35 10 ⁻²
La Laguna	< LID	0/12	1,25 10 ⁻¹
Madrid - Ciemat	2,02 10 ⁻² 1,16 10 ⁻² – 4,08 10 ⁻²)	8/12	1,18 10 ⁻²
Sevilla	< LID	0/4	2,00 10 ⁻¹

Tabla 6.14. Resultados REM. Leche (Sr-90 Bq/m³). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	1,64 10 ¹ (1,03 10 ¹ – 2,81 10 ¹)	12/12	4,74
Coruña-Ferrol	1,09 10 ² (8,56 10 ¹ – 1,54 10 ²)	12/12	1,83
Cantabria	5,29 10 ¹ (4,30 10 ¹ – 6,15 10 ¹)	12/12	1,54 10 ¹
León	2,27 10 ¹ (1,05 10 ¹ – 3,33 10 ¹)	11/12	7,89
Oviedo	4,48 10 ¹ (2,21 10 ¹ – 5,69 10 ¹)	12/12	4,63
Sevilla	9,97 (4,15 – 2,19 10 ¹)	12/12	1,76

Tabla 6.15. Resultados REM. Leche (Cs-137 Bq/m³). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	9,40 (6,30 – 1,54 10 ¹)	10/12	6,29
Coruña-Ferrol	6,36 10 ¹ (4,80 10 ¹ – 8,60 10 ¹)	8/12	4,74 10 ¹
Cantabria	4,32 10 ¹ (2,89 10 ¹ – 6,10 10 ¹)	12/12	2,25 10 ¹
León	1,52 10 ¹ (4,56 – 2,57 10 ¹)	2/12	1,18 10 ¹
Oviedo	< LID	0/12	8,20 10 ¹
Sevilla	< LID	0/12	1,58 10 ²

Tabla 6.16. Resultados REM. Dieta tipo (Sr-90 Bq/persona día). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	6,05 10 ⁻² (4,50 10 ⁻² – 7,70 10 ⁻²)	4/4	1,10 10 ⁻²
Bilbao	3,47 10 ⁻² (3,10 10 ⁻² – 4,00 10 ⁻²)	4/4	6,54 10 ⁻³
La Laguna	1,43 10 ⁻¹ (1,15 10 ⁻¹ – 1,61 10 ⁻¹)	4/4	1,51 10 ⁻²
Madrid-Ciemat	2,47 10 ⁻¹ (8,96 10 ⁻² – 6,64 10 ⁻¹)	4/4	8,83 10 ⁻³
Sevilla	5,14 10 ⁻² (3,61 10 ⁻² – 8,27 10 ⁻²)	4/4	1,28 10 ⁻²

Tabla 6.17. Resultados REM. Dieta tipo (Cs-137 Bq/persona día). Año 2005

Localidad	Concentración actividad media (Rango)	Fracción medidas > LID	Valor medio del LID
Barcelona	3,99 10 ⁻² (2,54 10 ⁻² – 5,28 10 ⁻²)	4/4	2,10 10 ⁻²
Bilbao	1,93 10 ⁻² (1,65 10 ⁻² – 2,50 10 ⁻²)	4/4	1,24 10 ⁻²
La Laguna	3,68 10 ⁻² (2,58 10 ⁻² – 4,65 10 ⁻²)	4/4	2,24 10 ⁻²
Madrid-Ciemat	3,67 10 ⁻² (1,80 10 ⁻² – 5,04 10 ⁻²)	4/4	1,32 10 ⁻²
Sevilla	< LID	0/4	1,10 10 ⁻¹

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 impor-

tancia tratar de garantizar la homogeneidad y fiabilidad de las medidas realizadas en los diferentes laboratorios nacionales. Una de las herramientas para conseguir este objetivo es la realización de campañas de intercomparación entre laboratorios.

Durante los años 2005-2006, se llevó a cabo una campaña en la que la matriz objeto de estudio fue una ceniza vegetal con niveles ambientales de

radiactividad, preparada en el Laboratorio de Radiología Ambiental en colaboración con el Laboratorio de Preparación de Materiales del Control de la Qualitat (Mat Control) del Departamento de Química Analítica de la Universidad de Barcelona. Los análisis a realizar fueron estroncio-90, plutonio-238, americio-241, torio-230, plomo-210, uranio-238, radio-226, radio-228, potasio-40, talio-208, cesio-137 y cobalto-60.

Los laboratorios participantes en esta campaña fueron los siguientes:

- Ciemat. Instituto del Medio Ambiente.
- Ciemat. Servicio de Protección Radiológica.
- Enusa. Laboratorio de Ciudad Rodrigo.
- Enusa. Laboratorio de Juzbado.
- Geocisa.
- Medidas Ambientales, SL.
- Ministerio de Defensa. Fábrica Nacional de la Marañosa.
- Ministerio de Fomento. Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas.
- Ministerio de Sanidad y Consumo. Instituto de Salud Carlos III.
- Universidad Autónoma de Barcelona. Servicio de Física de las Radiaciones.
- Universidad de Cádiz. Departamento de Física Aplicada.
- Universidad de Cantabria. Facultad de Medicina. Cátedra de Física Médica.
- Universidad de Castilla-La Mancha. Centro de Instrumentación Científica, Análisis y Tecnología.
- Universidad de Extremadura (Badajoz). Departamento de Física.
- Universidad de Extremadura (Cáceres). Facultad de Veterinaria. Departamento de Física.
- Universidad de Granada. Facultad de Ciencias. Departamento de Química Inorgánica.
- Universidad de Huelva. Facultad de Ciencias Experimentales. Departamento de Física Aplicada.
- Universidad de La Coruña. Escuela Universitaria Politécnica de Ferrol. Departamento de Química Analítica.
- Universidad de las Islas Baleares. Facultad de Ciencias. Departamento de Física.
- Universidad de La Laguna. Facultad de Medicina. Departamento de Medicina Física y Farmacología.
- Universidad de León. Facultad de Biología. Departamento de Física.
- Universidad de Oviedo. ETSI de Minas
- Universidad Politécnica de Cataluña. Instituto de Técnicas Energéticas.
- Universidad Politécnica de Madrid. ETSI de Caminos.
- Universidad de Málaga. Facultad de Ciencias.
- Universidad del País Vasco. ETSI Industriales.
- Universidad Rovira i Virgili (Tarragona). Servicio de Tecnología Química.

- Universidad de Salamanca. Departamento de Física, Ingeniería y Radiología Médica.
- Universidad de Santiago de Compostela. Departamento de Física de Partículas.
- Universidad de Sevilla. Facultad de Física. Departamento de Física Atómica, Molecular y Nuclear.
- Universidad de Valencia. Laboratorio de Radiactividad Ambiental.
- Universidad Politécnica de Valencia. Departamento de Ingeniería Química y Nuclear.
- Universidad de Zaragoza. Facultad de Ciencias. Cátedra de Física Molecular y Nuclear.
- Instituto Tecnológico e Nuclear. Dep. Protecção Radiológica e Segurança Nuclear. Portugal.
- Centro de Protección e Higiene de las Radiaciones. Cuba.

La campaña concluyó con la reunión celebrada con los participantes en mayo de 2006, en la sede del CSN, en la que se presentaron los resultados obtenidos y las principales conclusiones:

- Se ha apreciado una buena respuesta de los laboratorios (han informado de algún resultado el 97%). En el análisis del plutonio-238, americio-241 y torio-230 algunos laboratorios no pudieron ejecutar sus métodos de rutina ante las dificultades encontradas para la disolución de la muestra, por lo que no se consideró adecuado extraer conclusiones específicas sobre estos resultados. El estudio mostró en su conjunto un comportamiento homogéneo de los laboratorios y sus resultados son comparables.
- En la ejecución de los análisis de estroncio-90, uranio-238, radio-226, radio-228, plomo-210, potasio-40, cesio-137, cobalto-60 y talio-208, se ha valorado un porcentaje de ejecución satisfactoria elevado, que se encuentra entre el 100% para la determinación del primero y el 79% para la del último.
- Globalmente se puede concluir que los laboratorios participantes tiene capacidad para realizar determinaciones radiológicas en muestras ambientales de cenizas vegetales con un nivel de calidad satisfactorio.

6.2.4.2. Normalización de procedimientos

Los grupos de trabajo sobre desarrollo de normas y cálculos de incertidumbres continuaron sus actividades durante 2006. En dicho año se publicaron en la colección Informes Técnicos del CSN, en la Serie Vigilancia Radiológica Ambiental, los siguientes procedimientos:

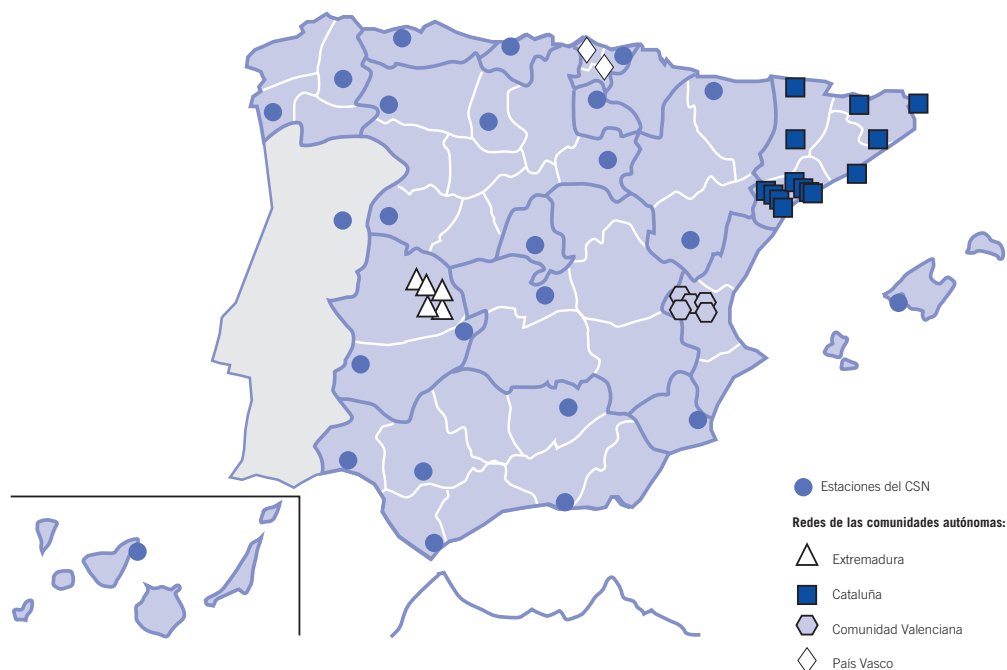
- *Procedimiento para la recepción, conservación y preparación de muestras de aerosoles en filtros y de radioyodos en carbón activo para la determinación de la radiactividad ambiental (Procedimiento 1.8).*
- *Procedimientos para la determinación del índice de actividad alfa total en muestras de agua. Métodos de coprecipitación y evaporación (Procedimiento 1.9).*

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

Figura 6.7. Red española de vigilancia radiológica ambiental (REVIRA). Red de estaciones automáticas (REA)



el centro de supervisión y control de la REA situado en la sala de emergencias (Salem) del CSN.

Por acuerdo entre el Instituto Nacional de Meteorología (INM) y el CSN, las estaciones de la REA se sitúan junto a estaciones automáticas del INM compartiendo con ellas el sistema de comunicaciones, a excepción de las estaciones de la REA en Madrid, situada en el Ciemat, y en Penhas Douradas (Portugal).

Esta última comparte emplazamiento con una estación de la red de vigilancia radiológica de Portugal, a la vez que una estación de la red portuguesa comparte el emplazamiento de la estación de la REA en Talavera la Real (Badajoz); esto permite la comparación de datos.

Durante el año 2006 se desarrollaron de forma satisfactoria los acuerdos específicos de conexión entre la red del CSN y las redes automáticas de

vigilancia radiológica de las comunidades autónomas Valenciana, Cataluña y País Vasco.

El 1 de julio de 2006 se firmó el convenio de colaboración entre la Consejería de Agricultura y Medio Ambiente de la Junta de Extremadura, el Consejo de Seguridad Nuclear y la Universidad de Extremadura para la conexión de las redes automáticas de vigilancia radiológica ambiental del CSN y de la Junta de Extremadura. Este convenio ha supuesto que el CSN tenga acceso a los datos de 12 estaciones automáticas de la red extremeña, 10 en la provincia de Cáceres y dos en la de Badajoz.

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.

Durante el año 2006 ha continuado desarrollándose el proyecto para la explotación de una estación automática de espectrometría gamma en continuo, con objeto de complementar algunas estaciones de la REA con este tipo de equipo, realizándose la conexión de la estación de espectrometría ubicada en el Ciemat con el Centro de Control de la Salem.

La tabla 6.18 muestra los valores medios anuales de tasa de dosis gamma medidos en cada una de las estaciones de la red del CSN, de la red de la Generalidad Valenciana, de la red del País Vasco y en las estaciones de la red de la Generalidad de Cataluña que miden tasa de dosis.

Los resultados de las medidas llevadas a cabo durante 2006 fueron característicos del fondo radiológico ambiental e indican la ausencia de riesgo radiológico para la población y el medio ambiente.

6.2.6. Programas de vigilancia específicos

Vigilancia radiológica en la zona de Palomares

En 1966 se produjo un accidente militar aéreo que dio lugar a la dispersión de plutonio metálico procedente de artefactos nucleares en el área de Palomares (Almería). Desde entonces, sin interrupción, se viene desarrollando en dicha zona un programa de vigilancia radiológica.

El programa se realiza por el Ciemat que informa al Consejo de Seguridad Nuclear de la detección y seguimiento de la posible contaminación interna de las personas, así como de la medida de los niveles de contaminación residual existente y su evolución en el suelo y otros compartimentos ambientales desde donde pueda ser incorporada al ser humano.

Los resultados del programa de vigilancia de las personas indican que el accidente no ha tenido

incidencia sobre la salud de los habitantes de la zona de Palomares.

Los resultados del programa de vigilancia del medio ambiente muestran que existe contaminación residual en la zona y que el inventario de plutonio remanente en el área de máxima contaminación residual es superior al inicialmente estimado. Esta área había permanecido hasta el año 2001 con escasa actividad agrícola, pero los propietarios de las parcelas situadas en ella manifestaron su intención de cultivarlas.

Ante las nuevas actividades agrícolas y urbanísticas previstas para la zona, el CSN elaboró en febrero de 2002 un informe en el que se recogían propuestas relativas a las limitaciones de uso de los terrenos afectados y al desarrollo de un plan especial para una caracterización más precisa de la situación radiológica de la zona y su posible restauración.

En diciembre de 2003, el Ciemat remitió al CSN el *Plan de investigación* a desarrollar por el Ciemat en los terrenos de Palomares, con objeto de profundizar en la identificación de la situación radiológica de la zona para una correcta selección de las eventuales estrategias de recuperación ambiental del área, así como algunas propuestas de actuación en relación con el uso y disponibilidad de las zonas afectadas. El CSN en su reunión de 10 de diciembre de 2003, informó favorablemente el Plan propuesto por el Ciemat.

El 15 de marzo de 2004, el Ciemat remitió al Secretario General de Política Científica del Ministerio de Ciencia y Tecnología este *Plan de investigación*, para su aprobación por el Gobierno, en consonancia con lo dispuesto en el Artículo 130 de la Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de *Medidas fiscales, administrativas y del orden social*, para la consecución de los objetivos de política económica de la Ley de *Presupuestos generales del Estado* para el año 2004.

Tabla 6.18. REA. Valores medios de tasa de dosis gamma. Año 2006

	Estación	Tasa de dosis ($\mu\text{Sv/h}$)
1.	Agoncillo (La Rioja)	0,11
2.	Almázcara (León)	0,17
3.	Andújar (Jaén)	0,13
4.	Autilla del Pino (Palencia)	0,14
5.	Avilés (Asturias)	0,12
6.	Herrera del Duque (Badajoz)	0,20
7.	Huelva	0,12
8.	Jaca (Huesca)	0,17
9.	Lugo	0,15
10.	Madrid	0,20
11.	Motril (Granada)	0,09
12.	Murcia	0,13
13.	Palma de Mallorca	0,16
14.	Penhas Douradas (Portugal)	0,26
15.	Pontevedra	0,16
16.	Quintanar de la Orden (Toledo)	0,17
17.	Saélices el Chico (Salamanca)	0,16
18.	San Sebastián (Guipúzcoa)	0,11
19.	Santander	0,13
20.	Sevilla	0,14
21.	Soria	0,19
22.	Talavera la Real (Badajoz)	0,10
23.	Tarifa (Cádiz)	0,15
24.	Tenerife	0,09
25.	Teruel	0,13
26.	Cofrentes (Red Valenciana)	0,17
27.	Pedrones (Red Valenciana)	0,16
28.	Jalance (Red Valenciana)	0,16
29.	Cortes de Pallás (Red Valenciana)	0,16
30.	Almadraba (Red Catalana)	0,11
31.	Ascó (Red Catalana)	0,12
32.	Bilbao (Red Vasca)	0,07
33.	Vitoria (Red Vasca)	0,08

Posteriormente a la información favorable, el Ciemat presentó al CSN el documento *Actualización del conocimiento de la situación radiológica en el área de Palomares*, que desarrolla las actividades previstas para la caracterización radiológica de la zona. El

CSN evaluó el documento y concluyó que la propuesta del Ciemat recoge los aspectos requeridos y es coherente con el *Plan de investigación* informado favorablemente por el Consejo, aunque con un alcance menor, dado que los sondeos en las

proximidades de los puntos de impacto de las bombas 2 y 3 no podrían comenzar hasta que culminase el proceso de expropiación de los terrenos.

El Consejo de Ministros, en su reunión del día 17 de diciembre de 2004, acordó aprobar el *Plan de investigación energética y medioambiental en materia de vigilancia radiológica* que desarrollará el Ciemat en los terrenos de Palomares.

Durante el año 2005 se desarrolló el procedimiento de expropiación de los terrenos afectados y en los meses de mayo-junio de 2006 el Ciemat ocupó las catorce fincas expropiadas. En estos terrenos expropiados, con una extensión de 9 Ha, se va a realizar un *Plan de investigación* que incluye dos actuaciones:

- a) La caracterización radiológica intensiva en superficie.
- b) La caracterización radiológica en profundidad que permitirá la representación tridimensional de la situación actual de la contaminación radiactiva. Esta última fase se realizará en cooperación con el Lawrence Livermore National Laboratory (LLNL) del Departamento de Energía, DOE, de EEUU.

Dentro del *Plan de vigilancia radiológica* de Palomares que el Ciemat tiene encomendado, durante el año 2006 han continuado los trabajos para actualizar la caracterización radiológica superficial de la zona afectada por el accidente, que comprende una extensión aproximada de 300 Ha.

6.3. Protección frente a fuentes naturales de radiación

El *Reglamento de Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, revisado en 2001, recoge en su título VII los aspectos relativos a la radiación natural, de acuerdo con la Directiva 96/29/Euratom sobre normas básicas de protección sanitaria de los trabajadores y el público.

De acuerdo con dicho título, la autoridad competente, con el asesoramiento del CSN, requerirá a los titulares de las actividades laborales, no reguladas conforme a lo establecido en el Reglamento, en las que existan fuentes naturales de radiación, que realicen los estudios necesarios a fin de determinar si existe un incremento significativo de la exposición de los trabajadores o de los miembros del público que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica. Entre las actividades que deben ser sometidas a revisión se incluyen:

- a) Actividades laborales en las que los trabajadores y, en su caso, los miembros del público estén expuestos a la inhalación de descendientes de torón o de radón o a la radiación gamma o a cualquier otra exposición en lugares de trabajo tales como establecimientos termales, cuevas, minas, lugares de trabajo subterráneos o no subterráneos en áreas identificadas.
- b) Actividades laborales que impliquen el almacenamiento o la manipulación de materiales que habitualmente no se consideran radiactivos pero que contengan radionucleidos naturales que provoquen un incremento significativo de la exposición de los trabajadores y, en su caso, miembros del público.
- c) Actividades laborales que generen residuos que habitualmente no se consideran radiactivos pero que contengan radionucleidos naturales que provoquen un incremento significativo en la exposición de los miembros del público y, en su caso, de los trabajadores.
- d) Actividades laborales que impliquen exposición a la radiación cósmica durante la operación de aeronaves.

Tras la publicación del reglamento, el Consejo de Seguridad Nuclear puso en marcha en 2002 un plan de actuación para desarrollar el título VII.

Este plan incluye, además, el desarrollo de normas específicas para la protección contra la exposición al radón en el interior de edificios, de acuerdo con la recomendación de la Comisión Europea (90/143/Euratom, de 21 de febrero de 1990).

De acuerdo con el Plan establecido, el CSN ha llevado a cabo una serie de actuaciones encaminadas a identificar aquellas actividades que pueden representar un riesgo significativo para los trabajadores, el público y el medio ambiente, y proponer medidas de protección radiológica adecuadas. Estas actividades han incluido la recopilación de información nacional e internacional sobre radiación natural, la identificación e información a las diversas autoridades competentes en el ámbito de la exposición a la radiación natural, el desarrollo de proyectos piloto en las diversas áreas afectadas.

De los proyectos piloto, durante 2006 han continuado los de centrales térmicas de carbón, fabricación de ácido fosfórico y fertilizantes, fabricación de pigmentos de dióxido de titanio, industrias cerámicas con utilización de arenas de zirconio y fabricación y utilización de compuestos de torio.

En lo relativo a la protección frente al gas radón en el interior de viviendas, ha finalizado el proyecto de investigación de medida de concentraciones de radón en lugares de trabajo y viviendas de Cataluña. Continúa el desarrollo del proyecto sobre medida de gas radón en viviendas de Galicia, donde se pretende obtener información del contenido de este isótopo en el interior de unas 2.500 viviendas de la comunidad Gallega. Se ha continuado con el proyecto sobre el estudio de la viabilidad y efectividad de diferentes acciones de remedio frente a la presencia de gas radón en edificios ya construidos.

En febrero de 2003 el CSN remitió al Ministerio de Fomento un escrito con una propuesta de texto sobre la protección frente al radón en edificios de nueva construcción, para incluir en el Código Téc-

nico de la Edificación. El código se aprobó el 17 de marzo de 2006 sin que se hayan incorporado requisitos de protección frente al radón. En junio de 2006, tras analizar la situación, el Consejo remitió otro escrito al Ministerio de la Vivienda, adjuntando la misma propuesta para su consideración en una futura revisión del Código.

Dentro también del programa de protección frente a la exposición debida a las fuentes naturales de radiación, ha continuado el proyecto sobre el contenido de isótopos naturales, entre ellos el ^{222}Rn , en las aguas de uso público de la comunidad Gallega.

Un aspecto a destacar en 2006 ha sido la aprobación por el Consejo, en marzo, de una revisión del *Plan de actuación*, tras realizar un análisis de su grado de desarrollo y resultados. La revisión incorpora, junto a una actualización, un programa detallado de las actividades normativas a realizar por el CSN para dar cumplimiento a las funciones que le asigna el reglamento. De estas actividades, durante el presente año se han elaborado propuestas relativas a:

- Determinación de los tipos de industrias y actividades afectadas.
- Orientación para la realización de los estudios de evaluación del impacto radiológico.
- Determinación de los niveles de actuación y medidas de protección cuando se superan estos, para:
 - Radón en lugares de trabajo.
 - Radón en viviendas de nueva construcción y ya construidas.
 - Industrias que manipulan materiales que contienen radionucleidos naturales.
- Establecimientos de niveles de exención/desclasificación para residuos NORM.

En 2007 se prevé la presentación de estas propuestas al Pleno del CSN para su aprobación y posterior difusión entre las autoridades competentes.

Uno de los aspectos que contempla el plan, es el fomento de infraestructura nacional para el desarrollo del título VII; en este aspecto se están elaborando diversas guías y procedimientos de medida para facilitar a los responsables de las actividades la elaboración de los estudios requeridos por la reglamentación, y se apoya la creación de una red nacional de radiación natural (Redradna).

Además de los aspectos genéricos del control de la exposición debida a la radiación natural, se han planteado solicitudes concretas de las autoridades competentes al CSN sobre algunas industrias. En 2006 el Consejo ha emitido informe para la declaración de impacto ambiental sobre el proyecto de retirada del embalse de Flix de los lodos acumulados por los vertidos de la fábrica de fosfatos de Erkros. También ha participado en las comisiones técnica y de seguimiento de dicho proyecto. Así mismo, ha realizado diversas evaluaciones relativas al impacto radiológico ambiental del proyecto de retirada de fosfoyesos de una antigua fábrica de Erkros en Cartagena y de la plataforma petrolífera Casablanca (Tarragona).

6.4. Estudio epidemiológico

El 18 de diciembre de 2003 se publicó, en el Boletín Oficial de las Cortes Generales, el informe emitido por la ponencia especial encargada del estudio del informe general de las actividades realizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear. En dicho informe, se insta al CSN a promocionar y coordinar la realización de un estudio epidemiológico, en coordinación con especialistas de reconocido prestigio, sobre la influencia que las instalaciones nucleares tienen sobre la salud de las personas que habitan en su entorno en comparación con otras zonas del país.

Así mismo, la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, en su sesión de 14 de diciembre de 2004, tras el análisis del *Informe anual de actividades del Consejo de Seguridad Nuclear*, correspondiente a 2003, reiteró la petición anterior, instando a las autoridades sanitarias a colaborar con el CSN para continuar con la promoción y coordinación de dicho estudio epidemiológico.

El Pleno del Congreso de los Diputados en su sesión de 9 de diciembre de 2005, aprobó una proposición no de Ley (BOGG, 2005), considerando la preocupación social sobre la eventual incidencia de las radiaciones emitidas por las instalaciones nucleares en la salud de la población del entorno de las mismas, en la que insta al Gobierno a:

1. Que el Ministerio de Sanidad y Consumo, a través del Instituto de Salud Carlos III, desarrolle un estudio epidemiológico en las zonas donde existen instalaciones nucleares y sus áreas de influencia (según régimen de vientos, corrientes de agua, etc.), analizando la influencia de estas instalaciones sobre la salud de la población.
2. Que las comunidades autónomas afectadas sean informadas por el Ministerio y participen activamente en dichos estudios.
3. Que el Consejo de Seguridad Nuclear participe colaborando con dichos estudios, en la medida que se determine, y específicamente aportando la información que permita valorar la exposición radiológica de la población, tanto de origen artificial (derivada de las instalaciones nucleares) como de origen natural.
4. Que en el estudio se considere:
 - a) La actualización de los resultados del primer estudio, dado que se ampliaría el período de estudio hasta el año 2002 (último año para el

que estarían disponibles los datos de mortalidad de las poblaciones), incorporándose los nuevos datos de mortalidad e incidencia disponibles.

- b) La historia de exposición de las zonas estudiadas.
 - c) Los datos sobre radiación natural disponibles.
5. Que se establezcan los mecanismos de comunicación e información necesarios para que se garantice la independencia de la investigación y la transparencia máxima en el desarrollo de las actividades, para que la ciudadanía, sobre todo la población residente en las zonas afectadas, conozca de forma escrupulosa todos los datos relevantes de dichos estudios.
 6. Que se constituya un Comité consultivo en el que junto con las instituciones participen expertos independientes, entidades ecologistas y partes interesadas, para el seguimiento de la ejecución del estudio y el análisis de los resultados alcanzados una vez finalizado el estudio.

El 18 de abril de 2006 el CSN y el Instituto de Salud Carlos III (ISCIII) firmaron el convenio de colaboración para la realización de un estudio epidemiológico que investigue el posible efecto de la exposición a las radiaciones derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas sobre la salud de la población que reside en su proximidad. Según el mencionado convenio, el plazo para realizar los trabajos concluye a finales de febrero de 2009, fecha en la que se deberá presentar el informe final de resultados.

Entre los trabajos realizados en España sobre la salud de las poblaciones residentes en el entorno de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, des-

taca el realizado por el propio Instituto de Salud Carlos III, a través de su Área de Epidemiología Ambiental y del Cáncer del Centro Nacional de Epidemiología, cuyos resultados se publicaron en 1999 y en 2001.

Al igual que otros trabajos realizados fuera de España, el estudio mencionado utilizó la distancia del municipio de residencia a la instalación como medida de exposición. Esta forma de clasificar a los individuos en expuestos y no expuestos puede conllevar un sesgo de mala clasificación, limitación que actuaría disminuyendo la capacidad de los trabajos para detectar un posible riesgo asociado a las exposiciones derivadas de las instalaciones estudiadas.

Por consiguiente, el estudio a realizar en el marco de colaboración entre el ISCIII y el CSN incorpora una valoración de la exposición derivada del funcionamiento rutinario de las instalaciones, desde el inicio de la operación hasta 2003, realizando un esfuerzo para reconstruir la historia de exposición de las poblaciones a través de la vigilancia de los efluentes radiactivos y de la vigilancia radiológica ambiental en las áreas próximas a las instalaciones. Considera, además, la exposición debida a la radiación natural en estas áreas y en dos zonas de la península, de alta y baja radiación de fondo.

La base del estudio son los municipios de esas dos zonas de alta y baja radiación natural, en un área de 30 km de radio, y los del entorno de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas (dentro de un radio de 30 km alrededor de dichas instalaciones), independientemente de que se encuentren o no en funcionamiento o desmantelamiento. Como elemento de control se tomarán otros municipios de similares características suficientemente alejados de las instalaciones.

Tras la firma del referido Convenio, se iniciaron los trabajos por parte del ISC III y del CSN en los respectivos ámbitos de competencia, coordinándose las actividades a través de una Comisión Mixta de Seguimiento creada a tal efecto.

Asimismo, se constituyó el *Comité consultivo*, integrado por 26 miembros, entre los que se encuentran representantes de las autoridades sanitarias de cada comunidad autónoma implicada en el estudio, de la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), de las organizaciones sindicales UGT y CCOO, de organizaciones de defensa de la preservación del medio ambiente Greenpeace, Ecologistas en Acción y de la Asociación de Vecinos afectados por la Central Atómica (AVACA), de las empresas titulares de las instalaciones incluidas en el estudio Enresa, Enusa y Unesa, y de seis expertos independientes, además de un representante del Instituto de Salud Carlos III y otro del CSN. El día 27 de septiembre tuvo lugar la reunión constitutiva de este

comité, en la que, además, se aprobaron las normas de funcionamiento del mismo y se presentaron las herramientas de trabajo preparadas para facilitar la distribución de documentos y la participación de los miembros del comité.

Durante 2006 el CSN inició la recopilación de la información necesaria para realizar la reconstrucción del historial dosimétrico de la población en el entorno de las instalaciones y la definición del modelo metodológico de estimación de las dosis debidas a los vertidos de las instalaciones y a la radiación natural, que concluyó a principios del año en curso. El CSN ha recopilado, así mismo, la información disponible, necesaria para estimar la exposición debida a la radiación natural, y ha identificado, en colaboración con el Instituto de Salud Carlos III, los municipios objeto en el estudio, incluyendo los de dos zonas de la península con elevado y bajo fondo radiactivo y fuera de las áreas de influencia de las instalaciones a considerar en el estudio.

7. Emergencias nucleares y radiológicas. Protección física

La Ley 15/1980 de Creación del CSN asigna a este organismo, entre otras, diversas funciones de colaboración con las autoridades competentes en los planes de emergencia de las instalaciones nucleares y radiactivas, y de los transportes de sustancias nucleares y materias radiactivas. La Ley 14/1999, de 4 de mayo, modificó las funciones del CSN en emergencias nucleares y radiológicas, ampliando y precisando las definidas por la ley anterior. En resumen, las funciones asignadas de forma específica al CSN sobre emergencias por la Ley 15/1980 modificada son las siguientes:

- Función f). *Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia exterior y protección física de las instalaciones nucleares y radiactivas y de los transportes y, una vez redactados los planes, participar en su aprobación.*

Coordinar, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia, integrando y coordinando a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuyo concurso sea necesario para el cumplimiento de las funciones atribuidas a este organismo.

Asimismo, realizar cualesquiera otras actividades en materia de emergencias que le sean asignadas en la reglamentación aplicable.

- Función p). *Inspeccionar, evaluar, controlar, informar y proponer a la autoridad competente la adopción de cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia que se presenten y que puedan afectar a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o activi-*

dades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear.

Del desarrollo de otras funciones generales se derivan competencias específicas del CSN sobre emergencias; como las relacionadas con la inspección en situaciones excepcionales, la propuesta de actuaciones al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio en este tipo de situaciones y la información al público.

En cumplimiento de estas misiones se describen las actividades que desarrolló el CSN durante el año 2006.

7.1. Preparación para casos de emergencia en el entorno nacional

7.1.1. Resumen de las 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 las radiaciones ionizantes* y acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información al público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica. También se recogen algunas disposiciones particulares sobre gestión de emergencias en la *Directriz básica de Protección Civil ante el riesgo de accidentes en el transporte de mercancías peligrosas por carretera y ferrocarril*. A continuación se resumen los aspectos más destacables de estas disposiciones en lo que se refiere a las emergencias nucleares o radiológicas, excepto lo referente a la Ley 15/1980 modificada que se resume en el apartado anterior.

Norma básica de protección civil

Esta norma fue aprobada por Real Decreto 407/1992, de 24 de abril de 1992. Determina la distribución de competencias sobre la preparación y actuación en emergencias de diversa índole entre las entidades que componen el Estado: Gobierno de la nación (competencia estatal), comunidades autónomas (competencia territorial) y entidades locales. Asimismo, determina diferentes tipos de planes en función de los riesgos específicos para los que se diseñan. En concreto, para las emergencias nucleares se determina que la competencia es estatal y su planificación se realiza de acuerdo con un plan básico.

Plan Básico de Emergencia Nuclear (Plaben)

El *Plan básico de emergencia nuclear* fue aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 25 de junio de 2004, previos informes del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado en el BOE mediante Real Decreto 1546/2004 del 14 de julio de 2004.

Este Plaben sustituye al aprobado en marzo de 1989 adaptándolo a la nueva normativa internacional sobre emergencias, introduciendo las lecciones aprendidas en su aplicación a través de los antiguos planes provinciales de emergencia nuclear, reflejando la asunción de competencias por las comunidades autónomas y reforzando la colaboración de los titulares de las centrales nucleares.

El Plaben constituye la directriz básica para la preparación y planificación de la respuesta ante emergencias nucleares en el territorio nacional. Su objetivo es la protección de la población de los efectos adversos de las radiaciones ionizantes, que se podrían producir por la liberación incontrolada de material radiactivo como consecuencia de un accidente nuclear, y define las actuaciones previstas para efectuar esta protección. El Plaben contiene, como fundamento, los criterios radiológicos

definidos por el CSN para la planificación de la respuesta ante emergencias nucleares.

El alcance del Plaben abarca la preparación y planificación de actuaciones en caso de emergencia producida por un accidente nuclear en la fase de emergencia (desde la declaración de la situación de emergencia hasta la declaración de que la situación está controlada), aunque el Plaben también incluye alguno de los criterios de actuación de la fase de recuperación, por considerar que en la fase de emergencia se pueden tomar decisiones o iniciar acciones que condicionan la respuesta en aquélla.

El Plaben, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en dos niveles distintos y complementarios para la respuesta a las situaciones de emergencia:

- Nivel de respuesta interior o de autoprotección:
 - Las actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia se contienen en el Plan de Emergencia Interior (PEI) de cada central nuclear, regulado específicamente por el *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*.
- Nivel de respuesta exterior cuyas actuaciones de preparación y respuesta a situaciones de emergencia se establecen en:
 - Los planes directores de emergencia nuclear exteriores a las centrales nucleares (Pen), que a su vez se desarrollan en los planes de actuación de los grupos operativos y los planes de actuación municipal en emergencia nuclear (Pamen). Los planes directores han sido adaptados al Plaben habiéndose aprobados por Acuerdo de Consejo de Ministros, de 9 de junio de 2006.
 - El *Plan de emergencia nuclear del nivel central de respuesta y apoyo* (Pencra) que incluye la solicitud de la prestación de asistencia internacional.

Este nivel central de respuesta y apoyo, está integrado por la Dirección General de Protección Civil y Emergencias (DGPCE) del Ministerio del Interior, como órgano coordinador de todos los apoyos necesarios de los diversos organismos de la administración central y de otras administraciones, y por el Consejo de Seguridad Nuclear para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, coordinando éste a su vez a los diversos organismos y empresas públicas o privadas cuyo concurso sea necesario en orden a las funciones que tiene atribuidas este organismo. Este plan ha sido adaptado al nuevo Plaben en 2005 mediante Orden del Ministerio del Interior 1695/2005, de 27 de mayo.

- En el año 2005 fueron aprobadas mediante Resolución de 7 de junio de la Subsecretaría del Ministerio del Interior, las directrices que desarrollan el Plaben sobre los programas de información previa a la población, la formación y capacitación de actuantes y sobre los ejercicios y simulacros de los planes de emergencia nuclear exteriores.

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, establece que los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas elaboren un *Plan de emergencia interior* para la obtención de las correspondientes autorizaciones de explotación o, en su caso, de funcionamiento. Todas las instalaciones nucleares proponen un *Plan de emergencia interior* que es aprobado por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio 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 el suceso 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 las radiaciones ionizantes

La última versión vigente del *Reglamento sobre Protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, publicada por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, incluye entre otros los principios básicos de las intervenciones en caso de emergencia radiológica, los cuales deben tenerse en cuenta en los planes de emergencia que preparan tanto los titulares como las autoridades con el fin de proteger a la población en caso de emergencia. Estos principios básicos son:

- Justificación.
- Optimización.
- Establecimiento de niveles de intervención.

Además, este reglamento requiere que el personal de intervención esté sometido a un control dosimétrico y a una vigilancia médica especial, así como el establecimiento de niveles de exposición de emergencia para dicho personal.

Acuerdo sobre información al público en caso de emergencias radiológicas

El acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 *relativo a la información al público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica*, elaborado en cumplimiento de la Directiva 89/618/Euratom del Consejo de la UE, contiene las

disposiciones específicas para el desarrollo de los aspectos de información al público en emergencias nucleares y radiológicas en general, tanto en lo que se refiere a la información previa, dirigida a la población que pueda verse afectada en caso de emergencia radiológica, como en lo relativo a la información a transmitir a la población efectivamente afectada en caso de emergencia. También incluye disposiciones para la información y la formación de las personas que integran los servicios de intervención en emergencias radiológicas.

Planificación de emergencias en el transporte de materiales radiactivos

La *Directriz básica de Protección Civil ante el riesgo de accidentes en el transporte de mercancías peligrosas por carretera y ferrocarril*, publicada mediante Real Decreto 387/1996, de 1 de marzo, contiene los criterios para la elaboración de planes de emergencia relativos al transporte de mercancías peligrosas por carretera y ferrocarril. Se trata de una norma fundamentalmente administrativa, que determina dos niveles de planificación, uno territorial a través de planes de emergencia a desarrollar por las comunidades autónomas; y un plan estatal en el que participan todas las instituciones del Estado relacionadas con la materia. Esta directriz básica aplica a todo tipo de mercancías peligrosas, incluido el transporte de materiales radiactivos, que se identifican como Clase VII. En ella no se incluyen criterios técnicos para la gestión de este tipo de emergencias, los cuales se deberán identificar en función de la materia afectada. Para la Clase VII aplican, convenientemente adaptados, los criterios técnicos definidos en las disposiciones reglamentarias resumidas anteriormente.

7.1.2. Participación del CSN en el sistema nacional de emergencias

El CSN además de cumplir con las actividades relacionadas con su función reguladora que incluyen tanto la evaluación de los planes de emergencia interior de las instalaciones, como el

seguimiento y control de su implantación y de los ejercicios y simulacros que se realizan para comprobar su grado de eficacia, descritas en el apartado 6.3 del presente informe, participa en una serie de actividades enmarcadas en el sistema nacional de emergencias

Las disposiciones reglamentarias anteriormente mencionadas asignan al Consejo funciones básicas en la preparación del sistema nacional de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas, así como en la ejecución de actuaciones en caso de emergencia. Por ello, la participación del CSN en la organización nacional de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas está considerada en las actuaciones estratégicas y en los programas básicos de actividades del organismo, siempre en coordinación con las autoridades responsables de los planes de emergencia y, de modo particular, con la Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior y con la Unidad Militar de Emergencias del Ministerio de Defensa.

Las actividades de preparación frente a emergencias que el CSN realiza en este marco, se pueden agrupar en las siguientes líneas de actuación, diferentes y complementarias:

- 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 del OIEA como en el de la Unión Europea; bien en lo relativo a la participación en programas internacionales de cooperación en emergencias.

- Las actividades de coordinación con la Dirección General de Protección Civil y Emergencias, relacionadas con aspectos de preparación y planificación de emergencias en el exterior de las instalaciones, o las de información a la población y formación y entrenamiento de actuantes de emergencia y, dentro de todas ellas, las de apoyo a los grupos radiológicos de los planes de emergencia nuclear exteriores a las centrales nucleares.
- Las actividades de colaboración con la Unidad Militar de Emergencias, relacionadas con los aspectos de intercambio de información, formación de actuantes, comunicaciones y especificación de instrumentación radiométrica.
- Las actividades de coordinación con las comunidades autónomas básicamente en temas de emergencias radiológicas y fundamentalmente con aquellas con las que el CSN tiene suscritos acuerdos de encomienda, reforzando su participación en todas las fases de este tipo de emergencias.

7.1.3. Actividades realizadas por el CSN y la Dirección General de Protección Civil y Emergencias

Las actividades realizadas por ambos organismos tienen como base el convenio de colaboración firmado el 3 de mayo de 1999 entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de emergencias.

El alcance de este convenio actualmente incluye:

- La revisión del Plaben anterior y el desarrollo del Plaben vigente.
- El estudio, formulación y puesta en ejecución de iniciativas conjuntas para mejorar los medios y recursos, técnicos y humanos y los que incrementen la operatividad de los planes exteriores de emergencia, en particular con los grupos radiológicos.
- El estudio, formulación y puesta en marcha de iniciativas conjuntas para la conformación y puesta en estado operativo del llamado nivel central de respuesta y apoyo.
- Actividades relacionadas con la formación de actuantes de los planes exteriores de emergencia, así como actividades relacionadas con información a la población sobre emergencias nucleares.
- Planificación conjunta de ejercicios y simulacros de los planes exteriores de emergencia.
- Aplicación del acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.
- Utilización conjunta de los datos de la Red de Alerta a la Radiactividad (RAR), así como la formación y el entrenamiento del personal relacionado con la misma.

En el primer semestre de 2007 está prevista la firma de un nuevo convenio marco de colaboración entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de gestión de emergencias nucleares y radiológicas y en materia de seguridad física de instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos, así como la firma de un acuerdo específico de colaboración entre la Dirección General de Protección Civil y Emergencias y el CSN, que desarrolle el anterior en materia de planificación, preparación y respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas.

Con relación a las actividades asociadas con los planes exteriores de emergencia nuclear, en el año 2006 se continuó la línea de trabajo de

colaboración mutua entre la Dirección General de Protección Civil y Emergencias, las unidades provinciales de Protección Civil y el CSN, con la participación de los jefes de los grupos radiológicos. En concreto, por Acuerdo de Consejo de Ministros, de 9 de junio de 2006, se aprueban los planes directores de los planes exteriores de emergencia nuclear, a saber: Pengua (Guadalajara), Penca (Cáceres), Penbu (Burgos), Penta (Tarragona) y Penva (Valencia), con los informes preceptivos favorables de la Comisión Nacional de Protección Civil y del CSN. Asimismo, el CSN ha prestado apoyo en la elaboración de los planes de actuación y de los procedimientos de los grupos radiológicos de los planes exteriores de emergencia nuclear.

Durante el año 2006 continuaron los trabajos sistemáticos de colaboración entre ambos organismos, sobre planificación conjunta de ejercicios y simulacros, formación de actuantes e información a la población. Cabe destacar la preparación e intervención en el ejercicio de activación y verificación del funcionamiento de la unidad móvil de vigilancia radiológica en emergencias del Ciemat en coordinación con el grupo radiológico del Penta.

El CSN realizó las actividades previstas en su programa para informar a la población sobre los contenidos mínimos que figuran en el anexo I del acuerdo. Se ha trabajado en el diseño de publicaciones informativas, en la ampliación de contenidos en su página de internet <http://www.csn.es>, en organizar visitas al Centro de Información y a la Salem, y en impartir seminarios destinados a la población.

En paralelo, el CSN participó, a través de los jefes de los grupos radiológicos de los planes exteriores de emergencia nuclear en las sesiones de información a la población y formación de actuantes, programadas por las unidades provinciales de Protección Civil.

En 2006, el grupo de trabajo constituido al efecto entre la DGPCE y el CSN para la elaboración de la *Directriz básica de planificación de Protección Civil ante riesgos radiológicos*, ha continuado sus trabajos en coherencia con los elementos básicos de planificación aprobados por el CSN en junio de 2000 y con la transposición de la Directiva 96/29/Euratom de la UE. El último borrador de la citada directriz fue presentado a la Comisión Permanente de la Comisión Nacional de Protección Civil el 29 de junio de 2006, incorporando comentarios de varias comunidades autónomas. Está prevista su aprobación definitiva a finales del primer semestre de 2007.

Por último, durante el año 2006 se ha seguido compartiendo de manera sistemática y sin novedades significativas los datos de las 907 estaciones automáticas de la RAR.

7.1.4. Actividades de colaboración del CSN con la Unidad Militar de Emergencias

Desde el primer momento de la creación de la Unidad Militar de Emergencias (UME) por Acuerdo del Consejo de Ministros (octubre de 2005, BOE de 19 de enero de 2006), el Consejo de Seguridad Nuclear ha mantenido estrechas relaciones con la citada unidad militar.

Una delegación de la UME presidida por el jefe de la Unidad, el teniente general Fulgencio Coll Bucher visitó la sede del Consejo de Seguridad Nuclear en mayo de 2006. En esta visita se presentaron ponencias sobre la UME, la *Organización de respuesta ante emergencias* y *Plan de actuación ante emergencias* del CSN y se pudo comprobar el funcionamiento de las herramientas e infraestructuras disponibles en la Salem del CSN. Asimismo se establecieron las posibles líneas futuras de colaboración entre ambas instituciones.

Durante 2006 se han desarrollado por parte del CSN una serie de actividades de colaboración con

la UME centradas en los aspectos de intercambio de información, formación de actuantes, comunicaciones entre la Salem y el Centro de Operaciones Conjunto de la UME y asesoramiento en la adquisición de la instrumentación radiométrica necesaria para caracterizar las situaciones de emergencias nucleares y radiológicas.

Asimismo se ha creado un grupo de trabajo mixto para preparar un acuerdo de colaboración entre el Ministerio de Defensa / UME y el CSN que consolide e impulse la colaboración en temas relacionados con la planificación, preparación y respuesta ante situaciones de emergencia nuclear y radiológica. En el primer semestre de 2007 está prevista la firma del citado acuerdo.

7.1.5. Desarrollo de simulacros. Dotación de medios, capacitación y entrenamiento de actuantes

El Consejo de Seguridad Nuclear participó en los ejercicios y simulacros de emergencia interior de las instalaciones y en el ejercicio de coordinación interno que se describen en el punto 7.2.3.2, al objeto de comprobar la operatividad de los planes de emergencia tanto exteriores como interiores y la coordinación de las capacidades de su *Organización de respuesta ante emergencias (ORE)* analizando las actuaciones de respuesta que se han realizado en cada caso.

7.1.5.1. Planes de emergencia nuclear exteriores

Durante el año 2006 en cumplimiento con las funciones encomendadas por ley al CSN, continuaron las actividades para mantener y mejorar la operatividad de los planes exteriores de emergencia nuclear, tanto en el nivel de respuesta autonómica, provincial y local, como en el nivel central de respuesta y apoyo.

Desde el CSN se ha apoyado a los jefes de Grupo Radiológico en la tarea de adecuar el Plan de Actuación del Grupo Radiológico y los procedimientos que lo desarrollan al Plaben aprobado por Real Decreto 1546/2004 y a sus respectivos planes directores aprobados por Acuerdo de Consejo de Ministros, de 9 de junio de 2006. En este período se recibió para informe el Plan de Actuación del Grupo Radiológico del Penta.

Se ha suscrito un convenio de colaboración entre el CSN, la Consejería de Medio Ambiente de la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura con objeto de disponer en cualquier situación de emergencia, de un vehículo completamente operativo equipado con detectores de radiación y de contaminación capaz de caracterizar y cuantificar radiológicamente zonas potencialmente afectadas. El ámbito geográfico de actuación de esta unidad móvil es fundamentalmente la zona de planificación del Penta, aunque se ha acordado también su posible utilización en toda la península ibérica.

En este período se realizó un ejercicio del Grupo Radiológico del Penta, en el que participó la unidad móvil ambiental del Ciemat (UMA), de la que el CSN puede disponer en situaciones de emergencia, real o simulada mediante el acuerdo de colaboración que al efecto existe entre ambos organismos. Los objetivos del ejercicio fueron:

- Comprobar tiempos de activación y de incorporación de la unidad móvil ambiental hasta su operatividad, una vez que su presencia es requerida como apoyo a algún plan de emergencia exterior.
- Comprobar la operatividad en campo de la unidad móvil ambiental, verificando que realiza todas las medidas previstas de radiación y contaminación ambiental y que los resultados pueden ser comunicados al jefe del Grupo Radiológico (JGR).

- Comprobar las posibilidades de comunicación de la unidad móvil ambiental vía teléfono móvil y vía radio, en zonas alejadas de núcleos urbanos con el Cecop y la Salem, para lo cual se diseñó un recorrido de unos 100 km en el entorno de la central nuclear de Ascó.

En el ejercicio además participó otra unidad móvil de una empresa especializada que como demostración portaba una maleta con un equipo de medida de radiación ambiental.

Cabe señalar que en el ejercicio que tuvo una duración de cuatro horas de tal modo que hubo ocasión de comprobar la total operatividad del equipamiento de la unidad móvil ambiental; la falta de cobertura de la telefonía móvil en algunas zonas, donde se comprobó la operatividad de los teléfonos vía satélite; el adecuado envío de datos registrados por la UMA a la Salem, cuando había cobertura de telefonía móvil, y desde allí su envío al Jefe del Grupo Radiológico en el Cecop de Tarragona; y la comunicación entre la UMA y el Cecop vía radio. Durante el ejercicio además de valores ambientales correspondientes al fondo natural, conforme a lo previsto se enviaron algunos datos simulados.

La unidad de demostración remitió así mismo en tiempos reales y visibles sobre la cartografía dispuesta al efecto en un PC instalado para el ejercicio en la Salem los valores de tasa de radiación natural registrados durante el recorrido.

7.1.5.2. Dotación de medios

El CSN ha mantenido y mejorado su capacidad de respuesta en zonas potencialmente afectadas por una emergencia nuclear o radiológica, así en el año 2006 se ha dispuesto, además del retén del Grupo Radiológico (GR) de la ORE del CSN compuesto por dos técnicos del organismo disponibles en cualquier momento, de los recursos externos siguientes:

- Técnicos de apoyo local en emergencias, servicio que presta una empresa especialista en protec-

ción radiológica (UTPR autorizada por el CSN), por el que se dispone de equipos operativos de respuesta inmediata, para actuaciones en el marco de los planes exteriores de emergencia nuclear y de respuesta a emergencias radiológicas. Este servicio de apoyo a la gestión local de emergencias nucleares del grupo radiológico, comprende la disponibilidad de cinco técnicos y un coordinador en cada una de las provincias nucleares en un máximo de tres horas y media desde su activación, de un segundo equipo en un máximo de nueve horas y un tercer equipo en un máximo de diez horas. Para el caso de emergencias radiológicas el servicio consiste en la disponibilidad de un técnico en menos de cuatro horas y media en cualquier punto de la península donde se le requiera y en ocho horas si la emergencia tiene lugar en las islas, contemplando la posibilidad de la incorporación de más técnicos y de un coordinador del servicio en siete horas en cualquier punto de la península y en 12 horas si la emergencia tiene lugar en las islas.

- Disponibilidad de la unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental del Ciemat, así como de los técnicos y el personal necesario para la realización de medidas de radiación y contaminación ambientales en zonas potencialmente afectadas por una emergencia nuclear o radiológica, en cualquier punto del territorio nacional, en un plazo máximo de 24 horas desde su activación.
- Disponibilidad de la unidad móvil de vigilancia radiológica ambiental de la Junta de Extremadura, gestionada y operada por la Universidad de Extremadura, con un ámbito territorial de actuación de toda la Península Ibérica. Esta unidad móvil está integrada en la red de alerta radiológica de la comunidad extremeña.
- Servicio de Dosimetría Personal Interna de Tecnatom, que incluye dos contadores móviles de radiactividad corporal, para medida de dosis internas de personas con posible contaminación

interna, como consecuencia de una emergencia nuclear o radiológica, en zonas próximas a la zona afectada, con disponibilidad de medida de uno de ellos en cualquier punto del territorio nacional, en un plazo máximo de 48 horas desde su activación.

Durante este período se ha adjudicado y suscrito con una empresa especializada catalogada por el CSN como UTPR (unidad técnica de protección radiológica), un nuevo contrato de dos años de duración para dar cobertura a los servicios de apoyo local a la gestión de emergencias nucleares o radiológicas y gestión del mantenimiento de los equipos radiométricos asociados.

Además de las ubicaciones que contempla el contrato que el CSN tiene firmado con la unidad técnica de protección radiológica para el apoyo local a emergencias radiológicas de: Córdoba, Granada, Santander, Santiago de Compostela, Madrid y Tenerife, están dispuestos equipos de medida de radiación, contaminación superficial y dosimetría personal, de los planes de emergencia nuclear de Cáceres, Valencia y Tarragona en las localizaciones de Trujillo, Requena, Falset y Gandesa que son sedes de Estaciones de Clasificación y Descontaminación (ECD) respectivamente del Penca, Penva y las dos últimas del Penta. Estos equipos que están dispuestos en unas maletas, que faciliten su traslado, y se utilizarían según sus procedimientos de uso, bien como dotación de los correspondientes planes de emergencia nuclear en las ECD, o bien en aquellas localizaciones donde hubiese ocurrido una emergencia radiológica.

El CSN ha continuado según el compromiso adquirido con la DGPCE en mayo de 2002, con la gestión y mantenimiento de todos los equipos radiométricos que componen la dotación de los cinco planes provinciales de emergencia, así como del equipamiento destinado a afrontar emergencias radiológicas.

Se mantiene operativa la aplicación informática Géminis que gestiona y tiene actualizados los

datos relativos a la gestión de los equipos radiométricos de todos los planes exteriores de emergencia y refleja en tiempo real la situación de tales equipos en cuanto a su localización, operatividad, etc.

En este año 2006 se ha seguido cumpliendo el contrato de suministro de tres mil dosímetros electrónicos de lectura directa (DLD) y su correspondiente *software* de gestión que se adjudicó a una empresa externa especializada cuyo desarrollo, que se inició en el ejercicio 2005 y ha continuado en el de 2006, culminará en el ejercicio de 2007. Se ha elaborado un documento de criterios para la distribución y ubicación dentro de la zona de planificación de los planes nucleares de estos nuevos DLD, se está en proceso de adquirir armarios que permitan tener debidamente almacenado en cada una de las ubicaciones los equipos de detección y medida de radiación propiedad o bajo control del CSN. Hasta el momento la empresa adjudicataria del mencionado contrato, ha entregado 1.800 DLD, las 20 unidades lectoras previstas y ha traducido del inglés al castellano y cargado en cada una de estas unidades lectoras el programa de gestión de los DLD en emergencias.

El CSN ha continuado trabajando en la confección de un plan de actuación para la renovación de la instrumentación radiométrica necesaria para la caracterización radiológica en las situaciones de emergencia.

7.1.5.3. Información a la población y formación de actuantes

El Consejo de Seguridad Nuclear ha impulsado la realización de jornadas de entrenamiento continuado de actuantes de los planes exteriores de emergencia nuclear, a través del servicio de apoyo en emergencias contratado por el organismo.

En concreto durante este período se ha continuado con el programa de formación de actuantes de los grupos radiológicos (GR) de los planes nucleares exteriores. Para cada uno de los planes nucleares se

celebró al menos una sesión teórico-práctica impartida por los coordinadores de la propia UTPR contratada como apoyo a la gestión local de emergencias nucleares y en alguno de los programas se contó con la colaboración del personal del CSN. Además, se impartieron sesiones formativas específicas para el personal de dicha UTPR que prestaría apoyo al CSN en emergencias radiológicas. Uno de los objetivos de este reentrenamiento ha sido refrescar conceptos básicos de protección radiológica y analizar la normativa vigente sobre emergencias.

7.1.6. Situación del sistema nacional de respuesta ante emergencias y previsiones

El sistema de respuesta ante emergencias, desarrollado en España, constituye una base sólida para la preparación de las actuaciones a llevar a cabo en caso de emergencia nuclear y trata de sistematizar la capacidad de respuesta a emergencias radiológicas. Los planes de emergencia nuclear establecidos en el entorno de las centrales nucleares en operación, mediante los correspondientes planes de emergencia exteriores y el complemento de un nivel central de respuesta y apoyo, constituyen instrumentos adecuados para la gestión de este tipo de emergencias.

El mantenimiento, y en su caso la mejora, del nivel de eficacia de estos planes requiere el desarrollo de dos líneas de actuación complementarias. La primera, relacionada con las actividades de formación y entrenamiento del personal actuante y con la mejora permanente de las capacidades de respuesta, 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 nucleares y de los propios planes que lo desarrollan, con objeto de adaptarlos a las mejores prácticas establecidas en el ámbito internacional, materia en la que se ha avanzado significativamente en los tres últimos años.

Además, en aplicación del *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas* y del Plaben, que esta-

blecen que los titulares de las instalaciones colaboren con los órganos competentes en las actuaciones de protección en el exterior de las instalaciones, las centrales nucleares españolas colaboran en los siguientes aspectos concretos: notificación y evaluación de sucesos, transmisión de datos *on line* sobre el estado operativo de las plantas, vigilancia radiológica ambiental en emergencia en el entorno de las instalaciones, colaboración en las verificaciones y calibraciones de los equipos de medida de los grupos radiológicos de los planes de emergencia nuclear exteriores, participación en los programas de información a la población y algunas actuaciones puntuales relacionadas con la adquisición de medios para las dotaciones de los citados planes exteriores.

Con relación a la planificación de emergencias radiológicas en general, es necesario finalizar la elaboración y publicación de la *Directriz básica de planificación de protección civil ante riesgos radiológicos*, de la que derivarán los planes especiales de actuación de las comunidades autónomas y el plan especial estatal de apoyo y coordinación. Una vez publicados estos planes, será necesario establecer los acuerdos con las diferentes organizaciones implicadas en los mismos, para conseguir una respuesta coordinada. El nuevo plan de actuación del CSN ante situaciones de emergencia, descrito en el apartado 7.2.2 del presente informe, ha sido ya enfocado para que el Organismo pueda ejercer con garantías las funciones que se le asignen a este tipo de emergencias. En este sentido el CSN ya ha mantenido contactos con algunas comunidades autónomas e incluso ha organizado y realizado un simulacro de emergencia radiológica de manera coordinada con la Dirección General de Protección Ciudadana de la Junta de Comunidades de Castilla-La Mancha, cuyas conclusiones servirán de base para desarrollar futuros acuerdos de colaboración en las respuestas ante este tipo de emergencias.

Por último, en aplicación del acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999, el CSN continúa impulsando las actividades de formación

de actuantes y de información a la población, de acuerdo con el *Plan de información a la población sobre emergencias radiológicas* que se elaboró en el año 2001 y que incluye las actividades de coordinación con otros órganos que también tienen funciones y responsabilidades asignadas en este tema.

Consejo de Seguridad Nuclear en lo relativo a emergencias, tal como se describe en el apartado octavo de este informe.

7.2. Actuaciones del CSN ante emergencias

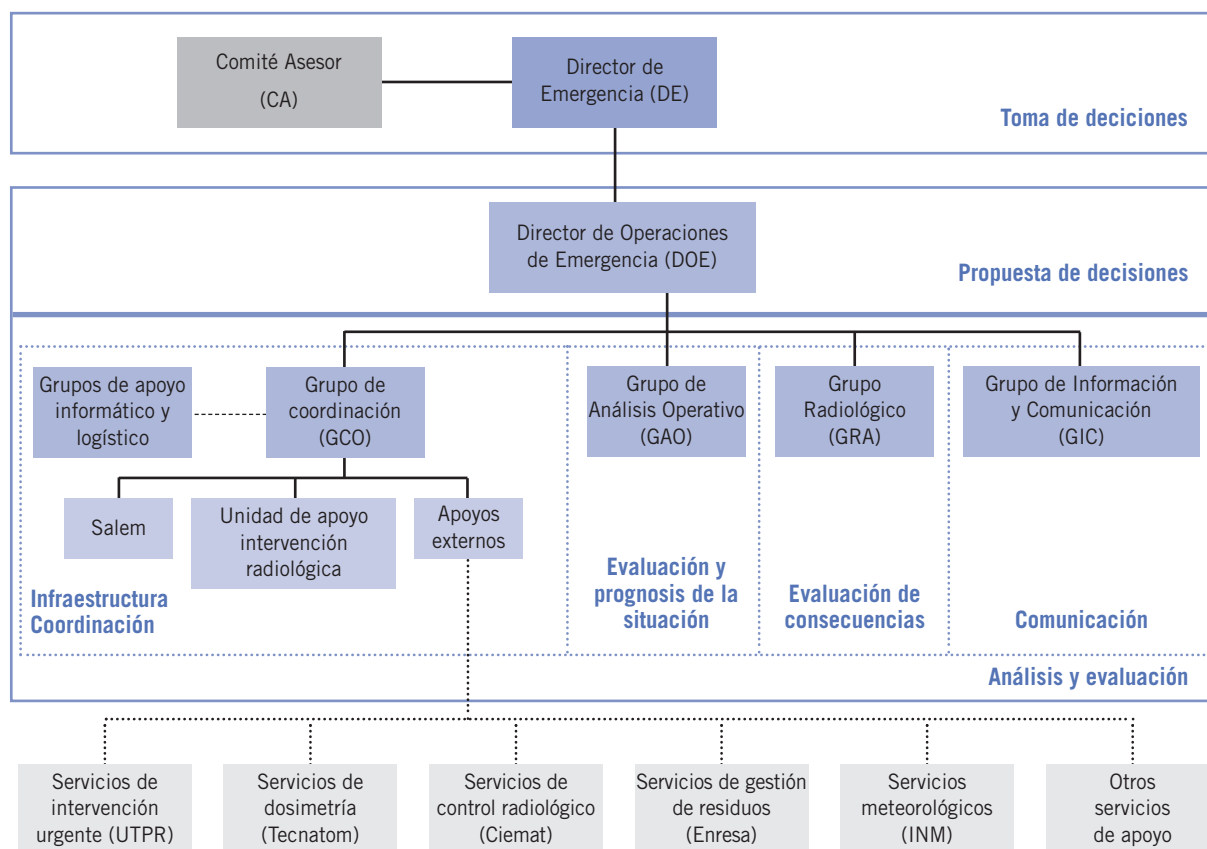
7.2.1. Funciones y responsabilidades

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

7.2.2. Organización de respuesta y plan de actuación ante emergencias

El CSN, para cumplir sus responsabilidades en situaciones de emergencia, establece la organización de respuesta que se describe esquemáticamente en la revisión 4 del documento *Organización de respuesta y Plan de actuación ante emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear*, aprobado por el Consejo en su reunión del 27 de abril de 2005. Esta revisión supone adaptar la organización de respuesta y el plan de actuación al nuevo Plaben, actualizándolos al marco legal vigente y optimizando su operatividad (figura 7.1).

Figura 7.1. Organigrama de la organización de respuesta ante emergencias del CSN



Ante la notificación de un accidente o emergencia nuclear o radiológica a la sala de emergencias del CSN (Salem), la organización de respuesta adapta sus efectivos de acuerdo con la gravedad y complejidad de la situación de emergencia que se produzca. Para ello se prevén cuatro modos de respuesta (de 0 a 3) cuya declaración conlleva la movilización de un grupo determinado de recursos, permitiendo la constitución de un esquema mínimo de respuesta que garantice el cumplimiento de las funciones esenciales desde los primeros momentos.

La organización abarca todos los niveles de autoridad del organismo y se nutre de parte de los efectivos de su estructura orgánica básica, una vez que son cualificados y entrenados para el desarrollo de las funciones específicas, aunque actúa independientemente de la función reguladora y de control que tiene asignada el CSN.

Para que este sistema de actuación sea posible es preciso que una pequeña parte de la organización de respuesta sea permanente y se corresponda con la dotación de efectivos a turno de la Salem que se describe más adelante.

La Presidencia del CSN es la autoridad única en nombre del Organismo en situaciones de emergencia, asumiendo la dirección de la organización de respuesta y ejerciendo determinadas competencias relativas a las medidas a adoptar en las fases inmediatas y urgentes (Acuerdo del Consejo de Seguridad Nuclear de 31 de mayo de 2001. BOE del 26 de junio de 2001). La Presidencia durante las citadas fases, puede 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 las

operaciones de emergencia. Entre sus funciones está la de proponer al director de emergencia la activación de la organización de respuesta en el modo aplicable y las recomendaciones sobre las medidas de protección a la población.

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 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 de acuerdo con unos niveles de intervención preestablecidos.

Al Grupo de Información y Comunicación corresponde proporcionar a los diferentes grupos de la organización de respuesta y a los organismos con los que el CSN tiene compromiso de pronta notificación, información acerca de elementos específicos de la instalación o lugar del accidente. Asimismo, este grupo es el encargado de preparar la información sobre la emergencia que debe ser remitida a los medios de comunicación y a la población.

Al Grupo de Coordinación corresponde asesorar al director de operaciones de emergencia en aplicación de los planes de emergencia interior y exteriores y del propio plan de actuación del CSN, mantener la infraestructura de la organización de respuesta plenamente operativa y asegurar el flujo de información entre todos sus órganos y con el exterior. Asimismo, este grupo se encarga de activar y coordinar la actuación de los apoyos internos (unidad de apoyo a la intervención radiológica y grupos de apoyo informático y logístico) y de la gestión de los posibles apoyos externos.

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. De igual forma es responsable de garantizar la seguridad de la organización de respuesta.

Al Grupo de Apoyo Informático corresponde mantener la capacidad operativa de los sistemas informáticos corporativos del CSN, iniciando las acciones pertinentes de recuperación o sustitución ante la pérdida de funcionamiento de los mismos.

A los grupos radiológicos de los planes de emergencia exteriores, cuyas funciones son gestionadas por el CSN, corresponde el seguimiento y evaluación de la situación desde el punto de vista radiológico desde el centro de coordinación operativa (Cecop) de la Delegación o Subdelegación del Gobierno correspondiente.

Para hacer frente a las emergencias de manera eficaz en los momentos inmediatos a producirse ésta, la organización de respuesta se ha dotado de personal que atiende la Salem durante 24 horas al día los 365 días al año y de un retén de emergencias compuesto por seis grupos de 14 técnicos cada uno que han de personarse en la Salem en tiempos inferiores a una hora desde que son activados.

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. 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 ante emergencias del CSN.

La Salem posee una serie de sistemas de telecomunicación, vigilancia, cálculo y estimación, que constituyen un conjunto de herramientas especializadas de las que se sirven los expertos de la organización de respuesta para el desarrollo de sus funciones y que se describen esquemáticamente en las figuras 7.2 y 7.3.

El 7 de noviembre de 2005 fue inaugurada oficialmente por el ministro de Industria, Turismo y Comercio la nueva Salem del Organismo, por lo que el año 2006 ha sido el primer año de plena operatividad de la nueva Salem.

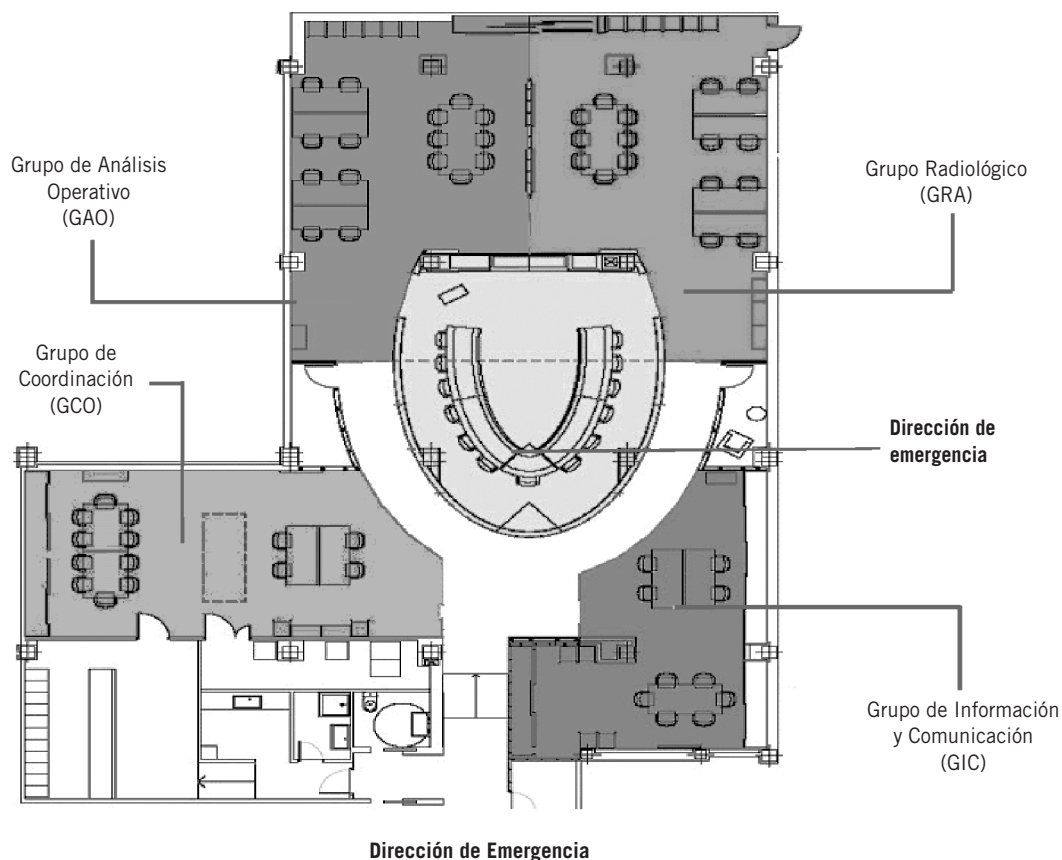
Aunque las mejoras introducidas en la Salem la han convertido en una sala de nueva generación, acorde con el contexto tecnológico actual, el proceso de mejora tecnológica de la misma culminará no obstante en los próximos años, una vez finalizada la instalación en curso de nuevos sistemas de integración y visualización de la información y de los sistemas de apoyo a la toma de decisiones.

7.2.3. Actividades durante el año 2006

7.2.3.1. Mantenimiento de la capacidad de respuesta

Durante el año 2006, el CSN continuó prestando asistencia técnica desde la Salem 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.

Figura 7.2. Representación esquemática de la sala de emergencias



- Aprobación de las recomendaciones e información elaboradas por la ORE.
- La transmisión de las recomendaciones aprobadas a la autoridad responsable de la puesta en marcha del Plan de Emergencia aplicable.

Grupo de Análisis Operativo

- Recaba datos técnicos
 - Sistemas
 - Valoración *in situ*
- Evalúa la situación
- Pronostica la evolución

Grupo de Coordinación

- Servicio de alerta permanente
- Activa la ORE del CSN
- Coordina las actuaciones, incluidas las de apoyo informático y logístico
- Mantenimiento y operatividad de la Salem

Grupo Radiológico

- Estima el término fuente
- Caracterización radiológica
- Estima las consecuencias
- Propone medidas de protección

Grupo de Información y Comunicación

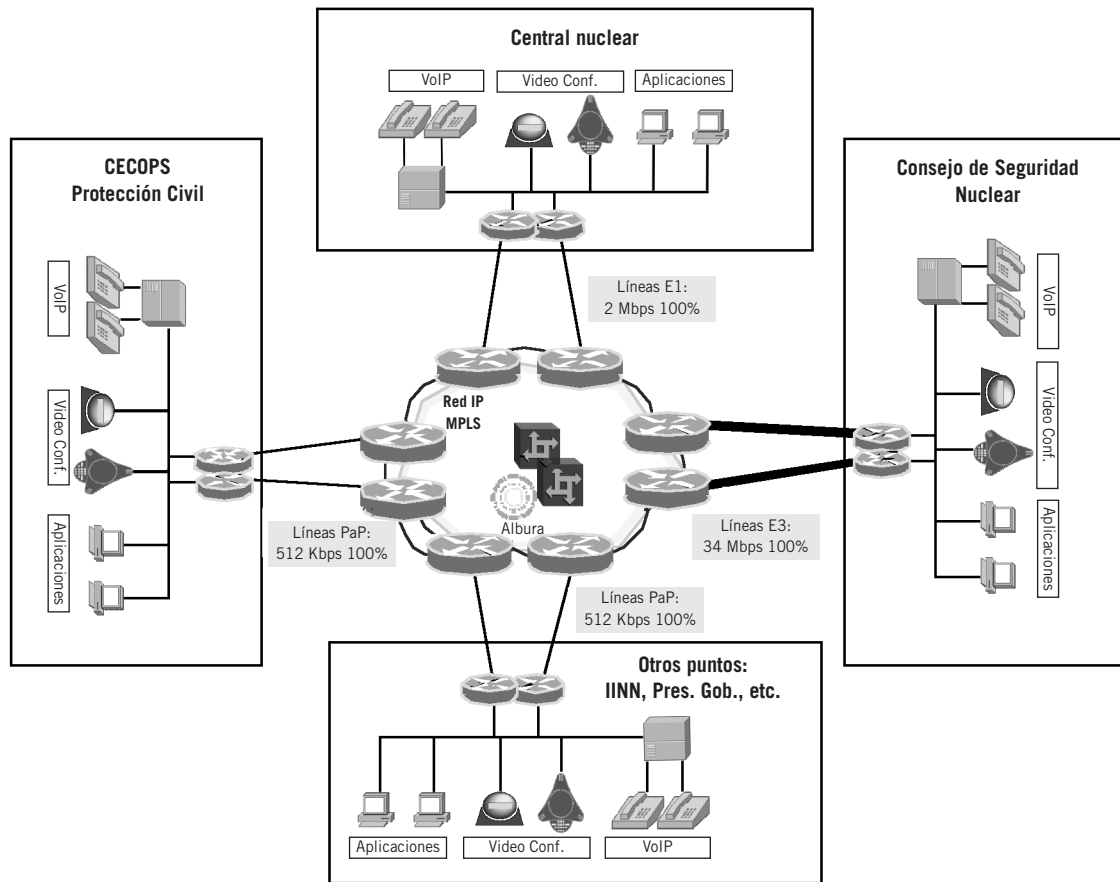
- Proporciona información técnica al resto de los grupos
- Proporciona información al público
- Información Internacional

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, continuando con la actualización de los sistemas y comunicaciones que integran el sistema de respuesta a emergencias del CSN.

Como mejora de la gestión de emergencias se ha instalado en la Salem la aplicación informática Log de eventos con el fin de llevar el diario de operación de la Salem y además en caso de activación de la ORE, facilitar el seguimiento del suceso y el intercambio de información entre los grupos operativos.

Se han actualizado también los sistemas de grabación de conversaciones telefónicas de la

Figura 7.3. Comunicaciones de la nueva sala de emergencias



Salem y se han ampliado los medios audiovisuales de soporte.

Durante este año 2006 hay dos proyectos a destacar: la mejora del centro documental de la Salem y la integración del sistema Rodos.

El proyecto de mejora de la gestión documental de la Salem, con la participación de todos los grupos operativos de la ORE, ha supuesto la actualización de toda la documentación básica de emergencias que se custodia en el centro.

El sistema Rodos (*Real-time Online Decision Support System*), integrado en el proyecto Euranos de la Unión Europea, constituye una herramienta de ayuda en la toma de decisiones a corto, medio y largo plazo para la gestión de emergencias nuclea-

res o radiológicas con liberación de material radiactivo al medio ambiente. Permite obtener una estimación de la evolución de un determinado accidente desde el punto de vista de los efectos que puede provocar, las contramedidas a aplicar en las distintas fases y las consecuencias radiológicas e incluso económicas derivadas de un determinado escenario de accidente o intervención.

La implementación básica del sistema Rodos ha sido adaptada a las condiciones del territorio español en cuanto a la base de datos fija, datos geográficos y demográficos, medidas meteorológicas y radiológicas en tiempo real y predicciones meteorológicas.

Para ello, ha sido decisivo el sistema establecido de envío a la Salem cada ocho horas, por parte del

Instituto Nacional de Meteorología, de los datos de previsión meteorológica para las siguientes 48 horas, en el formato adecuado a la aplicación para modelos de corta y larga distancia.

7.2.3.2. Ejercicios y simulacros

En el año 2006 las centrales e instalaciones nucleares realizaron los preceptivos simulacros interiores de emergencia anuales previstos en el PEI.

Los escenarios de los simulacros se plantean por el titular de la instalación en coordinación con el CSN, de modo que se simule una secuencia de sucesos, previamente analizados, bien mediante códigos de cálculo o basados en la experiencia operativa nacional, internacional o en el análisis de accidentes. En el desarrollo del escenario se simula que determinados sistemas de salvaguardias y de seguridad, bien están indisponibles, o bien han fallado en su función de seguridad. Para hacer frente a la situación simulada, el personal de operación de la planta debe utilizar los procedimientos de operación de emergencia de la instalación (POE), los procedimientos de operación anormal (POA), y en algunos casos, si la situación simulada lo requiere, las guías de actuación frente accidentes severos (GAS). Para que la secuencia de sucesos permita alcanzar los objetivos planteados, es necesario trabajar, en la mayoría de los casos, con condiciones meteorológicas y respuestas externas simuladas.

En este año los escenarios preparados simularon la ocurrencia de sucesos iniciadores que, en la peor de las circunstancias, hubieran producido una liberación de material radiactivo al exterior de la instalación tal que habría hecho necesaria la aplicación de medidas de intervención urgentes para la protección de la población.

Hay que señalar que los objetivos de los simulacros son:

- Comprobar la capacidad de respuesta de la organización de emergencia, verificar la capaci-

dad de respuesta en activar los centros de emergencia, activar el *Programa de vigilancia radiológica ambiental en emergencia* (PVRE), activar la organización de apoyo de las oficinas centrales de los titulares de las instalaciones, notificar a los centros de coordinación operativa (Cecop) y a la Salem los distintos sucesos que acontecen y la categoría de los mismos, y comprobar los tiempos de respuesta.

- Comprobar la capacidad de la vigilancia, seguimiento y evaluación de la emergencia, es decir, verificar la capacidad de respuesta en evaluar la situación desde sala de control, la situación desde el Centro de Apoyo Técnico (CAT), realizar medidas radiológicas dentro del emplazamiento, tomar muestras ambientales en el exterior.
- Comprobar la capacidad de las acciones correctoras y protectoras, es decir, verificar la capacidad de respuesta para recuperar equipos, controlar y extinguir incendios y atender al personal accidentado y contaminado.
- Identificar las mejoras tanto en los planes de emergencia interior, como en los procedimientos de actuación de emergencia, adiestramiento del personal y mantenimiento y disposición de los equipos de emergencia.
- Detectar, analizar e identificar las deficiencias encontradas, para extraer lecciones aprendidas que se tienen en cuenta y son incorporadas en la gestión de las emergencias.

A continuación se describen desde el punto de vista de operación los escenarios que se desarrollaron en los simulacros de las centrales e instalaciones nucleares durante el año 2006:

Instalación nuclear de El Cabril

El día 23 de febrero de 2006 tuvo lugar el simulacro anual de emergencia correspondiente a la instalación de El Cabril.

El escenario del simulacro tuvo como suceso iniciador la caída de una saca de material contaminado que se transportaba en una carretilla mecánica, desde el edificio auxiliar hasta la zona de tratamiento en el edificio de acondicionamiento. Este supuesto motivó la declaración de *alerta de emergencia* de acuerdo con lo estipulado en el *Plan de emergencia interior* (PEI) de la instalación.

Durante el simulacro no se dieron condiciones meteorológicas que supusieran un riesgo de dispersión de material contaminado y, en situación real, no se habría producido contaminación radiactiva en las personas que realizaban el transporte de la saca.

El titular de la instalación propuso al CSN un plan para la recogida del material dispersado, teniendo en cuenta los criterios de protección radiológica aplicables al personal que participaría en las labores de recogida del material contaminado; así como para la limpieza y descontaminación de la zona de la instalación afectada por el suceso. Tras realizarse las tareas de recuperación oportunas y una vez controlada la emergencia simulada, se dio por finalizado el simulacro, procediéndose a la desactivación de las organizaciones participantes.

Central nuclear de Trillo

El simulacro de emergencia interior tuvo lugar el día 30 de marzo de 2006.

El escenario del simulacro planteó una fuga del sistema de refrigeración del reactor superior al caudal de diseño aportado por una bomba de carga lo que se denomina LOCA (siglas inglesas de *loss of coolant accident*), y motivó la declaración de *alerta de emergencia* del PEI.

Complementariamente, se simuló la existencia de daños en el combustible coincidentes con dicha fuga y la inminente pérdida de la depresión entre el anillo de la contención y el exterior, con tenden-

cia a la sobrepresión del anillo; lo que originó la declaración de *emergencia general*.

Adicionalmente, se simuló el accidente de un trabajador, así como la evacuación y el control radiológico del personal de la instalación; dándose por finalizado el simulacro una vez cumplidos los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear Santa María de Garoña

El simulacro anual de emergencia interior se efectuó el 27 de abril de 2006.

El simulacro desarrolló un escenario de tipo ventana, es decir con la premisa de que las condiciones iniciales del escenario no se corresponden con el inicio de una hipotética situación accidental, ni sus condiciones finales se corresponden con condiciones de recuperación de la central. El escenario abordó, como se ha comentado no desde sus inicios un suceso de emergencia de fuga del refrigerante del reactor, inferior al caudal establecido para definir un LOCA y sobre el que ya se habían tomado una serie de acciones de respuesta el escenario, entre otras, declaración de *alerta de emergencia* y acciones para llevar la planta a parada fría. El simulacro se inicia ya en dicha categoría de *alerta de emergencia* y simulando la pérdida de los sistemas de salvaguardias de baja presión, actuación del sistema de despresurización automática. Posteriores complicaciones requirieron la entrada en las guías de accidentes severos, lo que motivó las declaraciones de *emergencia en el emplazamiento* y *emergencia general*.

El simulacro se dio por finalizado tras verificarse que se habían cumplido los objetivos previstos para el mismo.

Instalación nuclear de Juzbado

El simulacro anual de emergencia en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado se realizó el día 22 de junio de 2006.

Para su desarrollo se simuló el vertido accidental de agua en uno de los bidones correspondiente a la zona de tratamiento de residuos sólidos del área de gadolinio que contenía dióxido de uranio, lo que provocó la actuación de las alarmas de criticidad por simular la detección de criticidad en dicha zona y fuertes niveles de radiación en el área de almacenamiento de residuos de gadolinio y áreas colindantes, y consecuentemente la declaración de *emergencia en el emplazamiento*.

Las acciones de mitigación y control del accidente simulado fueron realizadas por el personal de la propia fábrica, sin que fuera necesaria la intervención de apoyos externos.

Complementariamente, se simuló la existencia de tres personas irradiadas y de otra persona herida a consecuencia del accidente simulado; las cuales fueron atendidas, primeramente, por el servicio médico de la instalación y, posteriormente, evacuadas para su tratamiento hospitalario.

El simulacro se dio por finalizado tras verificarse el cumplimiento de las acciones y objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear de Ascó

El simulacro anual de emergencia se desarrolló en la unidad I de esta central el 29 de junio de 2006

El escenario del simulacro planteó, primeramente, la ocurrencia de sucesos iniciadores de emergencia originados por fenómenos naturales no usuales (intensas lluvias e inundaciones) que provocaron la pérdida de energía eléctrica exterior y motivaron, consecuentemente, las declaraciones de tres categorías de emergencia: *prealerta* (categoría I), *alerta de emergencia* (categoría II) y *emergencia en el emplazamiento* (categoría III).

Complementariamente, se simuló un suceso iniciador de incendio en una motobomba del sistema de agua de alimentación auxiliar que motivó que

se declararan, sucesivamente, las categorías I y II de emergencia.

El simulacro se dio por terminado tras verificarse la finalización de los supuestos y de las acciones de recuperación en la instalación, y cumplirse los objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear José Cabrera

El simulacro anual de emergencia se efectuó el 19 de octubre de 2006.

Encontrándose la central en parada definitiva el simulacro planteó en su escenario un accidente en el área de almacenamiento de combustible: estando en el proceso de descarga de la piscina de combustible gastado, al introducir los elementos en los contenedores de almacenamiento autorizados específicamente para este fin, se simuló la caída de un elemento combustible que produjo daños en el mismo y originó una emisión radiactiva en la contención lo que produjo el aislamiento de la misma y motivó la declaración de *alerta de emergencia*.

Complementariamente se simuló la búsqueda, rescate y asistencia a una persona herida y contaminada, que fue tratada por los servicios médicos de la propia instalación.

El simulacro finalizó al verificarse el cumplimiento de las actividades y objetivos previstos para el mismo.

Central nuclear Vandellós II

El simulacro interior de emergencia tuvo lugar el 26 de octubre de 2006.

El simulacro planteó, en primer lugar, la detección de daños en el combustible, lo que motivó la declaración de *prealerta de emergencia*.

Posteriormente se simuló: la ocurrencia de un incendio en el cubículo de una bomba de carga y

la consecuente declaración de *alerta de emergencia*; de un 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, con las consecuentes declaraciones de *emergencia en el emplazamiento* y *emergencia general*.

Tras la recuperación de todos los sistemas afectados y verificarse el cumplimiento de los objetivos previstos para el simulacro se declaró la finalización del mismo.

Central nuclear de Cofrentes

El simulacro interior de emergencia tuvo lugar el 7 de noviembre de 2006.

El simulacro planteó un suceso iniciador basado en una amenaza para la seguridad física de la instalación lo que motivó la declaración de *prealerta de emergencia*.

El escenario continuó con declaración de *alerta de emergencia* en base a la evolución del suceso inicial. Posteriormente la evolución del suceso inicial obligó a reclasificar la categoría a *emergencia en emplazamiento* simulándose además explosiones e incendios en la zona de bombas de agua de circulación y en la zona de los tanques de gasoil de los generadores diesel de la división I y II.

Al ordenar el jefe de turno *scram* manual por bajo vacío en el condensador principal, se simuló un ATWS (siglas inglesas de *anticipated transient without scram*) quedando el reactor con una potencia térmica de un 10% del nominal, por lo que sin reclasificar la categoría se comunicó a los organismos oficiales un accidente categoría III relacionado con el NSSS, *nuclear steam supply system*, el jefe de turno ordenó la entrada en *procedimientos de operación en emergencia*, intentando por métodos alternativos la total inserción de barras de control, y se pidió ayuda externa para la extinción del incendio.

A medida que transcurrió el escenario se simularon recuperar los sucesos que habían llevado hasta *emergencia en emplazamiento*, persistiendo el incendio del tanque de gasoil y por tanto un suceso de categoría II que motivaba *alerta de emergencia*.

En esa situación y tras verificar que se habían cubierto los objetivos previstos para el simulacro se declaró la finalización del mismo.

Central nuclear de Almaraz

El simulacro anual de emergencia interior se desarrolló en la unidad II de esta central el 23 de noviembre de 2006.

El escenario del simulacro planteó los siguientes sucesos iniciadores de emergencia: pérdida total del suministro de energía eléctrica exterior; incendio de duración superior a 10 minutos tras su confirmación, con afectación a sistemas de seguridad que no impedía realizar y mantener la parada segura de la unidad II; pérdida de refrigerante primario del reactor superior a la aportación de las bombas de carga que provocó la actuación del sistema de inyección de seguridad; condición de entrada en las guías de accidentes severos. Estos sucesos motivaron la declaración sucesiva de las cuatro categorías de emergencia: *prealerta*, *alerta de emergencia*, *emergencia en el emplazamiento* y *emergencia general*.

Complementariamente se simuló el accidente con contaminación externa e interna, de una persona en zona controlada; procediéndose al rescate, asistencia y evacuación de la misma al centro médico asistencial de nivel II.

Tras completarse las acciones de respuesta esperadas y el cumplimiento de los objetivos previstos para el simulacro se procedió a la finalización del mismo.

Durante la realización de los simulacros de emergencia descritos, fueron alertados y activados los centros de coordinación operativa (Cecop) de las

delegaciones y subdelegaciones de gobierno de las provincias de Guadalajara, Burgos, Cáceres, Valencia y Tarragona; manteniéndose comunicaciones frecuentes entre los técnicos de la Organización de Respuesta a Emergencias desde la Salem del CSN y los participantes en la respuesta a emergencias de las instalaciones nucleares, con personal de los Cecop. Así mismo se informó de la realización de los simulacros en sus respectivas instalaciones nucleares a las subdelegaciones de Gobierno de Córdoba y Salamanca.

El CSN evaluó la realización de estos simulacros, destacando en todos ellos inspectores que presenciaron su realización y levantaron las correspondientes actas. En el desarrollo de los simulacros no se han evidenciado deficiencias significativas de las organizaciones de emergencia ni merma de la capacidad de respuesta de los titulares de las instalaciones recogida en sus planes de emergencia interior.

Por otra parte, dentro de la organización del CSN se ha constituido el Grupo Técnico de Evaluación de Simulacros (GTES) cuya función es evaluar el funcionamiento de los grupos operativos de la ORE y de las infraestructuras y herramientas disponibles en la Salem, durante la realización de los simulacros o en el caso de emergencias reales.

Ejercicio de coordinación y comunicaciones en emergencias radiológicas. Ecorinte 2006

El 28 de septiembre tuvo lugar la realización del ejercicio Ecorinte (ejercicio de coordinación interna) 2006 en coordinación con la Dirección General de Protección Ciudadana de la Junta de Comunidades de Castilla-La Mancha.

El ejercicio planteó como suceso iniciador un accidente de tráfico en la provincia de Toledo de un camión de Enresa que transportaba residuos radiactivos hospitalarios y una fuente de Co-60 gastada y alojada en un blindaje de plomo. Como consecuencia del accidente se simula una disper-

sión limitada de material radiactivo y la pérdida parcial del blindaje de la fuente de Co-60. En el accidente se simuló que el conductor del camión de Enresa y dos ocupantes de otro vehículo implicado resultaban heridos.

El desarrollo del ejercicio supuso comprobar la coordinación y las comunicaciones entre la ORE del CSN y el centro de emergencia 112 y la dirección del Plan territorial de emergencias de Castilla-La Mancha (Platecam).

7.2.3.3. Ejercicios Internacionales

La Decisión del Consejo 87/600/Euratom. Art 5 (2) requiere que el Sistema ECURIE (*European Community Urgent Radiological Information Exchange*) sea comprobado regularmente mediante ejercicios de diferente alcance y clasificados del 0 al 3.

Durante el año 2006 la Salem del CSN ha participado en tres ejercicios ECURIE de la Unión Europea, dos ejercicios de nivel 1 y uno de nivel 3. El ejercicio de nivel 3 tuvo lugar el 4 de octubre y se llevó a cabo en el contexto de un ejercicio nacional sueco en el que se simulaba un accidente en la central nuclear de Ringhals localizada en la costa suroeste de Suecia. Adicionalmente al objetivo de este ejercicio ECURIE de nivel 3, la Comisión Europea pretendió comprobar el correcto funcionamiento de la Plataforma Eurdep (*European Radiological Data Exchange Platform*) en modo de emergencia, y desde la Salem se participó enviando cada hora los datos de las estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental del CSN (REA) al programa Eurdep.

Durante el año 2006 se han realizado cuatro ejercicios internacionales de comunicaciones de diferente alcance con el Organismo Internacional de Energía Atómica: ejercicio Convex 1a, el día 7 de febrero, Convex 2b, el 18 de mayo, ejercicio Convex 2a, el día 23 de agosto y ejercicio Convex 2c, el 16 de noviembre. Cabe destacar el ejercicio

Convex 2b en el que se desarrolló un escenario de accidente radiológico en el territorio nacional y se aplicaron las técnicas y metodologías de comunicación asociadas al sistema Emercom.

7.2.3.4. Incidencias

Durante el año 2006 se activó la sala de emergencias en dos ocasiones como consecuencia de los siguientes sucesos:

- El día 10 de abril se inició un incendio en las proximidades de la central nuclear Vandellós II que provocó la activación de su *Plan de emergencia interior*, declarando *prealerta de emergencia*. La Salem fue informada de la existencia del incendio por la Subdelegación del Gobierno en Tarragona activando la Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE) del CSN en modo de respuesta reducida (modo 1 del *Plan de actuación ante emergencia*). La Subdelegación del Gobierno en Tarragona, siguiendo las recomendaciones del CSN, activó el Penta en situación 0, sin requerir la aplicación de medidas de protección radiológica en el exterior.

Una vez que el incendio fue controlado y extinguido y las vías de comunicación cercanas a la central reabiertas, la central desactivó la *prealerta de emergencia* y también fueron desactivados el Penta y la ORE. El suceso no tuvo consecuencias radiológicas para los trabajadores de la instalación, el público ni el medio ambiente.

- El día 12 de julio se declaró *modo 1* en la sala de emergencias como consecuencia del accidente ocurrido, ese mismo día, en la autopista A45 dirección a Málaga por una furgoneta que transportaba material radiactivo en el que resultó muerto el conductor. El accidente no tuvo ninguna consecuencia radiológica y desde la Salem se recomendaron las acciones a llevar a cabo para recuperar el material radiactivo y se activó a la UTPR contratada por el CSN que desplazó a un técnico al lugar del accidente. En el suceso

intervinieron además la Guardia Civil, la Unidad de Bomberos, la empresa transportista y los expedidores del material.

Cabe destacar la recepción durante el año 2006 de varias notificaciones relacionadas con exposiciones o contaminaciones accidentales de trabajadores.

Asimismo se recibieron en la Salem varias notificaciones relativas a la pérdida o robo de material radiactivo.

También se gestionaron en el CSN, tras la notificación a la Salem, varios casos de detección de fuentes radiactivas o de piezas radiactivas en chatarra en las entradas a acerías o industrias de recuperación de residuos metálicos así como en aduanas portuarias. En todos los casos se aplicaron las medidas previstas en los protocolos de vigilancia radiológica de los materiales metálicos.

Adicionalmente, en la Salem se recibieron varias notificaciones acerca de accidentes durante el transporte de equipos o bultos radiactivos o el deterioro de estos últimos debido a caídas durante su trasiego en el transporte. En ninguno de los casos hubo consecuencias radiológicas, procediéndose posteriormente a su retirada en condiciones de seguridad por parte de personal de las respectivas entidades expedidoras, en ocasiones supervisado por un técnico del retén del Grupo Radiológico de la ORE del CSN.

De estas notificaciones y de otras relacionadas con incidentes ocurridos con equipos o instalaciones radiactivas, cabe destacar las siguientes incidencias:

- El día 12 de enero se recibió un suceso notificable en 24 horas de la central nuclear de Cofrentes sobre un incidente que consistió en la detección de actividad al pasar el vehículo de recogida de residuos por el equipo de medida situado en la puerta de la central. Tras chequear

las bolsas que transportaba se identificó y aisló una pequeña pieza metálica con actividad por debajo del valor de exención.

- El día 17 de enero de 2006 la empresa Nucliber SA, notificó la caída de un bulto homologado como B(U) en una terminal del aeropuerto de Barajas (Madrid). El bulto contenía cuatro fuentes encapsuladas de Ir-192, utilizadas para gammagrafía industrial, con una actividad total de 339 GBq; cayó desde el borde de la bodega del avión golpeándose contra el suelo. El bulto quedó bajo custodia de Iberia tras la comprobación por parte del supervisor de Nucliber que no había sufrido ningún daño.
- El día 20 de enero se recibió un suceso notificable en 24 horas de la planta de esterilización Ionmed SA, como consecuencia de la activación de la alarma de detectores de personas de la zona del irradiador debido al mal funcionamiento del circuito impreso del equipo.
- El día 1 de febrero se recibió una notificación desde el Hospital General Yagüe de Burgos, comunicando un incidente en la instalación radiactiva IR-2135; al finalizar una fase de tratamiento de un paciente no se produjo la retracción de la fuente a su posición de blindaje. El operador de la instalación procedió según el protocolo de emergencias establecido.
- El día 9 de febrero se recibió una notificación por fax del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) en la que informó de que en los sondeos realizados para la caracterización radiológica con vistas a la rehabilitación de sus terrenos, se había detectado material radiactivo en una parcela donde se encontraba ubicada la zona deportiva del centro adoptándose las medidas para garantizar la protección de los trabajadores y del público durante las tareas de rehabilitación. El

CSN emitió dos notas de prensa informando del suceso.

- El día 21 de febrero de 2006 se recibió en la Salem un fax del Instituto Valenciano de Investigaciones Agrarias (IVIA) comunicando la pérdida de dos fuentes radiactivas encapsuladas (Ni-63). La detección de la pérdida de control de las fuentes se produjo en el transcurso de la inspección anual que el CSN realizó a la instalación.
- El día 22 de febrero se recibió notificación de un suceso en el Hospital Universitario Virgen de la Victoria de Málaga referente a la contaminación interna por I-131 de un trabajador del Área de Medicina Nuclear de dicho hospital.
- Los días 23 y 27 de febrero se recibieron vía e-mail, a través del usuario *marcha* (usuario que ha suscrito el protocolo de material reciclado de chatarra) dos comunicaciones sobre detección de piezas radiactivas en las empresas Deydesa 2000 de Leguitano (Álava) y Fragnor de Euba-Amorebieta (Vizcaya), respectivamente.
- El día 24 de febrero se recibió llamada desde la empresa Schering España comunicando el extravío de un generador de Mo/Tc-99 durante su transporte entre el aeropuerto de Barajas y el de Palma de Mallorca. Se inició una investigación, y personal de Iberia informó a la Salem de que el generador se encontraba en la terminal de carga del aeropuerto de Barajas.
- El día 3 de marzo se recibió en la Salem notificación desde la empresa Siengo SL, de la sustracción de un equipo de medida de densidad y humedad de suelos de la firma CPN modelo MC-3 de una furgoneta aparcada en la Plaza de La Purísima en Padul (Granada). El CSN emitió una nota de prensa advirtiendo sobre el robo de material radiactivo. El equipo apareció al día siguiente.

- El día 11 de marzo notificaron desde el aeropuerto de Barajas el aplastamiento de un bulto radiactivo (generador de Mo-99, cat. III, IT 2,5, 136,12 GBq), de la empresa Amershan. El bulto estaba dañado en su blindaje y se activó a un técnico del retén del Grupo Radiológico de la ORE del CSN que supervisó la retirada del bulto a un lugar seguro en las instalaciones de Amershan.
- El día 15 de marzo se localizó en un punto limpio de Astillero (Cantabria) un bidón con el pictograma de radiactivo. Desde la Salem se activó a dos técnicos de la UTPR de apoyo local ante emergencias, que se desplazaron al lugar y después de examinar y comprobar la ausencia de radiactividad, se decidió que retiraran las etiquetas para gestionarlo como residuo convencional.
- El día 4 de abril se recibió en la Salem notificación de Sergeyc SA comunicando el aplastamiento de un equipo troxler en Estepona (Málaga). La fuente radiactiva no resultó dañada y fue retirada, tras plomarla, a las instalaciones de la empresa suministradora, Mecánica Científica.
- El día 21 de abril se produjo un suceso radiológico en la compañía Valenciana de aluminio BAUX instalación radiactiva IRA 2617, de Castellón. El incidente consistió en un incendio en un equipo de rayos X sin consecuencia radiológica alguna.
- El día 25 de abril notifican desde el Hospital Dr. Negrín de Gran Canaria la irradiación accidental de un trabajador al entrar en un bunker donde se encontraba un acelerador lineal en el momento de comenzar las pruebas de control de calidad diaria realizadas por el Servicio de Física Médica.
- El día 3 de mayo se recibió informe del Hospital Universitario Virgen de la Arrixaca de El Palmar (Murcia) comunicando la pérdida temporal de una fuente radiactiva no encapsulada en un ascensor de uso restringido al personal del hospital, la fuente se recuperó posteriormente y el incidente no tuvo implicaciones radiológicas.
- El día 26 de mayo se recibió en la Salem notificación del Centro de Microanálisis de Materiales de la Universidad Autónoma de Madrid comunicando la leve irradiación (estimada en 67 nSv) de un vigilante de dicha instalación (no profesionalmente expuesto), al recoger un paquete con una fuente de 50 mCi de Co-57 que le fue entregado directamente por el transportista.
- El día 7 de julio se recibió un fax de la empresa Shering España SA indicando el extravío de un bulto radiactivo compuesto por un generador de 99Mo/99mTc que debía ser remitido al Hospital Son Dureta de Palma de Mallorca.
- El día 14 de julio se recibió en la Salem un fax de la empresa Geolen Ingeniería SL comunicando el aplastamiento de un troxler por una máquina compactadora en la carretera de desdoblamiento de Catarza-Casapalma en Málaga. Se acordonó la zona y se blindó el equipo con arena con objeto de obtener valores insignificantes de dosis fuera de la zona acordonada, hasta la llegada de la UTPR encargada de transportar el equipo.
- El día 20 de julio se recibió en la Salem llamada de la empresa Azterlan (laboratorio metalúrgico) de Durango solicitando información sobre cómo actuar con una pieza que estaban preparando para un análisis metalúrgico en el cual habían detectado radiación (del orden de unos 300 μ Sv/h en contacto). Desde la Salem se activó a la Unidad de Intervención del CSN y a un inspector acreditado de la encomienda del CSN en el País Vasco que se desplazaron al lugar para realizar una caracterización

radiológica del suceso. Desde la Salem se llevó a cabo una investigación sobre la procedencia de la pieza y se contactó con la empresa proveedora. La DPR realizó una inspección a las instalaciones de la misma para verificar el inventario y las características de otras piezas similares que tenían almacenadas.

- El día 25 de julio informaron a la Salem desde la empresa ETSA de un accidente de una furgoneta que transportaba material radiactivo (radiofármacos), el accidente se produjo en el km 671 de la carretera AP-7. La carga no sufrió ningún daño.
- El día 27 de julio se recibió un fax procedente de Acpro (Asesoría y Control en Protección Radiológica) notificando un incidente radiológico ocurrido en la instalación IRA 2354 (Sealed Air Packaging SL). El incidente consistió en el bloqueo del obturador de un medidor de espesores Eberline. No se produjo ninguna exposición del personal.
- El día 4 de agosto se recibió una llamada en la Salem del Servicio de Radiofísica y Protección Radiológica del Hospital Ramón y Cajal informando de un incidente ocurrido como consecuencia de la falta de retrocesión de la fuente de Co-60 a su puesto de confinamiento en el equipo de telecobaltoterapia. Durante los intentos de introducir la fuente en su lugar, una operadora recibió una dosis estimada de 0,222 mSv y el radiofísico una dosis de 0,016 mSv, dosis muy por debajo de los límites establecidos.
- El día 5 de agosto se recibió en la Salem un fax de la central nuclear de Santa María de Garoña comunicando la concentración de unas 400 personas en las puertas de la central. En esta concentración los manifestantes mostraron sus pancartas y leyeron sus comunicados, disolviéndose sin incidentes transcurridos unos 45 minutos.
- El día 11 de agosto se produjo en la central nuclear de Almaraz un accidente laboral en el que resultó muerto un trabajador al caer del tejado del edificio de residuos radiactivos donde se encontraba haciendo reparaciones. Al tratarse de un edificio calificado como zona controlada, se realizaron las comprobaciones radiológicas requeridas, confirmando la ausencia de contaminación radiactiva del trabajador fallecido.
- El día 17 de agosto se recibió una llamada en la Salem del aeropuerto de Barajas comunicando el deterioro de un paquete radiactivo al detectarse un líquido verdoso en la base del mismo. Se trataba de un paquete de Ir-192 con IT 04 y número de Naciones Unidas UN-2916. Se realizaron las mediciones oportunas, obteniendo valores de fondo y se concluyó que el paquete mantenía su integridad estructural y que el líquido observado no procedía del paquete.
- El día 25 de agosto, la empresa Socotec comunicó a la Salem el bloqueo de un gammágrafo durante la realización de trabajos de radiografía en la explanada de los talleres Faysol, ubicados en El Fortiz (Huelva). Los dos operadores que realizaron las operaciones necesarias para conseguir el desbloqueo del equipo recibieron dosis de 42 y 49,9 mRem, respectivamente, dosis por debajo de los límites establecidos.
- El día 29 de agosto, el Servicio de Medicina Nuclear del Hospital Universitario Insular de Gran Canaria comunicó a la Salem la dispersión dentro de zona controlada (cámara caliente) durante el proceso del preparado tecnecio MAG-3 para renogramas, de 3 ml de Tc-99m con una actividad de 60 mCi al romperse el vial y dispersarse el líquido radiactivo que contenía. Se procedió a la retirada del material y a la limpieza de la zona bajo la supervisión del jefe de protección radiológica. En el incidente no hubo ningún trabajador afectado.

- El día 29 de agosto, la empresa Alusigma ubicada en Gijón, comunicó a la Salem la actuación automática en varias ocasiones de la alarma del pórtico recientemente instalado sin que se efectuase el paso de ningún vehículo transportando chatarra. La causa podría deberse a actividades relacionadas con material radiactivo de alguna de las empresas colindantes, por lo que se puso en conocimiento del CSN con el fin de investigar la causa de los disparos de la alarma del pórtico.
- El día 31 de agosto, la empresa Ionmed comunicó a la Salem la superación de los límites de dosis de un trabajador en valores muy superiores a dicho límite. Dado que dicho trabajador no sufrió ningún síntoma como consecuencia de dicha dosis (10 Sv), se le efectuaron diversas pruebas médicas a fin de confirmar si la dosis reflejada en el dosímetro personal fue recibida realmente o pudo tratarse de una dosis recibida accidentalmente por el dosímetro sin que estuviera presente dicho trabajador (caída del dosímetro en zona de radiológica u otra circunstancia). Se transfirió la información a la Subdirección de Protección Radiológica Operacional del CSN.
- El día 6 de septiembre, la empresa siderúrgica Sidenor, de Basauri, Vizcaya, notificó a la Salem un escape de acero líquido en una línea de colada continua, que afectó al molde donde va situada la fuente radiactiva, ocurrido el día 26 de agosto del año 2006. Para poder continuar con la operación de la instalación, se cambió el molde dañado y se retiró a una nave sin uso. Se realizaron medidas de radiactividad en la zona de colada no registrándose valores superiores al fondo de escala.
- El día 13 septiembre, el puerto de Algeciras comunicó a la Salem la detección de material radiactivo en un contenedor con destino a la empresa Inoxtrade, una vez identificado el material se comprobó que se trataba de una pieza de acero inoxidable de 5 x 5 cm con una medida de tasa de dosis en contacto de 500 $\mu\text{Sv/h}$ y una tasa de dosis a 1 metro de 250 $\mu\text{Sv/h}$.
- El día 26 de septiembre, la empresa Nucliber, notificó a la Salem la desaparición o pérdida de una fuente de Ge-68. El transporte se inició en el centro PET (Málaga) con destino a Berlín. El bulto se recibió en su destino completamente deteriorado y con una fuente menos. Se trataban de fuentes de germanio decaídas utilizadas para la calibración de las gamma cámaras. La fuente se clasificó de categoría 5 (según la guía del OIEA para la clasificación de fuentes de radiación).
- El día 11 de octubre, la empresa Francisco Alberich SA comunicó a la Salem la detección de material radiactivo a la salida de un camión de chatarra. La instalación contactó con la UTPR Lainsa que procedió a aislar y señalizar el material radiactivo, una fuente encapsulada con una tasa de dosis de 0,025 $\mu\text{Sv/h}$ a 1 m.
- El día 21 de octubre, la instalación radiactiva de la empresa Ebrovalencia SL situada en Sentmenat (Barcelona), comunicó a la Salem un incendio iniciado en la madrugada del día 20 en zona controlada que afectó a tres máquinas dotadas de fuentes radiactivas de Am-241. Pese a que dos máquinas resultaron dañadas por el fuego, una de ellas completamente calcinada, las fuentes mantuvieron su integridad y no provocaron ningún tipo de consecuencias radiológicas.
- El día 24 de octubre, Enusa comunicó a la Salem la descarga de agua de escorrentía de su instalación de Saélices el Chico al río Águeda como consecuencia de la rotura parcial de una balsa debido a las fuertes lluvias caídas en la zona. El suceso no tuvo repercusión sobre los trabajadores ni el público ya que el caudal de agua descargada se estimó en unos 90 m^3/h , con un contenido de 30 mg/l de U_3O_8 muy pequeño frente al caudal del río 36 m^3/s (129.600 m^3/h).

- El día 30 de octubre, el Instituto Tecnológico PET de Madrid comunicó a la Salem la notificación de la pérdida de control sobre una fuente encapsulada de Ge-68 con una actividad estimada de sólo 21 KBq (por debajo del límite de exención).
- El día 11 de noviembre, la Salem recibió una llamada del centro de emergencias 112 de Castilla y León informando de que el Seprona de Valladolid había encontrado en un punto limpio del pueblo de Cabezón de Pisuerga unos detectores de humos radiactivos. Desde la Salem se informó a Enresa para que se hiciera cargo de su retirada.
- El día 29 de noviembre, el Departamento de Situaciones de Crisis de Presidencia del Gobierno requirió de la Salem información acerca de la noticia aparecida referente a los aviones de British Airways que fueron retenidos por encontrarse trazas de material radiactivo Po-210. Desde la Salem se realizaron acciones para recoger la máxima información sobre el suceso, especialmente la relacionada con los vuelos de dichos aviones en los aeropuertos de Madrid y Barcelona.
- El día 2 de diciembre se recibió la notificación por parte de los bomberos de un accidente en el km 13 de la carretera M-413, sufrido por un vehículo que transportaba un bulto radiactivo. Se comprobó que el bulto (un CPN equipo de medida de densidad y humedad del suelo), no había sufrido ningún daño como consecuencia del accidente y se procedió a su retirada.
- El día 21 de diciembre, el servicio SOS Deiak del País Vasco comunicó a la Salem que había recibido una llamada informando de la existencia de un elemento radiactivo cerca de un barco varado en una playa de Saturrarán (Guipúzcoa). Desde la Salem se contactó con el inspector de la encomienda del CSN en el País Vasco para que analizara el suceso. El dispositivo resultó ser un detector de humos con una fuente de Am-241 fabricado por la empresa Nittan. Se

gestionó el traslado del detector a las dependencias del Gobierno Vasco donde fue custodiado hasta ser retirado por Enresa.

- El día 27 de diciembre, la Aduana de Algeciras comunicó a la Salem que se había producido alarma de radiación en un contenedor de chatarra procedente de Guayaquil (Ecuador), aislándose una fuente de Cs-137 de alta radiación. El importador Inoxtrade se hizo cargo del contenedor y aplicó las medidas previstas en el *Protocolo de vigilancia radiológico de los materiales metálicos* para estos casos.

7.3. Planes de emergencia de las instalaciones

De acuerdo a lo establecido en el *Reglamento sobre Instalaciones nucleares y radiactivas*, el *Plan de emergencia interior* (PEI), es uno de los documentos preceptivos para la autorización de explotación de las instalaciones nucleares.

Cada plan de emergencia interior circunscribe su alcance al propio emplazamiento de la instalación, denominada *zona bajo control del explotador* en la que el titular ejerce el control efectivo de todas las actividades que se llevan a cabo durante la explotación de la instalación, así como a las organizaciones del titular dispuestas para afrontar las emergencias que pudieran acontecer en dicha zona.

En el plan se especifican las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente o emergencia en él tipificadas, con objeto de proteger al personal de la instalación, mitigar sus consecuencias y notificar, a las autoridades competentes, para que en su caso, puedan activar el plan de emergencia exterior correspondiente al entorno de la instalación y adoptar las medidas de protección a la población previstas en éste.

Los contenidos del plan de emergencia interior y del plan de emergencia exterior, atendiendo a la interfase descrita en el vigente *Plan básico de emergencia nuclear*, 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 Salem del CSN, de los sucesos iniciadores que motivan la declaración de una emergencia.

En este período se ha publicado la revisión 1 de la guía de seguridad del CSN 1.9 de *Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares* y se ha elaborado la revisión 1 de la guía de seguridad del CSN 1.3 *Plan de emergencia en centrales nucleares*

Durante el año 2006 fueron evaluadas varias revisiones de los planes de emergencia interior de las instalaciones nucleares: Ascó, El Cabril, Ciemat, Cofrentes, Juzbado, Vandellós I y Vandellós II.

Los motivos de estas revisiones han sido diversos destacándose a continuación los más significativos: cambios de denominación y organizativos, solicitudes del CSN derivadas de inspecciones realizadas a la instalación, condicionados pendientes de ser recogidos en los PEI, inclusión de sucesos iniciadores externos relativos a fenómenos naturales, inclusión de la nueva red de comunicaciones en emergencia y cambios en el equipamiento de emergencias.

La central nuclear José Cabrera presentó su propuesta de revisión del PEI correspondiente al cese de explotación producido el 30 abril de 2006. La revisión supone un cambio importante al disminuir los riesgos y por tanto los sucesos iniciadores del PEI. La propuesta fue aprobada por el Consejo de Seguridad Nuclear.

Las actividades de evaluación y emisión de los informes del CSN sobre las mencionadas solicitudes, al igual que las concernientes a inspecciones

realizadas sobre el mantenimiento por el titular, de la operatividad del respectivo plan de emergencia interior y de su capacidad de respuesta ante emergencias, se describen en los apartados de este informe relativos a cada instalación.

7.4. Protección física de materiales e instalaciones nucleares

El *Sistema español de seguridad física de los materiales e instalaciones nucleares* tiene por objeto disponer de los medios legales, institucionales y técnicos necesarios para disuadir, detectar, retardar y responder a las actuaciones delictivas que tengan por objeto el robo o sabotaje de las instalaciones o materiales nucleares, cuando se pueda derivar un riesgo radiológico para las personas, los bienes y el medio ambiente, así como prevenir el tráfico ilícito de los materiales nucleares.

Los materiales e instalaciones nucleares deben disponer de medidas de protección física acordes con su naturaleza y con la amenaza que pueda existir sobre ellos. Así lo requiere la normativa nacional aplicable, que recoge los compromisos internacionales suscritos por España y las recomendaciones dictadas por diferentes organismos internacionales con responsabilidad en la materia, entre los que destacan el Organismo Internacional de Energía Atómica y la Comisión Europea.

Para una adecuada contribución del Consejo de Seguridad Nuclear al desarrollo, mantenimiento y actualización del *Sistema español de protección física de los materiales e instalaciones nucleares*, durante el año 2006 se han realizado las siguientes actividades de formación y entrenamiento del cuerpo técnico:

- Asistencia y participación de dos expertos en el décimo noveno curso internacional de capacitación y entrenamiento organizado por el Organismo Internacional para la Energía Atómica, los departamentos de Energía y Estado de los EEUU y Sandia National Laboratories sobre

protección física de instalaciones y materiales nucleares, celebrado en Albuquerque (EEUU) del 1 al 19 de mayo.

- Asistencia y participación de dos expertos en el curso de determinación del grado de enriquecimiento en muestras de uranio con técnicas de espectrometría gamma, en el Centro Común de Investigación de la Unión Europea en Ispra (Italia) celebrado del 23 al 26 de octubre.

7.4.1. Desarrollo y aplicación de la normativa específica de protección física

El 14 de junio de 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear aprobó la *Instrucción IS-9*, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares (BOE núm. 161, del viernes 7 de julio de 2006), donde se asigna al titular de la autorización a la que se refiere el artículo 3 del Real Decreto 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares, la responsabilidad del diseño, desarrollo, implantación, operación, mantenimiento y actualización de las medidas de protección física interior de las instalaciones y los materiales nucleares.

Se establece un plazo de doce meses a partir de la recepción segura de la instrucción por parte de los titulares, para adaptar sus sistemas y planes de protección física a los criterios establecidos, teniendo presente en la adaptación la *Matriz de aplicabilidad* referida en los propios criterios.

Con motivo de su publicación, se realizaron varias visitas técnicas a instalaciones nucleares para concretar con los titulares la aplicación práctica de la Instrucción.

Por otro lado, y como consecuencia de la aprobación en julio de 2005, de la enmienda a la Convención de Protección Física de los Materiales Nucleares, se ha participado en las siguientes actividades:

- El CSN, a solicitud del Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación, informó favorablemente la ratificación de la Convención Enmendada de Protección Física de los Materiales Nucleares por cuanto dicha enmienda sin duda contribuirá a actualizar el texto de la Convención y, sobre todo, a reforzar el sistema internacional de protección física de los materiales nucleares contra el robo, distracción o retirada no autorizada y de las instalaciones nucleares y de los materiales nucleares contra el sabotaje radiológico.
- El CSN participa en un grupo de trabajo, creado en 2006 y formado por representantes del Ministerio del Interior, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación y del Consejo de Seguridad Nuclear para la revisión del Real Decreto 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares. Puesto que dicho Real Decreto incorpora lo dispuesto en la Convención de Protección Física al marco legal y reglamentario español, previendo que, antes de la entrada en vigor de la convención enmendada, esté disponible un nuevo texto para el mencionado Real Decreto que mejore ciertos aspectos técnicos y administrativos presentes en el texto actual e incorpore, dentro de la regulación española, lo dispuesto por la convención enmendada.

Por último, se ha iniciado el proceso para el establecimiento de criterios de protección física aplicables a fuentes radiactivas de alta actividad. Como primer paso, expertos en seguridad física del Consejo de Seguridad Nuclear, elaboraron, organizaron e impartieron una primera sesión de un curso de capacitación y entrenamiento en los fundamentos de protección física para fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad dirigido a personal del CSN con responsabilidades en los procesos de licenciamiento, inspección y control de las instalaciones radiactivas donde se emplean dichas fuentes.

7.4.2. Inspecciones de los sistemas de seguridad física

El Consejo de Seguridad Nuclear, en cumplimiento con el programa de inspecciones de seguridad física establecido, ha inspeccionado durante el año 2006 los sistemas de protección física correspondientes a las centrales nucleares de Cofrentes, Ascó y Vandellós, a la instalación nuclear de fabricación de combustible de Enusa en Juzbado (Salamanca), al Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) y a la empresa de transporte de material nuclear Express Truck.

Estas inspecciones son realizadas por un equipo integrado por inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear, de la Comisaría General de Seguridad Ciudadana y del Servicio de Protección y Seguridad (Seprose) de la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil.

En estas inspecciones, y para el caso de instalaciones, se verifica y controla la eficacia del sistema de protección física interior de las instalaciones y materiales, se comprueban los sistemas tecnológicos de vigilancia y detección de intrusión, se examina la idoneidad de las barreras físicas que rodean las diferentes áreas de seguridad de las instalaciones, se contrasta la adecuación de los controles de accesos de personas y vehículos autorizados a áreas protegidas y a áreas vitales, se verifica el control establecido por el titular sobre el inventario de material nuclear, se revisa el entrenamiento y formación del servicio de vigilancia y finalmente se auditan los procesos del plan de protección física así como los procedimientos que los desarrollan.

7.4.3. Colaboración institucional

Durante el año 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear ha colaborado en las actividades que se destacan a continuación:

- Colaboración con el Departamento de Aduanas e Impuestos Especiales de la Agencia Española de Administración Tributaria y con el Departamento de Energía de los Estados Unidos de América en las jornadas de capacitación en el Puerto de la Bahía de Algeciras incluidas dentro de la iniciativa Megaports.
- Colaboración con el Departamento de Aduanas e Impuestos Especiales de la Agencia Española de Administración Tributaria en la puesta en servicio de la iniciativa Megaports.
- Colaboración junto con el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, la Agencia Estatal de Administración Tributaria, el Organismo Autónomo Puertos del Estado y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos en la elaboración y redacción de un protocolo de actuación en caso de detección de movimiento inadvertido o tráfico ilícito de material radiactivo en el Puerto de la Bahía de Algeciras.
- Colaboración junto con la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil, a través de la Unidad Central de Desactivación de Explosivos y NRBQ de la Policía y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, en la elaboración del protocolo de colaboración entre las tres organizaciones para ordenar las actuaciones de carácter técnico que sea necesario llevar a cabo conjuntamente, en el caso de que se sospeche la existencia de riesgo radiológico en una amenaza de atentado u otro tipo de suceso que suponga usos delictivos de materiales nucleares o radiactivos.
- Colaboración con el Ministerio de Defensa, en los cursos de formación de la Escuela Militar de Defensa NBQ perteneciente a la Academia de Ingenieros de Hoyos de Manzanares.
- Colaboración en el curso de seguridad nuclear para oficiales, suboficiales y agentes de la Sexta Zona de la Guardia Civil que actuarían en caso

de contingencia de protección física en la central nuclear de Cofrentes.

- Colaboración con la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil, participando en los cursos de formación del personal de la Unidad Central de Desactivación de Explosivos y NRBQ de la Policía e impartiendo una jornada específica sobre riesgo nuclear y radiológica a los técnicos de dicha unidad

7.4.4. Actividades internacionales

Durante el año 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear ha participado en diferentes programas internacionales que tienen por objeto reforzar, tanto el sistema nacional, como internacional, de protección física de los materiales e instalaciones nucleares, y que además se constituyen en un adecuado foro de intercambio de información y experiencias. Dentro de este tipo de actividades cabe destacar:

- Participación con un consultor experto del CSN en el Grupo Internacional de Consultores del OIEA para la elaboración y redacción de un documento sobre orientaciones para los Estados Miembros del OIEA para la definición, actualización y mantenimiento de la *Amenaza base de diseño*, con reuniones en la sede del Consejo de Seguridad Nuclear (del 27 de febrero al 2 de marzo) y en el Organismo Internacional para la Energía Atómica (del 30 de mayo al 2 de junio, y del 31 de julio al 4 de agosto). El documento fue revisado en la reunión técnica celebrada en la sede del organismo del 4 al 8 de diciembre quedando listo, tras algunas mejoras y modificaciones a realizar por el Secretariado del OIEA, para comentarios de los Estados Miembros por un período no superior a 120 días desde la emisión de la última revisión citada.
- Un experto del CSN ha formado parte del Equipo Internacional de Expertos del OIEA para la misión IPPAS (misión de asesoramiento en protección física) que se desarrolló, del 7 al 14 de junio, en la central nuclear de Laguna Verde y en el Instituto Nacional de Investigaciones Nucleares (ININ), ambos en México.
- Un experto del CSN ha participado en la organización e impartición del curso sobre fundamentos básicos de protección física organizado por el Organismo Internacional para la Energía Atómica en Beijing (China) del 27 al 31 de marzo.
- Varios expertos del CSN han participado en diferentes reuniones técnicas celebradas en la sede del Organismo Internacional para la Energía Atómica, con el objeto de revisar documentos relativos a: implantación y desarrollo de la cultura de seguridad física de instalaciones y materiales nucleares, medidas de prevención y protección contra amenazas internas, seguridad física de fuentes radiactivas y elaboración de un manual sobre tráfico ilícito de material nuclear y radiactivo.
- Dos expertos del CSN han participado en las decimotercera y decimocuarta reuniones de la Asociación de Reguladores Europeos en Materia de Seguridad Física, ENSRA (European Nuclear Security Regulators Association) celebradas en Rauma (Finlandia) y París (Francia), respectivamente.
- Un experto del CSN ha colaborado con el Departamento de Energía de los EEUU y las autoridades hondureñas, dentro de la iniciativa Megaports, en el desarrollo del procedimiento de respuesta en caso de detección de tráfico ilícito de material nuclear y radiactivo, y en la capacitación y entrenamiento del personal que operará los sistemas de vigilancia en Puerto Cortés (Honduras), del 18 al 20 de diciembre.

8. Investigación y Desarrollo

La Ley 15/1980 de 22 de abril, atribuye al Consejo de Seguridad Nuclear en el artículo 2, la función de *establecer y efectuar el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica*.

Esta función tiene como fin último garantizar el mantenimiento de la independencia técnica atribuida a los organismos reguladores como el Consejo de Seguridad Nuclear y exige que se realicen, por sí mismos o a través de agentes, proyectos de investigación y desarrollo sobre aspectos de su incumbencia.

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. 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 contribuyen a incrementar la competencia de las organizaciones que son titulares de instalaciones o actividades reguladas y de aquellas, como centros de investigación o universidades, que dan soporte al CSN o a los titulares.

Algunos proyectos, por referirse con frecuencia a temas de interés común a varias entidades, son susceptibles de abordarse en cooperación, nacional o internacional, permitiendo que su coste, a veces muy elevado, pueda distribuirse entre los participantes. Durante el año 2006, estaban en curso 55 proyectos, con un presupuesto de 1.800.000 euros, gestionados de acuerdo a los criterios establecidos 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, dentro del marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI), con el Ciemat y con Enresa, según los respectivos acuerdos marco de colaboración, y, en el plano internacional, con la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE.

8.1. Plan de I+D del CSN

La orientación dada al Plan de I+D responde a las necesidades que surgen para garantizar y mantener el *criterio de seguridad a ultranza* que, en resumen, exige el continuo mantenimiento de la integridad de las barreras que confinan a los elementos radiactivos en su interior, de modo que no se exponga ni a los trabajadores, ni al público, ni al ambiente a riesgos no aceptables.

En consecuencia, los proyectos desarrollados se han reordenado en programas amplios que incluyen proyectos cuyos objetivos son comunes o se interrelacionan mutuamente, de modo que se garantice el mantenimiento de la integridad y eficacia de los elementos estructurales que componen las instalaciones nucleares y radiactivas, así como la seguridad de aquellas otras actividades que complementan la operación de estas actividades, gestión de residuos, impacto ambiental, etc.

El *primer programa* se refiere al combustible que, en concreto, agrupa los proyectos con los que conocer la respuesta del combustible en condiciones de quemados muy altos y su comportamiento a los accidentes de inserción de reactividad.

El *segundo programa* se refiere a la barrera de presión del circuito primario, el comportamiento termohidráulico, el mantenimiento de su integridad y las posibles soluciones de los problemas de envejecimiento de los materiales con vida activa hasta más de 40 años.

El *tercer programa* se refiere al mantenimiento de la integridad de la contención, tanto en caso de accidentes base de diseño como, muy principalmente, en caso de accidentes severos.

El enfoque clásico para la evaluación de la seguridad nuclear, supliendo el desconocimiento de ciertos parámetros significativos con hipótesis conservadoras, ha cambiado de forma radical, lo que ha dado lugar a otro conjunto de estudios que están conformando un nuevo enfoque de la seguridad de las instalaciones a partir de consideraciones de valoraciones probabilistas del funcionamiento de estructuras, sistemas y componentes de la instalación. Por ello, el *cuarto programa* se refiere a los análisis probabilísticos de seguridad y factores humanos, tanto en las aplicaciones directas de esta nueva metodología como en su constitución de un nuevo enfoque de la normativa de la seguridad de las instalaciones y su operación, la regulación informada por el riesgo.

En cuanto a la protección radiológica, su objetivo último es garantizar que los individuos, trabajadores o personas del público, y el medio ambiente, no se vean expuestos a riesgos radiológicos que la sociedad considere inaceptables. Mas aún, la protección radiológica del medio ambiente esta siendo asumida como una vía para proteger a la población, y hay nuevas tendencias que abogan por darle un carácter independiente y complementario.

Se han definido los cuatro programas siguientes que contemplan esta problemática:

- El *quinto programa* se refiere a la protección radiológica de las personas que tiene por objetivo conocer mejor y de forma más rápida los niveles de exposición a que están sometidas las personas por razón de su trabajo. Este programa se completa con el estudio de las bases biológicas de la protección radiológica, cuyo objetivo final es mejorar el conocimiento de la relación

entre la dosis y sus efectos, a través de estudios radiobiológicos.

- El *sexto programa* se refiere a la evaluación del impacto radiológico debido a las instalaciones, actividades o situaciones que, de forma real o potencial, liberen material radiactivo al medio ambiente y a la evaluación de la exposición a la radiación natural.
- El *séptimo programa* se refiere a la reducción del impacto radiológico y comprende las técnicas de gestión de materiales y residuos y las técnicas de intervención en áreas afectadas por accidentes.
- Por último, el *octavo programa* se refiere a la gestión del combustible gastado y los residuos de alta actividad, en lo que se refiere a las distintas alternativas de almacenamiento prolongado.

Los proyectos concretos que comprende estos programas, desarrollados en el año 2006, se describen a continuación.

8.2. Programas de investigación en seguridad nuclear

8.2.1. Combustible nuclear

La atención reguladora se ha centrado en el diseño actual del combustible y su comportamiento en condiciones de alto quemado frente a entornos de accidente iniciados por reactividad (RIA) o por pérdida de refrigerante (LOCA).

Tanto los organismos reguladores, como la industria nuclear, necesitan disponer de una sólida base tecnológica y de experiencia adquirida, que garantice la operación en condiciones de seguridad. Esta base deberá servir, además, de punto de partida para plantear aumentos de los límites actuales de quemado que permitan un mejor aprovechamiento del combustible nuclear.

En cualquier caso, existe una posición firme en cuanto a que cualquier incremento de los límites de quemado por encima de los actuales, requerirá una justificación exhaustiva de la capacidad de los nuevos diseños para soportar las consecuencias de estas condiciones de operación y que los límites de aceptación aplicables deberán de modificarse en la línea de no permitir fallos de combustible en estos accidentes cuando se exceda determinado nivel de irradiación.

Los proyectos relacionados con el combustible pueden agruparse, de forma muy general, como pertenecientes al campo del combustible propiamente dicho o a la termohidráulica asociada y, dentro del primero al del combustible de alto quemado y al almacenamiento y transporte del combustible irradiado en general (última etapa del ciclo).

En cuanto al combustible de alto quemado, los proyectos con actividad desarrollada durante todo el año 2006 son Halden (una de sus secciones), Cabri, y Studsvik, los tres de ámbito internacional. Del primero, cabe destacar importantes avances en el comportamiento termomecánico de pastillas con gadolinia. Con el segundo se progresa en el conocimiento de los aspectos fundamentales de los mecanismos de fallo de la vaina de los elementos combustibles en condiciones de accidente de inserción de reactividad. Los objetivos del tercero se concretan básicamente en el estudio de la resistencia a la corrosión y los efectos de la interacción mecánica entre vaina y pastilla de combustible.

Referente al almacenamiento y transporte de combustible irradiado se completó el proyecto *Comportamiento de materiales avanzados de vaina altamente irradiados en condiciones de almacenamiento en seco*, que ha contado con colaboración nacional, concretamente de Enusa y Enresa. Ha consistido en la realización de ensayos con combustible, irradiado en la central Vandellós II, y en el Laboratorio de Studsvik para determinar la ley de fluencia térmica de

materiales de vaina avanzados (zirlo) con distintos grados de quemado y espesores de corrosión.

8.2.2. Barrera a presión del refrigerante primario

En este programa de investigación se incluyen proyectos que contemplan el comportamiento termohidráulico del reactor nuclear y el de los materiales que sustentan su integridad, teniendo en cuenta el envejecimiento de los mismos.

El objetivo de los proyectos sobre termohidráulica 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 análisis de los fenómenos termohidráulicos viene desarrollándose desde décadas, si bien los temas de más interés van evolucionando debido a las propias necesidades de la industria y organismos reguladores. Desde este punto de vista, el CSN ha continuado, durante el año 2006, colaborando con el organismo regulador estadounidense, USNRC, con su participación en el *Thermal-Hydraulic Code Applications and Maintenance Program (Proyecto CAMP)*, compartiendo experiencia en cuanto a análisis de seguridad de instalaciones a escala real mediante el empleo de códigos, comprendiendo análisis de reactores en funcionamiento, transitorios, secuencias de control de riesgo, así como gestión de accidentes y estudios relativos a procedimientos de operación.

Con el fin, entre otros, de plasmar la mencionada colaboración en el proyecto Camp, se concedieron dos subvenciones a la Universidad Politécnica de Madrid, una finalizada (*Análisis y simulación de secuencias accidentales en reactores de agua a presión*), previa a otra, destinada al *Análisis y simulación de los experimentos PKL y ROSA y aplicación a las centrales nucleares españolas*. Estas dos instalaciones experimentales, *PKL* y *ROSA*, dan nombre a sendos proyectos internacionales, auspiciados por la OECD, a los que se ha adherido el CSN y en los que se estudian situaciones transitorias y accidentales, en orden a su prevención y gestión, en reactores de agua a presión, así como a la cuantificación de incertidumbres en los modelos de simulación. También con el objetivo de cubrir ciertas investigaciones destinadas a mantener y mejorar las capacidades de análisis de accidentes participó España en el proyecto internacional *SETH/OECD*, ahora finalizado, obteniendo resultados relativos a accidentes de dilución de boro y de pérdida de capacidad de extracción de calor en situaciones de operación en parada, considerados de gran interés por su aplicabilidad a las plantas españolas.

Por otra parte, la Universidad Politécnica de Valencia viene desarrollando para el CSN, en base a una subvención, el proyecto *Análisis de transitorios de centrales de agua a presión en condiciones de parada*, con simulaciones de secuencias accidentales importantes por su contribución al riesgo, que aportarán capacidades para desarrollar modelos de APS aplicados a la toma de decisiones *informadas en el riesgo*.

En orden a disponer de metodologías formales de evaluación en los procesos de licenciamiento del CSN, transcurre un proyecto sobre *Diferentes aspectos a desarrollar en los campos de ingeniería nuclear y termohidráulica*, cuyas tareas consisten en el desarrollo de una metodología para el promediado de magnitudes térmicas e hidráulicas en núcleos mixtos, el estudio de la estratificación térmica en las ramas calientes de un reactor de agua a presión, así como

su variación con los ciclos de combustible, y el análisis de incertidumbres en un transitorio sin disparo de reactor, siendo éste de agua en ebullición.

Otros proyectos de I+D incluidos en este programa se refieren al comportamiento de los materiales constitutivos de la barrera de presión, especialmente de la vasija del reactor y de sus internos, como consecuencia del efecto de la irradiación, de las condiciones de presión y temperatura y a causa de la existencia de tensiones residuales. Así, la determinación de la variación de la tenacidad del material de la vasija del reactor con el grado de envejecimiento del mismo y la determinación de la influencia de los diferentes parámetros que intervienen en el análisis de su integridad aplicando métodos probabilistas a la mecánica de la fractura son actividades que han permitido a la participación española en el proyecto *Prosir*, de la OECD, finalizado, dotarse de herramientas aplicables a procesos de inspección y licenciamiento. Otra área de investigación de gran interés se refiere a la aparición de grietas por corrosión intergranular bajo tensiones, como es el caso del proyecto subvencionado sobre *Comportamiento frente a PWSCC de la aleación 690TT en reactores PWR*, cuya primera fase ha finalizado, y el denominado *Apoyo técnico a la participación en la extensión del proyecto CIR II* dirigido a resolver cuestiones relativas a materiales con elevada fluencia neutrónica y a la elaboración de documentación sobre el estado del conocimiento acerca del proceso de corrosión bajo tensión asistida por irradiación (IASCC).

Por otra parte, la pretensión de desarrollar herramientas para simular numéricamente los efectos de la irradiación en los materiales se canalizó a través del proyecto internacional *Rèacteur Virtual d'Etudes* (REVE) al que se adhirió España, bajo el marco del PCI, aceptando una invitación formulada por Electricité de France (EDF). El proyecto ha desarrollado un sistema integrado de herramientas computacionales necesarias para simular la nucleación de defectos por irradiación, la interacción entre estos defectos y la estructura de

dislocaciones del material, y ha llevado a cabo la comparación y conexión de los modelos que simulan cada etapa del proceso de daño por irradiación. Para el contraste experimental de los resultados del cálculo computacional, se definió un programa experimental para identificar distintos grados de daño por irradiación neutrónica, dentro del cual España asumió la caracterización microestructural, mediante microscopía de transmisión, y la caracterización de propiedades mecánicas, mediante ensayos de tracción.

8.2.3. Contención y accidentes severos

La experimentación sobre condiciones de accidente en el recinto de contención de un reactor nuclear se considera fundamental para predecir las distribuciones de la composición del material radiactivo dentro de dicho recinto en la gestión de accidentes y diseñar medidas de mitigación. A este respecto se ha debido la participación española en los proyectos internacionales *Phobus-FP* (IRSN/OCDE) y *SETH* (OCDE). En cuanto al primero, cuyo estudio se centra en la liberación de radiactividad desde el núcleo de un reactor severamente degradado y su transporte, vía circuito primario, hasta la contención, el CSN ha concedido una subvención para el desarrollo de unas actividades que, iniciadas en el año 2004 han continuado durante el 2006 y consisten en la interpretación de varios experimentos y su aplicación a los análisis probabilistas de seguridad de nivel 2 (APS-2). El segundo ha finalizado con la consecución de un incremento de la capacidad de predicción de ciertos códigos de cálculo. Las actividades españolas de ambos proyectos se han estado desarrollando dentro del marco del *Plan coordinado de investigación* entre CSN y Unesa (PCI).

Otro proyecto de índole experimental patrocinado por la OCDE en el que ha participado nuestro país se refiere igualmente al estudio de la fenomenología que acontecería durante el hipotético desarrollo de un accidente severo. Se trata de la segunda

fase del *Programa MASCA*, el cual ha analizado los efectos de los procesos químicos y de los productos de fisión en las cargas térmicas impuestas por el corio en la vasija de un reactor nuclear (fenomenología *in-vessel*), aportando mucha información para poder gestionar con éxito un accidente severo de la forma más directa, esto es, impedir la rotura de la vasija del reactor refrigerando el corio contenido dentro de la misma desde su exterior mediante la inundación de la cavidad del reactor con agua.

El denominado *ARTIST* es otro proyecto adicional de carácter internacional en el que está participando España. En este proyecto, promovido por el Paul Scherrer Institute (PSI) de Suiza, se investiga la capacidad de retención de aerosoles en el lado secundario de un generador de vapor con rotura de tubos en condiciones de accidente base de diseño y de accidente severo. Las actividades que se realizan son de tipo experimental, mediante el empleo de materiales simulados, llevándose a cabo bajo la responsabilidad del PSI, y de tipo teórico, consistentes en el análisis e interpretación de los datos obtenidos así como en el desarrollo de modelos de cálculo, bajo responsabilidad de los socios adheridos, entre ellos el CSN. La importancia que tales tareas representa para este Organismo reside en el mayor conocimiento de la fenomenología mencionada y, por ende, en la verificación del comportamiento del código integrado de uso en los APS de nivel 2 y en la implantación en el mismo de modelos que calculan la retención de material radiactivo.

Determinar la importancia de todos los parámetros significativos que intervienen en los análisis sobre el recinto de la contención y el impacto de las diversas metodologías aplicables llevó al CSN a subvencionar en el año 2004 el proyecto, ahora finalizado que, con el título *Identificación y cuantificación de incertidumbres en los análisis de la capacidad de la contención para reactores de agua ligera* ha analizado las distintas fenomenologías termohidráulicas que pueden darse en secuencias de

accidentes de rotura con pérdida de refrigerante. La disponibilidad de una clasificación de cada uno de los parámetros o fenómenos susceptibles de presentar una incertidumbre asociada permitirá optimizar la dedicación de esfuerzos de evaluación de solicitudes de licenciamiento relativas a la capacidad de la contención.

Para preservar la barrera de presión, se han tenido en cuenta la posibilidad de incendios y el envejecimiento de los cables eléctricos en las centrales nucleares españolas. A este respecto, cabe señalar el desarrollo durante el año 2006 de actividades sobre *Evaluación de la seguridad en caso de incendio mediante el uso de códigos y métodos de modelización*, lo que va a permitir explorar tanto la idoneidad de situaciones reglamentarias como el desarrollo de incendios en circunstancias catastróficas por fallos de sistemas, incluidos sucesos considerados más allá de las bases de diseño, y, por otra parte, el inicio de otro proyecto relativo a la *Aplicación de técnicas avanzadas de diagnóstico de cables eléctricos de centrales nucleares*, ya que para el parque nuclear se plantean en estos momentos estrategias de extensión de vida más allá de las vidas de diseño inicialmente establecidas, para las cuales se diseñaron los cables actualmente instalados.

Por otra parte, otro aspecto aquí contemplado se refiere a la utilización de los instrumentos de simulación orientados a la validación y verificación de procedimientos de operación de emergencia y guías de gestión de accidentes severos. Ello se refleja en el proyecto *Métodos de validación y verificación de procedimientos de operación de una planta BWR*, ahora finalizado con la obtención de distintas herramientas analíticas de simulación.

8.2.4. Análisis probabilísticas de seguridad y factores humanos

La importancia de los análisis de riesgos estriba en su capacidad de estimar cuantitativamente el riesgo que comporta una central nuclear y en la

identificación de aspectos que, como diseños de componentes y sistemas y procedimientos de operación, sean susceptibles de mejoras. Consciente de ello, el CSN viene desarrollando desde hace bastantes años su denominado *Programa integrado de realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad en España*, que contempla la necesidad de que cada central nuclear española disponga, cada vez más perfeccionado, un modelo lógico probabilista con el que analizar su seguridad en profundidad y capacitar su aplicación convenientemente.

Es objetivo primordial del CSN la consecución de APS de alcance completo que examinen todos aquellos posibles accidentes que pudieran llegar a tener alguna consecuencia externa a la planta. Así, se ha desarrollado y finalizado el proyecto *APS de sucesos externos en otros modos de operación*, centrado en el estudio de una planta en situación de parada para recarga de combustible y con el producto de una guía o método para el análisis de nuevas fuentes de riesgo debidas a la ocurrencia de incendios o inundaciones en la situación apuntada. Considerando algunas líneas de estudio planteadas y la experiencia adquirida en un proyecto similar desarrollado sobre una planta PWR, se ha subvencionado el proyecto *Análisis informado en el riesgo de requisitos de condiciones límite de operación a partir del APS para una planta de agua en ebullición* con el que se espera lograr un alto grado de flexibilidad en la ejecución de los requisitos operativos, de vigilancia y de mantenimiento de una central BWR que resulten compatibles con maximizar su disponibilidad y seguridad.

La cuantificación del denominado margen de frecuencia amplía y extiende al dominio probabilista los conceptos de márgenes de seguridad deterministas. Con el *Estudio de viabilidad de metodologías para el cálculo de márgenes de frecuencia en aplicaciones de regulación informada por el riesgo* se ha realizado una exploración inicial enfocada a las evaluaciones de modificaciones de diseño en centrales nucleares con métodos probabilistas.

La posibilidad de disponer de una herramienta analítica actualizada y validada, con los criterios más modernos respecto a la Mecánica de la Fractura Probabilista, que proporcione la probabilidad de fallo en ciertas áreas de tuberías, es el objeto del *Análisis de los códigos de las probabilidades de fallo en tuberías*, proyecto basado en modelos estadísticos que simulan diferentes fenómenos degradatorios, así como en otros parámetros como la geometría de la sección a analizar o los materiales asociados a la misma.

Se consideran *factores humanos* a aquellos factores que tienen capacidad para influir en la seguridad y eficiencia de las interacciones de las personas con las máquinas o con otras personas. El objetivo de los análisis de dichos factores es asegurar que las actuaciones de las personas involucradas en la explotación de las plantas nucleares se realizan de forma adecuada desde el punto de vista de la seguridad. En estos últimos años se ha producido un gran avance en la obtención de experiencia y de metodologías y técnicas de análisis concretas, utilizando criterios de diversidad y colaboración con organizaciones españolas y extranjeras y con los explotadores. Así, el proyecto *Impacto de la organización en la seguridad* que, en su segunda fase (*IOS II*), desarrollado bajo la observancia del PCI, ha finalizado en el año 2006, tras haber llevado a cabo algunas experiencias piloto, con recomendaciones relativas a métodos de intervención, así como una evaluación externa independiente de cultura de seguridad en las centrales nucleares de Cofrentes y Trillo. La tarea de realización de proyectos de I+D en este ámbito es importante pero compleja, por lo que la cooperación y la participación deben ser pautas estratégicas a seguir. De ahí que la participación consorciada en el *Proyecto Halden* (OCDE) debe mantener una línea de continuidad en la que converjan cuantos aspectos novedosos sea conveniente incluir, para lo cual se viene contando con el Laboratorio de Interacción Hombre-Máquina (Hammlab) del Institutt for Energiteknikk noruego.

Con objeto de identificar, clasificar y registrar los factores humanos y organizativos, como mejor modo de gestionar una información que permita analizarlos adecuada y sistemáticamente a fin de predecir y controlar su ocurrencia, se subvencionó un proyecto que, con el título *Desarrollo de una base de datos de incidentes operativos que recoja factores humanos y organizativos*, permitirá estudios comparativos, tanto internos como con otras instalaciones nucleares.

Es deseable disponer de metodologías que integren todos los factores influyentes en la seguridad de las plantas nucleares, ya sea que los mismos se hayan asentado en análisis deterministas o probabilistas. La aplicación de estas metodologías unificadas que permitan realizar evaluaciones del impacto de una modificación, tanto en aspectos de diseño u operación, como de gestión u organización, es conocida como *análisis integrado de seguridad* (AIS) y está, por tanto, íntimamente ligado a la *regulación informada por el riesgo* (RIR). Pretendiendo garantizar la consistencia en su aplicación, se está desarrollando el proyecto *Modelado y cuantificación probabilista generalizada de mantenimiento y acciones humanas en el análisis de precursores*, llevando a cabo actividades tales como ampliación de la metodología de precursores para tener en cuenta de modo generalizado los esquemas de mantenimiento, e identificación de funciones de transmisión mediante algoritmos de reconstrucción de secuencias para análisis de sensibilidad.

Aunque pudiera no considerarse como proyectos de investigación propiamente dichos a ciertas bases de datos de ámbito internacional en las que participa nuestro país, se ha considerado su inclusión, no sólo por cuanto ayudan a comprender mejor las causas y prevención de incidencias, sino también porque bajo su alcance de actuación se analizan posibles mejoras de sus estructuras. Se trata de las denominadas FIRE (Fire Incident Records Exchange), ICDE (Internacional Common-cause Data Exchange) y OPDE (OCDE

Piping Failure Data Exchange), en las que se recolectan y analizan datos sobre incendios, fallos de causa común y fallos en tuberías, respectivamente. Participan un amplio conjunto de países de la OCDE. En el entorno nacional, sus desarrollos se enmarcan dentro del PCI con Unesa como canal principal para reunir y proporcionar los datos concernientes a las centrales españolas.

8.3. Programas de investigación en protección radiológica

8.3.1. Protección radiológica de las personas

Este programa tiene como objetivos profundizar en el conocimiento de los fundamentos biológicos de la protección radiológica y de los niveles de exposición a que están sometidas las personas que trabajan en presencia de radiaciones ionizantes, así como mejorar aspectos relativos a su dosimetría interna y externa, esto es, disponer de técnicas y procedimientos de determinación de las magnitudes que representan la medida de la cantidad de energía transferida por las radiaciones ionizantes a los órganos y tejidos.

En cuanto al conocimiento de los fundamentos biológicos, existen cuatro proyectos sobre los que se han desarrollado actividades a lo largo del año 2006 por otros tantos equipos de investigación subvencionados por el CSN. Uno de ellos se refieren a estudios sobre la eficacia biológica relativa (EBR) de radiaciones ionizantes, a saber: *Evaluación citogenética de la EBR de rayos X de baja energía*, que analiza si las mujeres con elevado riesgo de padecer cáncer de mama y, por ello, sometidas a un mayor número de exámenes radiológicos, muestran una mayor susceptibilidad a las radiaciones generadas en las mamografías. Un segundo proyecto, denominado *Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes: traslocaciones recíprocas*, tiene por finalidad el desarrollo, estudio y establecimiento

de las bases necesarias que permitan al Laboratorio de Dosimetría Biológica (Hospital Gregorio Marañón) dar cobertura a todas las personas susceptibles de estar expuestas a radiaciones ionizantes en el Estado Español. El tercer proyecto, que realiza un *Estudio del daño por radiación producido por electrones secundarios en sistemas biomoleculares*, mejorará el conocimiento de los niveles de exposición y de la relación entre dosis y sus efectos, incluso para bajas dosis, profundizando en los mecanismos de interacción de los electrones secundarios con moléculas biológicas y su efecto de pérdida de energía. A los anteriores proyectos debe añadirse el que constituye la segunda parte de *Nuevas técnicas para la detección y evaluación in situ de roturas inducidas a nivel de secuencias específicas del ADN* que ha finalizado tras estudiar, en el Centro Oncológico de Galicia José Antonio Quiroga y Piñeyro, el daño y reparación del ADN resultante de la exposición a radiaciones ionizantes, habiendo mejorado el diseño de estas técnicas, adaptándolas a un mayor número de tipos celulares.

En lo concerniente al conocimiento de los niveles de exposición de los trabajadores se desarrolla el proyecto *Protección radiológica ocupacional en radiología intervencionista* que intenta reducir las incertidumbres asociadas a los registros dosimétricos, al uso irregular de dosímetros personales, a la falta de seguimiento de las medidas básicas de protección radiológica o a otras causas, y difundir criterios específicos ocupacionales de protección radiológica.

Es de especial interés en el ámbito de los países de nuestro entorno, la realización de programas de investigación para asegurar la correcta evaluación de las dosis y riesgos asociados para las personas, como consecuencia de la exposición a radiación externa y de la incorporación de radionucleidos en el organismo. La dosimetría constituye un tema de máximo interés en el que los esfuerzos deben ir encaminados a mejorar aspectos relativos a la dosimetría interna y externa y a la mejora del control y

evaluación de la exposición ocupacional. Las prioridades se centran en el control de la exposición externa a los campos complejos de radiación que se encuentran en el ciclo del combustible nuclear y en el desarrollo de métodos más rápidos y eficientes para la determinación de las incorporaciones de material radiactivo en la industria nuclear. Es de destacar, a este respecto, los proyectos finalizados: *Mejora del sistema nacional de dosimetría interna con contadores de INa y desarrollo de metodologías de calibración y determinación de actividad en los contadores de radiactividad corporal* que se ha venido desarrollando desde hace unos años en el marco del PCI, habiéndose acometido en el año 2006 las últimas actividades para disponer de una nueva metodología de calibración y de una nueva metodología de adquisición y análisis de datos de contaminación personal interna asociada respecto de los contadores de radiactividad corporal (CRC) que utilicen detectores de INa disponibles en los servicios de dosimetría personal interna de las centrales nucleares españolas; y *Sistemas de dosimetría de neutrones de aplicación en instalaciones nucleares*, que ha profundizado en la problemática asociada a la dosimetría neutrónica en campos mixtos de radiación neutrones-gamma. Dentro de esta área de investigación cabe incluir también el proyecto *Interacción de electrones secundarios con la materia y sus aplicaciones en el daño por radiación*, cuyos resultados se espera afectarán a las nuevas tendencias en microdosimetría.

8.3.2. Evaluación del impacto radiológico

Este programa tiene como objetivo mejorar y actualizar los conocimientos necesarios para la valoración, supervisión y control de la exposición radiológica debida a las instalaciones y actividades de índole varia, así como a la radiación natural.

A fin de participar en actividades de I+D internacionales en el ámbito de la protección del medio ambiente, en particular en el desarrollo de herramientas de evaluación sobre transferencias de radionucleidos, el CSN ha subvencionado al

Ciemat, con el denominado proyecto *Impacto radiológico sobre el medio ambiente*, la participación en el proyecto europeo Erica.

Otro proyecto subvencionado es el que desarrollan el Ciemat y la Universidad del País Vasco, denominado *Contenido y migración de radioestroncio y radiocesio en suelos españoles* con la finalidad de evaluar el depósito sobre el terreno de radionucleidos artificiales provenientes del *fall-out* derivado de los ensayos atmosféricos de armas nucleares y de accidentes nucleares, para lo cual ha sido preciso diseñar una red de muestreo que, cubriendo el territorio nacional, considera puntos con terrenos característicamente españoles y de pluviometría bien conocida.

La falta de normativa existente en el campo de la determinación de bajos niveles de radiactividad hace necesaria la elaboración y armonización de procedimientos que puedan ser aplicados por laboratorios involucrados en el control radiológico del medio ambiente. De ahí que se haya subvencionado a la Fundación Bosch y Gimpera-Universidad de Barcelona el desarrollo del proyecto *Elaboración de procedimientos para la medida de radiactividad ambiental*.

La valoración del impacto producido por instalaciones y actividades que, aunque no consideradas como radiactivas, conllevan la presencia de radionucleidos en las materias primas utilizadas son objeto de consideración en varios proyectos, a saber: *Estudio radiológico de la industria cerámica y auxiliares*, como son las que procesan mineral de circonio, las industrias de fritas, esmaltes y pigmentos cerámicos y las industrias de baldosas cerámicas; *Estudio y evaluación del impacto radiológico producido por las actividades de diversas industrias no nucleares del sur de España*, que producen desechos caracterizados por estar enriquecidos en radionucleidos naturales; *Estudio del impacto radiológico de las centrales térmicas de carbón sobre sus entornos*, que evalúa el impacto de las mayores

centrales térmicas de nuestro país, concretamente las de As Pontes (La Coruña), Compostilla (León), Carboneras (Almería) y Andorra (Teruel); y *Estudio de la exposición debida a la utilización de torio en instalaciones no radiológicas*, de las cuales las más significativas son las que involucran electrodos de soldadura. Estos proyectos posibilitarán evaluar la idoneidad de los puestos de trabajo, desde el punto de vista radiológico, así como elaborar directrices protectoras adecuadas.

El interés por la exposición a las fuentes naturales de radiación y, en particular al radón, ha propiciado durante estos años, el año 2006 incluido, el desarrollo de varios proyectos en distintas áreas de la geografía española. Así, el proyecto, ya finalizado, *Estudio del riesgo asociado a la inhalación de descendientes del radón en diferentes actividades laborales y en viviendas* estima las dosis que reciben los trabajadores de distintos lugares subterráneos de trabajo, así como los habitantes de una serie de viviendas seleccionadas en las que podría existir una exposición incrementada al ^{222}Rn y a sus descendientes. Además, a finales de 2005, el CSN ha subvencionado dos proyectos a desarrollar en Galicia: un *Mapa de contaminación por radón de los domicilios de Galicia*, en el que se relacionarán los niveles de radón con los materiales de construcción, altura de los pisos y antigüedad de los edificios, así como con las áreas geológicas del suelo gallego y otras variables climatológicas y geográficas, y un *Estudio de la concentración de Ra-226, Rn-222, coeficientes α y β , total y contenido en H-3 de las aguas minerales, de manantial y de consumo humano de Galicia*, por considerar la región de estudio como una zona en la que los diferentes colectivos pudiesen estar expuestos a niveles elevados de radiación y tener la necesidad de tomar medidas de protección proporcionalmente adecuadas.

Especial atención se presta en ampliar y mejorar las capacidades analíticas y de medida del Laboratorio de Radiactividad Ambiental (LRA) y del Laboratorio de Radiactividad Ambiental y de Vigilancia

Radiológica (LRAVR) del Ciemat para su adaptación a la normativa en materia de calidad y para lograr mediciones de baja actividad de productos de activación neutrónica permitiendo asumir el papel de laboratorio de referencia nacional en la medida de radiactividad ambiental y, de ahí que el CSN subvencionase los proyectos denominados *Técnicas avanzadas en la medida de la radiactividad ambiental*, ya finalizado, y *Aplicaciones informáticas y radioanalíticas para el control de la radiactividad ambiental en los procesos de desmantelamiento*.

Un proyecto en el que el CSN ha puesto gran empeño es la *Implantación de un sistema de metrología neutrónica en España* mediante la firma, en noviembre de 2005, de un acuerdo específico de cooperación con el Ciemat, depositario legal de los patrones nacionales para las radiaciones ionizantes y responsable de las acciones que ello lleva consigo. Constatada la carencia en nuestro país de un patrón nacional de referencia para efectuar calibraciones de sistemas de detección y medida de radiación neutrónica, se ha considerado la conveniencia de subsanar dicha carencia dada la importante utilidad que supone su disponibilidad para los fines de la protección radiológica, como es la verificación de las condiciones de funcionamiento de los aceleradores lineales y ciclotrones en el medio hospitalario, así como la vigilancia radiológica ambiental de la radiación neutrónica y la estimación de dosis debida a la misma durante operaciones de mantenimiento en zonas de riesgo de las instalaciones nucleares. Colabora en este proyecto, con el Ciemat, el Departamento de Ingeniería Nuclear de la UPM a fin de extender la operabilidad de su Laboratorio de Medidas Neutrónicas (LMN-UPM) como laboratorio secundario de calibración neutrónica.

8.3.3. Reducción del impacto radiológico

Este programa tiene como objetivo desarrollar tecnologías, prácticas e intervenciones para reducir el impacto radiológico debido a fuentes naturales o a actividades operativas normales y

accidentales, incluidas las relativas a la gestión de residuos radiactivos.

Así, dentro de este programa cabe contemplar la *Adecuación de los sistemas de potabilización radiológica del agua*, proyecto finalizado en el año 2006, que ha desarrollado modificaciones fácilmente incorporables a los procedimientos de potabilización existentes para eliminar el contenido radiactivo que pudieran poseer las aguas de forma simultánea a su potabilización. Tras una selección de doce abastecimientos tales que poseen unos contenidos radiactivos naturales relativamente elevados y diversos o que se nutren de cuencas fluviales con centrales nucleares o directamente influenciadas por ellas, se realizaron experiencias a nivel de laboratorio y de planta piloto a escala. Estas tareas incluyen ensayos de procedimientos de descontaminación de fangos (extracción, caracterización y tratamiento) y determinación de eficiencia para cada uno de los tipos de aguas y conjunto de radionucleidos abordados.

Por último, otro proyecto en curso que aquí se incluye es un *Estudio de la viabilidad y la efectividad de las acciones de remedio frente a la presencia de gas radón en los edificios existentes* que estudia el comportamiento del gas radón, presente en los espacios naturales, en lo que se refiere a su penetración y distribución en habitáculos, con el fin de realizar actuaciones correctoras respecto a tal penetración. Los resultados que se obtengan servirán de base para una futura regulación técnica de las viviendas en lo referente a la problemática del gas radón.

8.4. Tabla resumen

La tabla 8.1 recoge el conjunto de los proyectos de investigación desarrollados, auspiciados o participados por el CSN durante el año 2006. Se incluyen los costes totales de cada proyecto, para el CSN, así como las cuantías desembolsadas durante el año 2006.

Tabla 8.1. Desarrollo de proyectos de I+D durante el año 2006

Proyecto	Programa (Plan)	Situación a 31-12-06	Coste total CSN (€)	Coste en 2006 (€)
Cabri Water Loop (OCDE/IRSN-Francia)	1	En curso	237.804	120.080
Studsvik Cladding Integrity Project (SCIP)	1	En curso	330.095	–
Comportamiento de materiales avanzados de vaina altamente irradiados en condiciones de almacenamiento en seco	1	Finalizado	234.924	103.122
Diferentes aspectos en los campos de Ingeniería Nuclear y Termohidráulica	1 y 2	En curso	161.141	53.714
Halden (OCDE/Convenio Nacional)	1, 2 y 4	En curso	295.568	100.600
Comportamiento frente a PWSCC de la aleación 690TT en reactores tipo PWR (1ª fase)	2	Finalizado	74.376	–
Evaluación del daño por irradiación neutrónica mediante experimentación y simulación computacional multiescala (REVE)	2	Finalizado	249.020	44.292
Participación española en Prosir de la OCDE	2	Finalizado	54.000	–

Tabla 8.1. Desarrollo de proyectos de I+D durante el año 2006

Proyecto	Programa (Plan)	Situación a 31-12-06	Coste total CSN (€)	Coste en 2006 (€)
Aplicaciones y mantenimiento de códigos termohidráulicos (extensión Camp)	2	En curso	139.676	27.935
Análisis y simulación de secuencias accidentales en reactores PWR (Camp-España)	2	En curso	90.631	–
Apoyo técnico a la participación en el proyecto internacional Extensión CIR II	2	En curso	48.760	15.053
Análisis de transitorios de centrales PWR en condiciones de parada	2	En curso	238.386	66.963
PKL/OCDE	2	Finalizado	72.000	21.200
Rosa/OCDE	2	En curso	110.500	–
Análisis y simulación de los experimentos PKL OCDE y Rosa OCDE. Aplicación a las centrales nucleares españolas	2	En curso	395.094	105.353
Participación en el programa termohidráulico experimental SETH de la OCDE	2	Finalizado	156.500	–
Asimilación de resultados del proyecto internacional Phebus	3	En curso	332.500	70.000
Identificación y cuantificación de incertidumbres en los análisis de la capacidad de la contención para LWR	3	Finalizado	119.000	20.000
Evaluación de la seguridad en caso de incendio mediante el uso de códigos y métodos de modelización	3	En curso	160.000	48.450
Segunda fase del proyecto Masca (Masca II) de la OCDE	3	Finalizado	40.000	3.430
Participación en Artist (PSI-Suiza/acuerdo nacional)	3	En curso	775.273	158.621
Aplicación de técnicas avanzadas de diagnosis de cables eléctricos de centrales nucleares	3	En curso	156.600	68.098
Métodos de validación y verificación de procedimientos de operación de una planta BWR	3	Finalizado	56.825	22.730
Impacto de la organización en la seguridad (IOS-II)	4	Finalizado	503.370	–
APS de sucesos externos en otros modos de operación	4	Finalizado	150.800	24.800

Tabla 8.1. Desarrollo de proyectos de I+D durante el año 2006 (continuación)

Proyecto	Programa (Plan)	Situación a 31-12-06	Coste total CSN (€)	Coste en 2006 (€)
Análisis informado en el riesgo de requisitos de condiciones límite de operación a partir del APS para una planta BWR	4	En curso	58.465	36.140
Estudio de viabilidad de metodologías para el cálculo de márgenes de frecuencia en aplicaciones de regulación informada por el riesgo	4	Finalizado	12.000	–
Análisis de códigos de probabilidades de fallo en tuberías (RI-ISI)	4	En curso	58.500	26.000
Modelado y cuantificación probabilista de mantenimiento y acciones humanas en el análisis de precursores	4	En curso	325.448	81.362
Desarrollo de una base de datos de incidentes operativos que recoja factores humanos y organizativos	4	Finalizado	64.000	14.250
Intercambio de datos sobre fallos de causa común (ICDE)-OCDE	4	En curso	34.500	11.500
Intercambio de datos sobre fallos de tuberías (OPDE)-OCDE	4	En curso	15.100	5.000
Fire incident records exchange (FIRE)-OCDE	4	En curso	24.900	8.300
Evaluación citogenética de la eficacia biológica relativa de rayos X de baja energía	5	En curso	182.248	30.754
Efectos biológicos de las radiaciones ionizantes: traslocaciones recíprocas	5	En curso	288.617	72.000
Estudio del daño por radiación producido por electrones secundarios en sistemas biomoleculares	5	En curso	82.000	9.000
Nuevas técnicas para la detección y evaluación <i>in situ</i> de roturas radioinducidas a nivel de secuencias específicas del ADN (II)	5	Finalizado	130.000	–
Protección radiológica ocupacional en radiología intervencionista	5	En curso	80.000	9.889
Mejora del sistema nacional de dosimetría interna y desarrollo de métodos de calibración y determinación de actividad en los contadores de radiactividad corporal (CRC)	5	Finalizado	138.563	4.052
Sistemas de dosimetría de neutrones de aplicación en instalaciones nucleares	5	Finalizado	137.105	–

Tabla 8.1. Desarrollo de proyectos de I+D durante el año 2006 (continuación)

Proyecto	Programa (Plan)	Situación a 31-12-06	Coste total CSN (€)	Coste en 2006 (€)
Interacción electrones secundarios-materia y sus aplicaciones en el daño por radiación	5	En curso	63.909	11.000
Estudio radiológico de la industria cerámica y auxiliares	6	Finalizado	124.583	51.583
Estudio y evaluación del impacto radiológico producido por las actividades de diversas industrias no nucleares del sur de España	6	En curso	136.246	35.000
Estudio del riesgo asociado a la inhalación de descendientes del radón en diferentes actividades laborales y en viviendas	6	Finalizado	93.150	23.288
Estudio de la exposición debida a la utilización de torio en industrias no radiológicas	6	En curso	184.140	61.336
Impacto radiológico sobre el medio ambiente	6	En curso	42.000	10.500
Contenido y migración de radioestroncio y radiocesio en suelos españoles	6	En curso	326.600	70.652
Estudio del impacto radiológico de las centrales térmicas de carbón sobre sus entornos	6	En curso	304.216	41.245
Elaboración de procedimientos para la medida de radiactividad ambiental	6	Finalizado	74.950	–
Estudio de la concentración de Ra-226, Rn-222, coeficientes α y β total y contenido en H-3 de las aguas minerales, de manantial y de consumo humano de Galicia	6	En curso	207.379	15.941
Aplicaciones informáticas y radioanalíticas para el control de la radiactividad ambiental en los procesos de desmantelamiento	6	En curso	83.516	–
Implantación de un sistema de metrología neutrónica en España	6	En curso	623.000	66.083
Mapa de contaminación por radón de los domicilios de Galicia	6	En curso	75.876	5.292
Estudio de la viabilidad y la efectividad de las acciones de remedio frente a la presencia del gas radón en edificios existentes (II)	7	En curso	220.000	20.000
Adecuación de los sistemas de potabilización radiológica del agua	7	Finalizado	88.900	8.890

9. Reglamentación y normativa

El Consejo de Seguridad Nuclear, junto a las 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, el artículo 2 determina que el CSN *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*, definiéndose tales instrucciones del CSN como normas de carácter vinculante, sobre dichas materias y con respecto a los sujetos que intervengan (inciso introducido por la *Ley 24/2005*, de 18 de noviembre, de *Reformas para el impulso a la productividad*).

La política del CSN en esta materia, está contenida en el *Plan Estratégico del CSN*, aprobado por el Pleno del Consejo en su reunión de 13 de enero 2005.

El objetivo que se persigue, con independencia de la mejora permanente del proceso regulador, es el desarrollo de la pirámide normativa en la materia, identificando las carencias de la normativa legal y preparando los textos correspondientes, siguiendo

la evolución de los sistemas reguladores en los países de nuestro entorno, y adoptando e incorporando a la situación española la normativa internacional.

9.1. Desarrollo normativo nacional

En el año 2006 se han aprobado y publicado oficialmente las siguientes disposiciones que afectan al marco regulador del CSN:

- Real Decreto 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas.
- Ley 5/2006, de 10 de abril, de regulación de los conflictos de intereses de los miembros del Gobierno y de los altos cargos de la Administración General del Estado.
- Real Decreto 470/2006, de 21 de abril, por el que se modifica el porcentaje sobre la tarifa eléctrica correspondiente a la moratoria nuclear como coste con destino específico.
- Ley 9/2006, de 28 de abril, sobre evaluación de los efectos de determinados planes y programas en el medio ambiente.
- Orden ITC/1652/2006, de 20 de abril, por la que se declara el cese definitivo de la explotación de la central nuclear José Cabrera (Guadalajara) y se establecen las condiciones a las que deben ajustarse las actividades a realizar en la instalación hasta la autorización de desmantelamiento.
- Real Decreto-ley 7/2006, de 23 de junio, por el que se adoptan medidas urgentes en el sector energético.
- Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, por el que se crea la Comisión Interministerial para el establecimiento de los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del almacén

temporal centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad, y de su control tecnológico asociado.

- Instrucción IS-09 de 14 de junio de 2006, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.
- Real Decreto 1204/2006, de 20 de octubre, por el que se modifica el Real Decreto 1339/1999, de 31 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento de la Comisión Nacional de la Energía*.
- Instrucción IS-10, de 25 de julio, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.

Durante 2006, el CSN ha participado en la promoción e impulso de varios proyectos normativos de diverso rango.

• Ley de Energía Nuclear

En ejercicio de las facultades de proposición de normativa general, reconocidas en el artículo 2 a) de la Ley 15/1980, el Consejo de Seguridad Nuclear, en su reunión de fecha 27 de octubre de 2006, decidió aprobar una propuesta para la modificación parcial de la Ley de Energía Nuclear, enviándola, para su tramitación, al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

En la actualidad, dicha propuesta se ha incorporado a la *Proposición de ley de reforma de la Ley 15/1980*, de 22 de abril, de *Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, en el trámite de enmiendas¹.

¹ La proposición de Ley de Reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de *Creación del Consejo de Seguridad Nuclear* fue presentada en mayo de 2005 por el grupo parlamentario de Izquierda Verde-Izquierda Unida-Iniciativa per Catalunya Verds, debatiéndose en ese momento, en el Congreso de los Diputados.

Las modificaciones inciden en los siguientes artículos o capítulos de la citada Ley 25/1964:

- En los artículos 36, 37, 38 y 44 bis, sobre la responsabilidad del titular en materia de seguridad nuclear, y seguridad en la gestión de los residuos radiactivos y del combustible nuclear gastado.
- En el capítulo XIV, artículos 85 a 93, sobre el régimen de infracciones y sanciones en materia nuclear; el objetivo es actualizar los tipos de infracción, mejorando la escala de las circunstancias de graduación de dichas sanciones en función del riesgo asociado a cada conducta y ajustar, a la realidad actual, las cuantías de las sanciones.
- En el artículo 2.12 bis, sobre el concepto de dispositivos e instalaciones experimentales, que se rectifica, para dar cabida a las instalaciones de fusión.

• Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear

Al encontrarse en trámite, en el Congreso de los Diputados, una proposición de ley para la reforma de la *Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*², se ha trabajado en el seguimiento y evaluación desde el punto de vista jurídico, del texto de la proposición de ley y las enmiendas presentadas por los grupos parlamentarios, publicados en el Boletín Oficial de las Cortes.

• Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas

Tras finalizar el trámite de audiencia pública otorgado por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio en relación con el proyecto de modificación del Real Decreto 1836/1999,

² Véase nota 1.

de 3 de diciembre, que había formulado el CSN como Propuesta de desarrollo normativo, se reciben en este Organismo durante el mes de octubre de 2006, los comentarios efectuados por las distintas organizaciones sociales y sectores afectados, en el citado trámite de audiencia, solicitándose desde el Ministerio de Industria, la colaboración del CSN, para ultimar la redacción definitiva del texto.

- **Proyecto de real decreto relativo a la revisión del Real Decreto sobre Instalación y Utilización de Aparatos de Rayos X con fines de Diagnóstico Médico**

Durante 2006 se ha ultimado la redacción de propuesta del proyecto de real decreto que sustituye y deroga el *Real Decreto 1891/1991, de 30 de diciembre, sobre Instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico*, estando pendiente de remisión al Ministerio de Industria, para que se pueda poner en marcha su tramitación.

- **Otros desarrollos normativos**

Durante 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear 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, así como la protección física de los materiales nucleares, como los siguientes:

- Se participó en la redacción de la *Directriz básica de protección civil contra riesgos radiológicos*, que regulará el *Plan de emergencia* y las medidas de coordinación institucional en circunstancias de emisión de radiación en el ámbito de las instalaciones radiactivas, similar al Plaben de las nucleares (*Plan básico de emergencia nuclear*).
- Se participó en la redacción de un proyecto de real decreto que modificará el vigente *Real*

Decreto 158/1995, de 3 de febrero, sobre Protección física de los materiales nucleares, para adaptar al ordenamiento español la última enmienda a la convención internacional ratificada por España en esta materia.

- Se participó en la comisión recientemente creada en el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, para proceder a la transposición de la *Directiva 2006/117/Euratom, del Consejo, de 20 de noviembre de 2006, relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado*, que sustituye a la Directiva 92/3/Euratom, de 3 de febrero de 1992.
- Se participó en la elaboración de un documento que pudiera constituir un código de normas de seguridad de las instalaciones nucleares uniformemente aceptadas en el entorno de los países occidentales, en función de los criterios y normas de referencia de los países origen de la tecnología.
- Se participó en un grupo de trabajo en materia de seguridad en la gestión de residuos radiactivos, formado por representantes del CSN y de la entidad Enresa (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos), a fin de coordinar las iniciativas existentes en el ámbito internacional -adaptando el texto de la *Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos-*, y depurando el marco legislativo nacional en esta materia.

9.2. Desarrollo normativo del CSN

El desarrollo normativo del Consejo de Seguridad Nuclear, incluye la elaboración de normativa técnica y guías propias, además de la propuesta de elaboración de normativa a nivel de ley o de reglamento.

9.2.1. Organización y funciones del CSN

La capacidad normativa del Consejo de Seguridad Nuclear viene regulada en el apartado a) del artículo 2 de su propia *Ley de Creación*, complementándose con resoluciones y procedimientos internos del Consejo que regulan el proceso de elaboración de Instrucciones del Consejo (IS), Instrucciones Técnicas (IT), Instrucciones Técnicas Complementarias a un condicionado de una autorización (ITC), Guías de Seguridad (GS) y Circulares (C); las tres primeras son de carácter vinculante y cuyo incumplimiento da lugar al inicio de un expediente sancionador. Las guías, de carácter no vinculante, representan métodos, sistemas o procedimientos de trabajo recomendados y aceptados por el Consejo de Seguridad Nuclear, de modo que si no son usados, el solicitante de una autorización debe demostrar que el método empleado es, al menos, de la misma calidad que el recomendado por el Consejo. Las circulares tienen más carácter informativo sobre novedades o incidencias que puedan surgir en el sector al que van dirigidas, a fin de que sean tenidas en consideración, pero cuyo carácter tampoco es vinculante.

9.2.2. Capacidad normativa del CSN

Dado el elevado número de técnicos que actúan como redactores responsables de IS y GS, durante el año 2005 se elaboró y aprobó una norma de estilo para la lexicología a aplicar en la elaboración de IS y GS, que se adjuntó al procedimiento correspondiente. Con el mismo propósito, se ha impartido en 2006 un curso nuevo para 15 personas, a cargo de AENOR, a fin de uniformizar criterios y normas de redacción en dichos documentos.

Durante el año 2006, y dentro del proceso de elaboración de las instrucciones y guías de seguridad del CSN, y con el fin de complementar el trámite previsto en el apartado b) del Artículo 1 de la *Ley 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública*

y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente, y que incorpora las Directivas 2003/4/CE y 2003/35/CE y antes de proceder a su aprobación y publicación en el Boletín Oficial del Estado, se ha incluido el proceso para recabar comentarios del público y personas interesadas, según la definición que de las mismas se hace en el artículo 2 de la citada Ley. El proceso ha afectado a todas las instrucciones y guías que se encontraban en fase de comentarios externos y a las que se han ido enviando a comentarios durante 2006.

Todos los textos han recibido algún tipo de comentarios en el trámite de audiencia pública, por lo que el cumplimiento de este nuevo requisito, legalmente requerido, ha supuesto una cierta demora en la aprobación de los documentos normativos del CSN, al hacerse necesario analizar dichos comentarios y, en su caso, reconsiderar los textos para tenerlos en cuenta.

En relación con la normativa técnica emitida por el CSN durante el año 2006, cabe destacar que han sido aprobadas y publicadas por el Consejo las guías de seguridad e instrucciones siguientes:

- Instrucción IS-09 de 14 de junio de 2006, del Consejo de Seguridad Nuclear, *por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares.*
- Instrucción IS-10, de 25 de julio, del Consejo de Seguridad Nuclear, *por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.*

Las siguientes instrucciones y guías se encuentran en fase avanzada de elaboración:

- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, *por la que se establecen los períodos de retención de documentación en instalaciones radiactivas. Desarrollo del artículo 72 del Real Decreto 1836/1999.*

- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que *se actualiza la resolución del CSN de 5 de noviembre de 1992 sobre homologación de cursos de radiodiagnóstico.*
- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que *se establecen los criterios para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares tras su desmantelamiento y clausura.*
- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que *se establecen los criterios para exigir, a los titulares de instalaciones radiactivas, la notificación de sucesos o incidentes radiológicos.*
- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que *se establecen las especificaciones técnicas aplicables al funcionamiento de instalaciones radiactivas.*
- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, *sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares.*
- Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que *se establecen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, de centrales nucleares.*
- Revisión 1 de la Guía de Seguridad GS-5.5, sobre la *Documentación técnica para solicitar la autorización de funcionamiento de las instalaciones de radioterapia.*
- Guía de Seguridad GS-4.2, sobre el *Plan de restauración del emplazamiento.*
- Revisión 1 de la Guía de Seguridad GS-1.10, sobre *Revisiones periódicas de la seguridad de centrales nucleares.*
- Guía de Seguridad sobre la *Aplicación del análisis probabilista de seguridad a la inspección en servicio de tuberías.*

- Guía de Seguridad sobre *Pruebas periódicas de los sistemas de ventilación y aire acondicionado.*
- Revisión 1 de la Guía de Seguridad GS-1.3, sobre el *Plan de emergencia interior de centrales nucleares.*

Otras actividades

- Se mantiene actualizado el listado de instrucciones técnicas (de las dos direcciones técnicas), instrucciones técnicas complementarias, de carácter general, y circulares introducidas en la intranet y en la web externa del CSN.
- Durante el año 2006 se ha elaborado un plan de tres años para la preparación de instrucciones y guías de seguridad del CSN. Dicho plan incluye la preparación de 24 instrucciones del Consejo y 32 guías de seguridad. El plan contempla los requerimientos normativos detectados del estudio realizado con motivo de la Inspección IRRS solicitada por España al OIEA, del análisis de armonización de normativa europea llevada a cabo dentro del grupo Wenra y de las lecciones aprendidas como consecuencia del suceso ocurrido en la central nuclear Vandellós II.

9.3. Actividades normativas internacionales

Con respecto a los comentarios de las guías del OIEA, se está al día en el envío de comentarios de los proyectos recibidos y una vez aprobado a finales del año 2004 la modificación del correspondiente procedimiento de gestión del CSN, éste refleja dos fases de comentarios, gestionados por el Consejo:

- Los comentarios más relevantes son los que se efectúan durante la preparación del texto, que es donde pueden ser discutidos entre los países participantes del proceso de elaboración y son más fáciles de incluir en el proyecto de texto.

- La segunda fase de comentarios, es la de comentarios del propio país, una vez que la guía se encuentra prácticamente consensuada, siendo aquí dificultoso introducir comentarios en esta fase.

En cumplimiento de los acuerdos sobre la traducción al español de las guías del OIEA firmados por el Consejo de Seguridad Nuclear con la Sociedad Nuclear Española y la Sociedad Española de Protección Radiológica, se ha celebrado durante 2006 una reunión de trabajo, para unificar criterios, entre los técnicos de ambas sociedades y un

traductor de la sección de traducción al español del OIEA.

Durante 2006 el CSN ha remitido al OIEA, y han sido aceptadas por el organismo, cuatro traducciones de guías del OIEA, de las cuales una traducción ya había sido publicada en la web del Organismo de Naciones Unidas antes de acabar el año.

Independientemente, el Consejo de Seguridad Nuclear ha remitido, al citado organismo, la traducción al español del glosario de términos nucleares del OIEA, versión 1.2, traducido por la Sociedad Nuclear Española.

10. Relaciones institucionales e internacionales

10.1. Relaciones institucionales

10.1.1. Aspectos generales

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) dado su carácter de organismo fundamentalmente técnico y consultivo y, en ciertos aspectos ejecutivo, debe emitir dictámenes e informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, para la Administración 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 expuestos, y en la atención médica de personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios de los planes de emergencia nuclear, participar en su aprobación y coordinar, para todos los aspectos relacionados

con la seguridad nuclear y protección radiológica, la respuesta a situaciones de emergencia.

Para el mejor y más eficaz desarrollo de las funciones que tiene asignadas, el CSN mantiene relaciones de colaboración y asesoramiento con las instituciones del Estado a nivel central, autonómico y local, con las organizaciones profesionales y sindicales y con las asociaciones y organizaciones no gubernamentales relacionadas con sus áreas de actividad.

El CSN informa anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado del desarrollo de sus actividades según marca la *Ley 15/1980, de 22 de abril, de Creación del CSN*, en la redacción dada por la *Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*.

10.1.1.1. Objetivos

Los objetivos del Consejo de Seguridad Nuclear en el ámbito de las relaciones institucionales son:

- Proporcionar a las Cortes Generales (Congreso de los Diputados y Senado) información detallada y precisa de las actuaciones que lleva a cabo.
- Fortalecer e incrementar los mecanismos de colaboración y coordinación con los distintos departamentos de la Administración Central del Estado, que tengan competencias vinculadas con las funciones del CSN.
- Fortalecer e incrementar los mecanismos de relación y colaboración con todas las administraciones autonómicas.
- Asesorar e informar a las demás instituciones del Estado cuando sea requerido para ello.
- Mantener líneas de información con otras organizaciones públicas y privadas. Entre las primeras destacamos los delegados y subdelegados del

Gobierno, defensores del pueblo, tanto estatal como autonómicos y municipales, universidades, organismos como el Ciemat, Enresa y Enusa. Entre las segundas, se encuentran: Unesa, Tecnatom, asociaciones profesionales y sindicales, grupos ecologistas, particulares y otras cuyas actividades están relacionadas con las áreas de actuación del CSN.

- Gestión de subvenciones concedidas por el CSN al amparo de la resolución de convocatoria de 29 de marzo de 2006, BOE número 139 de 12 de junio de 2006.

Tal y como se desarrolla en el capítulo correspondiente, el *Plan estratégico 2005-2010* ha considerado las expectativas de la sociedad española y de las administraciones central, autonómicas y municipales, los titulares de instalaciones y el personal del CSN como grupos de interés, merece la pena destacar cuales son las estrategias y objetivos de las relaciones institucionales para el futuro inmediato: desarrollar y mantener esquemas de colaboración que añadan valor a las relaciones con otras administraciones, organismos e instituciones. Así mismo, consolidar, ampliar y mejorar el sistema de encomiendas a las comunidades autónomas, para la gestión conjunta de los programas reguladores aplicables a las instalaciones radiactivas y actividades conexas y a los transportes.

Por otra parte y de forma muy específica, el *Plan anual de trabajo* para 2007 establece como líneas prioritarias de actividad:

- Gestionar la firma del acuerdo de encomienda con la Región de Murcia.
- Implantar los nuevos procedimientos internos de actuación en relación con encomiendas y relaciones institucionales, en fase de comentarios.
- Potenciar acuerdos con los ministerios, especialmente con el de Interior, Defensa y Sanidad

en el ámbito de sus competencias en materia de seguridad nuclear, protección física y protección radiológica y canalizar las iniciativas y actuaciones que propongan en el marco de las ya existentes.

- Potenciar los acuerdos firmados con universidades e instituciones.
- Impulsar foros de coordinación de ámbitos autonómico y sectorial relacionados con el control de las exposiciones a la radiación natural.
- Apoyo al mantenimiento y mejora de la operatividad de los acuerdos de encomienda.
- Potenciar las relaciones con las delegaciones y subdelegaciones del Gobierno, responsables de los planes de emergencia nuclear y con los órganos de gestión de emergencias de las comunidades autónomas, responsables de planes de emergencia radiológica prestando especial atención a la implantación de *La carta de servicios del CSN* sobre participación en el sistema nacional de emergencias.

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 CSN*, en la redacción dada por la *Ley 14/1999*, de 4 de mayo, de *Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, este Organismo informa anualmente al Congreso de los Diputados y al Senado del desarrollo de sus actividades.

En la VIII legislatura, constituida tras las elecciones generales de 14 de marzo de 2004, y durante este año 2006, ha tratado los asuntos del Consejo de Seguridad Nuclear, la Comisión de Industria, Turismo y Comercio en la que se enmarca la ponencia especial encargada del estudio de los informes que el CSN presenta a las cámaras.

Tras los trabajos previos de dicha ponencia, la presidenta del CSN comparece anualmente ante la citada Comisión. Posteriormente, esta Comisión aprueba una serie de resoluciones, que sirven de impulso y marco para el trabajo del Organismo, a las que el CSN responde mediante actuaciones y remisión de los informes técnicos correspondientes.

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 las relaciones con las Cortes Generales, el CSN elabora los informes técnicos en materia de seguridad nuclear y protección radiológica que le son demandados, desde ambas cámaras, mediante las preguntas parlamentarias para respuesta escrita.

Relaciones con la Administración Central

La *Ley de Creación del CSN* establece un amplio temario de asuntos en los que las funciones encomendadas al CSN deben ser desarrolladas en colaboración y coordinación con las autoridades administrativas de los ministerios, que ejercen competencias compartidas sobre las mismas materias.

En este sentido, los grupos de trabajo, tanto permanentes como específicos para temas concretos y los convenios de colaboración con diversos ministerios, que se describen más adelante, se han revelado como instrumentos muy útiles en la colaboración institucional.

Relaciones con las administraciones autonómicas

El CSN colabora con las administraciones autonómicas que tienen competencias transferidas de la Administración Central, relativas a las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. Así como, con las comunidades autónomas con las que existe convenio de encomienda de funciones, que son acuerdos, descritos más adelante con mayor

detalle, y que puede incluir actividades relacionadas con el control de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, programas de vigilancia radiológica ambiental y tribunales de licencias. Dicha colaboración se realiza a través de reuniones periódicas de grupos de trabajo, cuyo objetivo es procurar homogeneizar, en toda España, los criterios generales utilizados para el desarrollo de dichas transferencias y encomiendas.

Una nueva revisión del documento de criterios generales para la encomienda de funciones del CSN a las comunidades autónomas, que data de 1998, tras la propuesta del grupo de trabajo encargado de su actualización, fue aprobado por el pleno del Consejo el 23 de febrero 2005.

Así mismo entra en vigor desde el 16 de marzo de 2006 la remisión telemática de la documentación generada y el archivo y custodia de la documentación en papel en cada comunidad autónoma para lo cual se pone en marcha un programa de instalación de *software* y *hardware* por parte del CSN en cada comunidad autónoma con acuerdo de encomienda.

Además, el CSN presta asesoramiento e información sobre las áreas de su competencia a las asambleas legislativas y a los distintos defensores del pueblo de las comunidades autónomas.

Finalmente, todas las comunidades autónomas con encomiendas autorizan, con las debidas condiciones de seguridad y confidencialidad garantizadas por el CSN, la publicación de las actas de inspección, tal y como fue aprobado por el pleno del Consejo el día 18 de julio de 2006.

Relaciones con las administraciones locales

El CSN mantiene relaciones de colaboración, información y asesoramiento con las administraciones locales a las que presta apoyo cuando le es requerido o en caso de incidentes. Cabe destacar la línea de información y comunicación abierta con

los municipios de los entornos de las centrales nucleares y con la organización que los engloba, llamada Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC).

Relaciones con otras instituciones estatales

Además, el CSN presta asesoramiento e información sobre las áreas de su competencia al Defensor del Pueblo, a las universidades públicas y privadas y a otros organismos y autoridades públicas.

Relaciones con otras organizaciones, asociaciones y universidades

El CSN también proporciona información sobre sus actividades y los asuntos sobre los que ejerce competencia a entidades privadas y a particulares, bien mediante la remisión de información y documentación que produce, bien mediante la contestación concreta a las preguntas o inquietudes que formulan. En relación con las universidades la colaboración está mayoritariamente dirigida a la firma de convenios y acuerdos específicos.

10.1.2. Relaciones con las Cortes Generales

Las Cortes Generales constituyen la primera referencia institucional para el CSN.

10.1.2.1. Informe anual

El informe anual del CSN que contiene las actividades desarrolladas durante el año 2005, se remitió al Congreso de los Diputados y al Senado y fue presentado por la presidenta, en su comparencia, el día 18 de octubre de 2006.

10.1.2.2. Comparecencias

Ante el Congreso

Durante el año 2006 se celebraron las siguientes comparecencias:

El 22 de mayo de 2006, comparecieron ante la Comisión de Industria, Turismo y Comercio, la

presidenta, consejeros y técnicos del CSN, así como representantes de AMAC, Greenpeace y Ciemat, en relación con la Proposición de Ley de Reforma de Ley 15/1980, 22 de abril de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

El 18 de octubre de 2006, la presidenta del CSN compareció ante la Comisión de Industria, Turismo y Comercio al objeto de presentar el informe general de las actividades realizadas por el CSN, así como anexos técnicos correspondientes al año 2005.

A lo largo de su exposición, la presidenta se refirió entre otros asuntos, a los siguientes:

- En el año 2005 se cumplieron 25 años de la creación del Consejo de Seguridad Nuclear, período a lo largo del cual, la labor del CSN se ha enfocado hacia la supervisión y garantía de que las instalaciones nucleares y las radiactivas se construyan, se operen y se mantengan de forma segura.
- El importante avance en materia de protección radiológica referente al control de las instalaciones radiactivas, ámbito que está requiriendo una dedicación de esfuerzos importante por parte de las áreas técnicas involucradas para atender, en tiempo y forma, demandas propias por el desarrollo de nuevas tecnologías y el aumento del número de instalaciones.
- En materia de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, en lo que a radiación natural se refiere, se ha requerido la puesta en marcha de un plan de actuación de protección frente a fuentes terrestres de radiación, que ha llevado asociado un gran esfuerzo de coordinación con las administraciones autonómicas y con los titulares de industria con fuentes de radiación.
- En 2005 se pusieron en marcha los trabajos para llevar a cabo la tarea solicitada al Organismo Internacional de Energía Atómica en

2002, sobre una misión IRRS, que es una revisión de forma integrada de nuestro sistema regulador, a fin de que se puedan comparar las prácticas reguladoras de nuestro país con los estándares y buenas prácticas internacionales en este dominio. A partir de esta comparación, se establecerán recomendaciones y sugerencias para la mejora de dichas prácticas. Supone un profundo proceso de autoevaluación que permite identificar puntos débiles y fortalezas en la estructura reguladora, para luego formular planes de acción para mejorarla y es sin duda una iniciativa que responde al permanente deseo de alcanzar la máxima calidad en el trabajo.

- La participación del Consejo de Seguridad Nuclear en WENRA, Asociación Europea de Reguladores Nucleares, de cara a la mejora de la eficiencia del proceso regulador. Es preciso un avance en la dirección de completar nuestro propio marco regulador en materia de normativa, motivo por el cual, se ha llevado a cabo en 2005 y se continuará en 2006 un trabajo para la armonización de los niveles de seguridad de los reactores europeos, analizándose la disponibilidad de una normativa en materia de seguridad nuclear y protección radiológica común en todo el ámbito europeo, así como la implantación de los mismos en las plantas españolas.
- Respecto al funcionamiento de las centrales nucleares durante el año 2006. La experiencia operativa ha evolucionado correctamente en el año 2006 según evidencian los resultados obtenidos a través de las actividades de supervisión y control y que figuran también en los indicadores utilizados para destacar el funcionamiento de las plantas. En este punto, la presidenta se refirió a la importancia del SISC, Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales, que se ha elaborado a partir del ROP, *Reactor Oversight Process*, de la NRC de Estados Unidos, para ver la situación de las centrales españolas. Este programa se puso en marcha a

principios de 2006 pero desde julio de 2005 se comenzó una fase piloto de su aplicación. Es un programa basado en la regulación informada por el riesgo, y está estructurado en las áreas estratégicas de seguridad nuclear, protección radiológica y seguridad física, y siete pilares de seguridad ligados a las áreas estratégicas, que comprenden los aspectos esenciales de seguridad de explotación de la instalación.

Este sistema, el SISC, se ha concebido como un programa de supervisión vivo, que se irá modificando de forma progresiva a medida que se vayan identificando posibles mejoras y sobre todo porque la NRC de Estados Unidos, de donde lo hemos tomado, tiene en marcha una profunda revisión del ROP, que en su momento deberemos adaptar. Esto pone de manifiesto un hecho destacable y es que en el ámbito nuclear se opera con mejoras continuas y en constante colaboración.

- En referencia al almacenamiento del combustible gastado generado en las centrales nucleares se informó que en la actualidad se encuentran de manera temporal en las piscinas asociadas al diseño de cada una de ellas y, se destacó que en el caso de la central nuclear de Trillo, hay también un almacenamiento temporal individualizado, un ATI, de contenedores.
- La participación conjunta del CSN, la Sociedad Española de Protección Radiológica y la Sociedad Española de Física Médica, junto con el Ministerio de Sanidad y Consumo, en la preparación de una guía dirigida a la protección de la infancia, de los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes por radiaciones médicas.
- La importancia de las inspecciones anuales que se efectúan a los servicios de protección radiológica en los hospitales, y el control indirecto del funcionamiento de las instalaciones radiactivas y de rayos X propios 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.

10.1.2.3. Informes

Informes remitidos al Congreso de los Diputados

Se remitieron al Congreso de los Diputados los informes, solicitados mediante resoluciones por la Comisión de Industria, Turismo y Comercio de 27 de diciembre de 2005 correspondiente al Informe Anual del año 2004:

- Informe relativo a los instrumentos y medidas que se van a poner en marcha sobre aspectos operativos para dar cumplimiento a los objetivos que se definen en el *Plan estratégico* y en el *Plan de trabajo* de 2006, incluyendo los indicadores de seguimiento y evaluación acordados.
- Informe relativo al convenio de colaboración firmado con el Instituto de Salud Carlos III para realizar los estudios epidemiológicos en el entorno de las instalaciones nucleares.
- Informe de conclusiones de la revisión que se ha encargado a la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE para valorar la gestión del accidente de Vandellós II de agosto de 2004.
- Informe detallado del estado de desarrollo de las tareas que integran la *Mejora del proceso regulador*.
- Informe sobre el estado de implantación del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales, en especial sobre el balance y la valoración del período de prueba del sistema.
- Informe de situación en relación con las actuaciones del cierre de la central nuclear José Cabrera (Zorita).
- Informe sobre el estado del *Plan de revisión* de guías de seguridad del Consejo de Seguridad Nuclear y el grado de avance previsto.

- Informe sobre el desarrollo del *Plan de acción nacional para la armonización internacional en materia de seguridad de las instalaciones nucleares del grupo WENRA*.

- Informe sobre el desarrollo de un *Plan de acción en materia de radiación natural* a nivel nacional en coordinación con las comunidades autónomas concernidas.

- Dos informes sobre los beneficios de los proyectos de I+D de 2005 que financia el CSN y un informe sobre su estrategia presente y futura en materia de I+D.

- Informe sobre los trabajos para poner en marcha la escala INES de instalaciones radiactivas.

- Informe sobre la adecuada asignación de los recursos humanos disponibles con el objeto de que se garantice que todas las áreas de trabajo actuales y a medio plazo estén suficientemente dotadas.

Informes remitidos al Congreso de los Diputados relativos al incidente ocurrido en la central nuclear Vandellós II el 25 de agosto de 2004

- Informe sobre la evaluación internacional independiente y detallada de las lecciones aprendidas sobre el suceso de la central nuclear Vandellós II.

- Informe sobre los estudios realizados por todos los titulares de centrales nucleares y sobre el plan específico de actuaciones de cada central.

10.1.2.4. Preguntas parlamentarias

Del Congreso de los Diputados

Se elaboraron los informes técnicos correspondientes a las respuestas a preguntas parlamentarias escritas, realizadas al CSN por los distintos grupos políticos con representación parlamentaria, desde ambas cámaras.

El número de solicitudes de preguntas escritas realizadas por miembros del Congreso de los Diputados al Gobierno fue de 29, que corresponden a un

número de informes mucho mayor debido a que en muchos casos, cada una de estas solicitudes engloban dos, tres o más temas y preguntas.

Del Senado

El número de solicitudes de preguntas escritas realizadas por miembros del Senado fue de 38 que, igualmente al caso del Congreso, corresponden a un número de informes mucho mayor debido a que en muchos casos, cada una de estas solicitudes engloba dos, tres o más temas y cuestiones.

A continuación se recogen las preguntas realizadas relativas a seguridad nuclear, protección radiológica y residuos radiactivos y aquellas que no están asociadas a ningún tipo de instalación en concreto. Estas últimas representan preguntas generales sobre temas de administración y personal; grado de ejecución presupuestaria en diversos años,

estudios sobre trabajadores profesionalmente expuestos, proyectos de inversiones en provincias; transparencia de comunicación; I+D en seguridad nuclear, almacenamientos, etc.

De manera porcentual las preguntas parlamentarias (Congreso y Senado) relativas a centrales nucleares suponen el 95% del total, cuyo desglose se muestra en la figura 10.1, incorporándose también los totales de preguntas por cada central nuclear.

En cuanto al número absoluto de las preguntas parlamentarias y no parlamentarias por temas se enumeran en la tabla 10.1.

Finalmente, la contribución de cada tema, considerando tanto preguntas parlamentarias como de otros organismos, asociaciones, empresas, etc., se muestra en la figura 10.2.

Figura 10.1. Número de preguntas parlamentarias y totales sobre las centrales nucleares

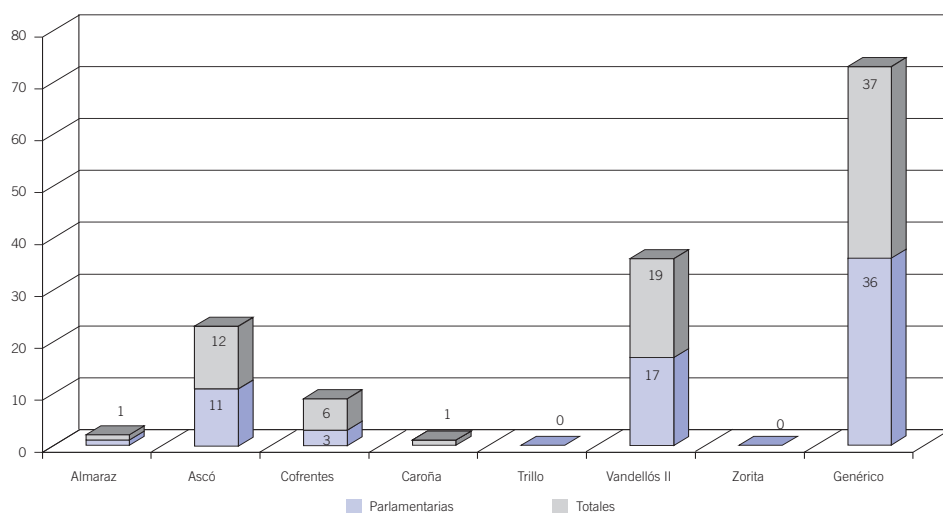
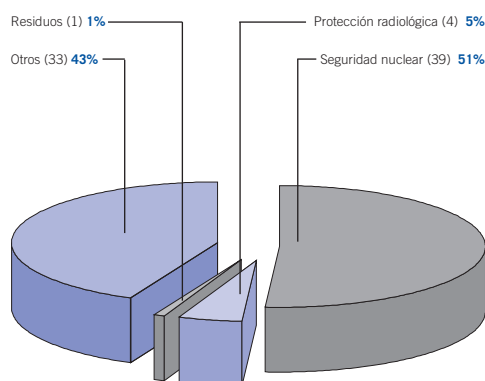


Tabla 10.1. Número de preguntas parlamentarias y no parlamentarias

Seguridad nuclear	Protección radiológica	Residuos	Otros
39	4	1	33

Figura 10.2. Solicitudes de preguntas escritas realizadas al Gobierno



Por instalaciones

A continuación se detalla, por instalaciones, según el interés mostrado por los grupos parlamentarios:

Centrales nucleares

El mayor interés demostrado por los grupos parlamentarios se centró en las centrales de Ascó, sobre asuntos variados (fechas de inspecciones, revisiones, datos de exenciones de ETF, especificaciones técnicas de funcionamiento, etc.) y Vandellós II con relación al incidente de 25 de agosto de 2004.

Instalaciones radiactivas

Durante el año 2006 no ha habido preguntas parlamentarias relacionadas con las instalaciones radiactivas.

Instalaciones del ciclo

Durante el año 2006 no ha habido preguntas parlamentarias relacionadas con las instalaciones del ciclo.

Por temas

Seguridad nuclear

Entre las 39 preguntas parlamentarias y no parlamentarias relativas a seguridad nuclear se destaca: *Plan de actuación sobre Vandellós II* en virtud del incidente de 2004, nueva torre de refrigeración en Vandellós II, incidente de Ascó de octubre de 2004, solicitud de actas de inspección, exenciones a especificaciones técnicas de funcionamiento, ope-

rabilidad de equipos, estudios sobre posibles deficiencias en Cofrentes, etc.

Protección radiológica

De las cuatro preguntas parlamentarias y no parlamentarias que básicamente tratan temas de protección radiológica, destacan las relativas a residuos transuránicos en España y al cierre de instalaciones deportivas en el Ciemat.

Residuos radiactivos

Solo se realizó una pregunta sobre temas de residuos, relativa a la cantidad de metros cúbicos de residuos transuránicos que permanecen en España, pendientes de ser depositados en algún almacén destinado a ubicar residuos nucleares.

Otros temas

En este punto que abarca temas de vigilancia radiológica ambiental, transportes, emergencias, administración, etc, se han respondido a 33 preguntas parlamentarias y no parlamentarias. Así, por ejemplo, citamos: propuestas de mesa tripartita, cuestionarios de calidad, nocividad de prospecciones geológicas en Salamanca, petición de informes, cumplimiento de resoluciones antiguas, grados de ejecución presupuestaria de programa de seguridad nuclear y protección radiológica, promoción de acuerdos de encomiendas del CSN a las comunidades autónomas, etc.

10.1.2.5. Resoluciones de las comisiones del Congreso de los Diputados incluidas en el Informe Anual al Parlamento

- La resolución 23ª de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002, insta a *reforzar la inspección de las centrales nucleares para alcanzar el 100% del cumplimiento del programa base de inspección e implantar técnicas de inspección que prioricen los esfuerzos del personal del CSN y de los titulares en los aspectos más importantes para la seguridad.*

Se contesta en el capítulo 1 de este informe apartado 1.1.1.7.

- La resolución 24ª de la Comisión de Economía y Hacienda del Congreso de los Diputados de fecha 9 de octubre de 2002: *incluir en los programas de inspección de las instalaciones radiactivas de uso médico a las instalaciones de rayos X sanitarias.*

Se contesta en el capítulo 1 de este informe apartado 1.3 instalaciones radiactivas y dentro de las instalaciones de rayos X de diagnóstico.

- La resolución 18ª de la Comisión de Economía y Hacienda de 17 de diciembre de 2003 dice: *se insta al Consejo de Seguridad Nuclear a continuar verificando que los procesos empleados por los titulares para mantener las dotaciones, competencias y motivación de los recursos humanos, propios y contratados, garantizan en todo caso el mantenimiento y mejora de la seguridad de las instalaciones nucleares y además el CSN informará de estas actuaciones dentro del Informe Anual.*
- La resolución 28ª de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio de 14 de diciembre de 2004 dice: *se recomienda al CSN para que inste a Unesa y a los titulares de las centrales nucleares a impulsar la pronta implantación y a mantener su constante actualización de la que dará cuenta a esta Comisión dentro de su informe anual de forma periódica, en todas las centrales nucleares, de la Guía del Sistema de Gestión Integrada dando prioridad al*

desarrollo de los módulos relacionados con los aspectos de comportamiento humano y organizativo con impacto en la seguridad.

Ambas se contestan en el capítulo 1 de este informe apartado 1.1.1.6.3.

10.1.3. Relaciones con la Administración Central

10.1.3.1. Ministerio de Industria, Turismo y Comercio

El 28 de marzo de 2006, se celebró la reunión que, con periodicidad anual se viene manteniendo, entre el Consejo de Seguridad Nuclear y el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, con representantes de las comunidades autónomas con funciones y servicios traspasados en materia de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría. La reunión contó, también, con asistencia de representantes de Enresa.

Entre los temas tratados destacan:

- a) Aplicación del Real Decreto 229/2006 *sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas* (BOE de 28 de febrero de 2006).
- b) Aplicación del artículo 74.3 del RINR, en relación con las autorizaciones necesarias para empresas de fabricación.
- c) Gestión telemática por el CSN de la tramitación de autorizaciones.
- d) Instrucciones técnicas complementarias del CSN para la actualización de equipos de gammagrafía móvil.
- e) Revisión del Real Decreto 1891/1991, *sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico.*

- f) Encomiendas de funciones del CSN a las comunidades autónomas.
- g) Acceso a las bases de datos del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, y rayos X con fines de diagnóstico médico.
- h) Aplicación del Reglamento (Euratom) 1493/93, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre los Estados miembros.
- i) Aplicación a los detectores iónicos de humos del Real Decreto 208/2005, sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos (BOE 26 de febrero de 2005).

10.1.3.2. Ministerio del Interior

Dirección General de Protección Civil y

Emergencias

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 DGPCE, Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior.

Las actividades realizadas por ambos organismos tienen como base el convenio de colaboración firmado el 3 de mayo de 1999 entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de emergencias. Para llevar a cabo los distintos objetivos fijados en el mismo, se han creado grupos de trabajo específicos y una comisión mixta de seguimiento del convenio.

El alcance de este convenio actualmente incluye:

- La revisión del Plaben anterior y el desarrollo del Plaben vigente.

- El estudio, formulación y puesta en ejecución de iniciativas conjuntas para mejorar los medios y recursos, técnicos y humanos y los que incrementen la operatividad de los planes exteriores de emergencia, en particular con los grupos radiológicos.
- El estudio, formulación y puesta en marcha de iniciativas conjuntas para la conformación y puesta en estado operativo del llamado nivel central de respuesta y apoyo.
- Actividades relacionadas con la formación de actuantes de los planes exteriores de emergencia, así como actividades relacionadas con información a la población sobre emergencias nucleares.
- Planificación conjunta de ejercicios y simulacros de los planes exteriores de emergencia.
- Aplicación del acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.
- Utilización conjunta de los datos de la Red de Alerta a la Radiactividad (RAR), así como la formación y el entrenamiento del personal relacionado con la misma.

El día 19 de enero de 2006 se reunió la Comisión Nacional de Protección Civil, en la que se informaron los planes directores de los planes de emergencia nuclear, según el procedimiento previsto en el Plaben, presentado con fecha 20 de abril de 2006 a los delegados y subdelegados del Gobierno en las comunidades autónomas con centrales nucleares.

Entre los temas tratados en la Comisión se encuentra la aprobación de los planes directores de los planes de emergencia nuclear en Burgos (Penbu),

de Cáceres (Penca), de Guadalajara (Pengu), de Tarragona (Penta) y de Valencia (Penva). Dichos planes directores fueron aprobados por Acuerdo de Consejo de Ministros el 9 de junio de 2006.

Durante el año 2006 continuaron los trabajos sistemáticos de colaboración entre ambos organismos, sobre planificación conjunta de ejercicios y simulacros, formación de actuantes e información a la población. Cabe destacar la preparación e intervención en el ejercicio de activación y verificación del funcionamiento de la unidad móvil de vigilancia radiológica en emergencias del Ciemat en coordinación con el grupo radiológico del Penta.

El CSN ha continuado según el compromiso adquirido con la DGPCCE en mayo de 2002, con la gestión y mantenimiento de todos los equipos radiométricos que componen la dotación de los cinco planes provinciales de emergencia, así como del equipamiento destinado a afrontar emergencias radiológicas.

El CSN realizó las actividades previstas en su programa para informar a la población en colaboración con la DGPCCE sobre los contenidos mínimos que figuran en el anexo I del Acuerdo del Consejo de Ministros relativo a la información del público sobre medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica.

En paralelo, el CSN participó, a través de los jefes de los grupos radiológicos de los planes exteriores de emergencia nuclear en las sesiones de información a la población y formación de actuantes, programadas por las unidades provinciales de Protección Civil.

En 2006, el grupo de trabajo constituido al efecto entre la DGPCCE y el CSN para la elaboración de la *Directriz básica de planificación de Protección Civil ante riesgos radiológicos*, ha continuado sus trabajos en coherencia con los elementos básicos

de planificación aprobados por el CSN en junio de 2000 y con la transposición de la Directiva 96/29/Euratom de la UE. El último borrador de la citada directriz fue presentado a la Comisión Permanente de la Comisión Nacional de Protección Civil el 29 de junio de 2006, incorporando comentarios de varias comunidades autónomas, estando prevista su aprobación definitiva a finales del primer semestre de 2007.

Por último durante 2006 se ha seguido compartiendo de manera sistemática y sin novedades significativas los datos de las 907 estaciones automáticas de la RAR.

En el primer semestre de 2007 está prevista la firma de un nuevo convenio marco de colaboración entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de gestión de emergencias nucleares y radiológicas y en materia de seguridad física de instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos, así como la firma de un acuerdo específico de colaboración entre la Dirección General de Protección Civil y Emergencias y el CSN, que desarrolle el anterior en materia de planificación, preparación y respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas.

Secretaría de Estado de Seguridad y Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil

El Consejo de Seguridad Nuclear, en cumplimiento con el programa de inspecciones de seguridad física establecido, ha inspeccionado durante el año 2006 los sistemas de protección física correspondientes a las centrales nucleares de Cofrentes, Ascó y Vandellós, a la instalación nuclear de fabricación de combustible de Enusa en Juzbado (Salamanca), al Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) y a la empresa de transporte de material nuclear Express Truck.

Estas inspecciones son realizadas por un equipo integrado por inspectores del Consejo de Seguridad Nuclear, de la Comisaría General de

Seguridad Ciudadana y del Servicio de Protección y Seguridad (Seprose) de la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil.

Colaboración junto con la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil, a través de la Unidad Central de Desactivación de Explosivos y NRBQ (nuclear, radiológica, bacteriológica y química) de la Policía y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, en la elaboración del protocolo de colaboración entre las tres organizaciones para ordenar las actuaciones de carácter técnico que sea necesario llevar a cabo conjuntamente, en el caso de que se sospeche la existencia de riesgo radiológico en una amenaza de atentado u otro tipo de suceso que suponga usos delictivos de materiales nucleares o radiactivos.

Colaboración con la Dirección General de la Policía y de la Guardia Civil, participando en los cursos de formación del personal de las unidades de desactivación de explosivos y NRBQ de la Policía y Guardia Civil e impartiendo jornadas específicas sobre riesgo nuclear y radiológico a los técnicos de dichas unidades.

En el primer semestre de 2007 está prevista la firma de un nuevo convenio marco de colaboración entre el Ministerio del Interior y el CSN en materia de gestión de emergencias nucleares y radiológicas y en materia de seguridad física de instalaciones, actividades y materiales nucleares y radiactivos, así como la firma de un acuerdo específico de colaboración entre la Secretaría de Estado de Seguridad y el CSN, que desarrolle el anterior en materia de seguridad física.

10.1.3.3. Ministerio de Educación y Ciencia

Como fruto del convenio marco firmado con el Ministerio de Educación y Ciencia, durante el año 2006 se celebraron en el CSN las jornadas sobre *Cómo acercar la protección radiológica al profesorado* (6 de julio de 2006) dirigido fundamentalmente a todos los profesores de enseñanza secundaria que

imparten asignaturas en el área de las ciencias de la naturaleza en centros públicos y centros concertados dentro del territorio nacional y que están interesados en las funciones de protección radiológica que desarrolla el Consejo de Seguridad.

Dichas jornadas, constaron de dos ponencias impartidas por un técnico del CSN especialista en protección radiológica y por un profesor experto en la docencia de temas científicos. Se realizó una visita guiada al Centro de Información del CSN donde se explicaron en profundidad cada uno de sus ámbitos. Igualmente, se visitó la sala de emergencias del Consejo, donde se explicó al profesorado cómo se actúa en situación normal y cuándo se activa en caso de emergencia.

10.1.3.4. Ministerio de Sanidad y Consumo

En el marco de las relaciones con el Ministerio de Sanidad y Consumo, con fecha 18 de abril de 2006 se firmó el convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y el Instituto de Salud Carlos III para la realización de un *Estudio Epidemiológico que investigue el posible efecto de las radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas sobre la salud de la población que reside en su proximidad*.

El nuevo estudio complementa otros anteriores realizados por el Centro Nacional de Epidemiología del propio Instituto de Salud Carlos III a finales de la década pasada sobre las mismas áreas de influencia de las instalaciones, pero en las que se producen diferentes niveles de exposición de la población a radiaciones ionizantes de origen natural.

Como principales novedades, el nuevo estudio incluirá la actualización de los datos que reflejan el posible impacto en la salud, medido a través del estudio de la mortalidad por cáncer, e incorporará información sobre las dosis de exposición de las personas a las radiaciones procedentes tanto de las instalaciones mencionadas como de origen natural.

Para ello, el CSN suministrará al Instituto de Salud Carlos III las estimaciones dosimétricas de la población desde 1975 hasta 2003.

El proyecto viene a satisfacer la demanda social suscitada en las cercanías de las instalaciones, que tuvo reflejo en dos resoluciones del Congreso de los Diputados y en solicitudes de grupos como la asociación que agrupa a las autoridades municipales de las localidades próximas a las centrales nucleares (AMAC) y asociaciones ecologistas.

El estudio se completará en algo menos de tres años, previéndose la entrega del informe final en febrero de 2009, e incluirá más de 500 municipios, entre otros, a todos los que se encuentren en el entorno de 30 km alrededor de las plantas nucleares.

De conformidad con lo establecido en el mencionado convenio, con fecha 27 de septiembre de 2006 tuvo lugar la reunión constituyente del Comité Consultivo del Estudio Epidemiológico, cuya función es el seguimiento de los trabajos para la ejecución del estudio, el asesoramiento en materias generales o específicas relacionadas con el objeto del estudio y el análisis de sus resultados alcanzados.

El comité consultivo está integrado por miembros del CSN y del ISCIII, representantes de las autoridades sanitarias de cada comunidad autónoma implicada en el estudio, de la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), de las organizaciones sindicales UGT y CCOO, de organizaciones de defensa de la preservación del medio ambiente, Greenpeace y Ecologistas en Acción, de las empresas titulares de las instalaciones incluidas en el estudio Enresa, Enusa y Unesa, y de seis expertos independientes.

En esta primera reunión, el comité aprobó sus propias normas de funcionamiento en la forma de un *Protocolo para la constitución del comité consultivo sobre el estudio epidemiológico 2006*, y se estableció un sistema informático de trabajo y comunicación en el entorno web, que facilitará la distribución de documentos y la participación de los miembros del comité en el desarrollo del estudio.

10.1.3.5. Ministerio de Defensa

El CSN ha colaborado con el Ministerio de Defensa, en los cursos de formación de la Escuela Militar de Defensa NBQ perteneciente a la Academia de Ingenieros de Hoyos de Manzanares.

Unidad Militar de Emergencias

Desde el primer momento de la creación de la Unidad Militar de Emergencias (UME) por Acuerdo del Consejo de Ministros (octubre de 2005, BOE de 19 de enero de 2006), el Consejo de Seguridad Nuclear ha mantenido estrechas relaciones con la citada unidad militar.

Una delegación de la UME presidida por el jefe de la Unidad, el Teniente General Fulgencio Coll Bucher visitó la sede del Consejo de Seguridad Nuclear en mayo de 2006. En esta visita se presentaron ponencias sobre la UME, la *Organización de respuesta ante emergencias y Plan de actuación ante emergencias del CSN* y se pudo comprobar el funcionamiento de las herramientas e infraestructuras disponibles en la Salem del CSN. Asimismo se establecieron las posibles líneas futuras de colaboración entre ambas instituciones.

Durante el año 2006 se han desarrollado por parte del CSN una serie de actividades de colaboración con la UME centradas en los aspectos de intercambio de información, formación de actantes, comunicaciones entre la Salem y el Centro de operaciones conjunto de la UME y asesoramiento en la adquisición de la instrumentación radiométrica necesaria para caracterizar las situaciones de emergencias nucleares y radiológicas.

Asimismo se ha creado un grupo de trabajo mixto para preparar acuerdos de colaboración entre el Ministerio de Defensa, UME y el CSN que consolide e impulse la colaboración en temas relacionados con la planificación, preparación y respuesta ante situaciones de emergencia nuclear y radiológica. En el primer semestre de 2007 está prevista la firma de los citados acuerdos.

10.1.3.6. Ministerio de Medio Ambiente

Instituto Nacional de Meteorología

En el contexto de la integración del sistema Rodos en la sala de emergencias (Salem) del CSN, se ha alcanzado un acuerdo provisional entre el CSN y el Instituto Nacional de Meteorología (INM) por el que se establece un sistema de envío a la Salem cada ocho horas, de los datos de previsión meteorológica para las siguientes 48 horas, en el formato adecuado a la aplicación para modelos de corta y larga distancia.

Asimismo, se ha creado un grupo de trabajo mixto para preparar acuerdos de colaboración entre el Ministerio de Medio Ambiente (INM) y el CSN que consolide e impulse la colaboración en temas relacionados con la transmisión de datos meteorológicos para la preparación y respuesta ante situaciones de emergencia nuclear y radiológica. En el primer semestre de 2007 está prevista la firma de los citados acuerdos.

10.1.3.7. Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación

El CSN, a solicitud del Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación, informó favorablemente la ratificación de la *Convención enmendada de protección física de los materiales nucleares* por cuanto dicha enmienda sin duda contribuirá a actualizar el texto de la convención y, sobre todo, a reforzar el sistema internacional de protección física de los materiales nucleares contra el robo, distracción o retirada no autorizada y de las instalaciones

nucleares y de los materiales nucleares contra el sabotaje radiológico.

10.1.3.8. Presidencia de Gobierno, Gabinete de Crisis

El Gabinete de Crisis de Presidencia del Gobierno es informado puntualmente cada vez que se produce un suceso en territorio español, o en el extranjero, con trascendencia desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Así mismo, dentro de la normal colaboración entre ambos departamentos, se mantienen continuos contactos de actualización informativa sobre medios, actuaciones, etc.

10.1.3.9. Otros departamentos ministeriales

El CSN participa en un grupo de trabajo, creado en 2006 y formado por representantes del Ministerio del Interior, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación y del Consejo de Seguridad Nuclear para la revisión del *Real Decreto 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares y radiactivos*. Puesto que dicho Real Decreto incorpora lo dispuesto en la Convención de Protección Física al marco legal y reglamentario español, previendo que, antes de la entrada en vigor de la convención enmendada, esté disponible un nuevo texto para el mencionado Real Decreto que mejore ciertos aspectos técnicos y administrativos presentes en el texto actual e incorpore, dentro de la regulación española, lo dispuesto por la convención enmendada.

El CSN colabora junto con el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, la Agencia Estatal de Administración Tributaria, el Organismo Autónomo Puertos del Estado y la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos en la elaboración y redacción de un protocolo de actuación en caso de detección de movimiento inadvertido o tráfico ilícito de material radiactivo en puertos del Estado y en la capacitación de sus operadores, todo ello en el contexto de la iniciativa Megaport.

10.1.4. Relaciones con las administraciones autonómicas

El CSN mantiene relaciones institucionales con las administraciones autonómicas por dos vías distintas: relaciones generales y encomienda de funciones.

10.1.4.1. Comunidades autónomas: relaciones generales

El CSN mantiene relaciones institucionales con las administraciones autonómicas, principalmente en el área de la industria y energía, así como con las áreas de sanidad y educación, desde el año 2002.

Las comunidades autónomas de Asturias, Islas Baleares, Islas Canarias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Navarra, La Rioja, Valencia y País Vasco, tienen ya transferidas las competencias de industria en materia de autorizaciones y sanciones a instalaciones de 2ª y 3ª categoría. Esto implica que los informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, que el CSN debe emitir en relación con las instalaciones radiactivas, tienen como destinatarios a esas administraciones autonómicas, que son las que dictan las correspondientes autorizaciones. En los demás casos –Andalucía, Aragón, Castilla-La Mancha, y Melilla–, la Administración Central es la receptora de dichos informes.

Lo mismo cabe decir sobre las propuestas de sanción a las instalaciones por incumplimiento de la legislación aplicable; en estos casos el CSN emite la propuesta de sanción y son las administraciones autonómicas las que instruyen el correspondiente expediente y, en su caso, sancionan.

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.

Los acuerdos de encomienda suponen un sistema de colaboración, con contraprestación económica, entre el CSN y las comunidades autónomas para el ejercicio de los cometidos vinculados a la función de vigilancia y control de la seguridad nuclear y la protección radiológica atribuidos al CSN. No suponen una transferencia ni una delegación de competencias, sino de funciones.

Según esto, el 23 de febrero de 2005 fué aprobado el documento de *Criterios generales para la encomienda de funciones*. Las encomiendas tienen como objetivo global conseguir una mejora en la ejecución de las funciones propias del CSN, utilizando para ello las capacidades de las comunidades autónomas, lo que permite prestar a los titulares de las instalaciones, y a la sociedad en su conjunto, una mejora en la realización de actividades como:

- Inspección para el licenciamiento y control del funcionamiento de instalaciones radiactivas que comprende la realización de las inspecciones necesarias para la concesión de autorizaciones y para el control de las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría (incluidas las de rayos X con fines médicos) durante las fases de construcción, puesta en marcha, funcionamiento, modificación (incluida la ampliación) y clausura, al disponer de personal convenientemente formado más cerca de las instalaciones y, con ello, efectuar los programas de inspección y evaluación necesarios con mayor eficiencia.
- Inspección de transportes de combustible nuclear y de otros materiales radiactivos que,

dentro del territorio español, se originen, transiten o tengan por destino la comunidad autónoma correspondiente.

- Análisis y evaluaciones:
 - Análisis y evaluaciones relacionadas con instalaciones radiactivas que, a su vez, comprende la realización de los análisis de las actas correspondientes a las inspecciones referidas anteriormente, así como las actuaciones correctoras que se deduzcan de estos análisis. Se dará cuenta al CSN de dichas actuaciones correctoras.
 - Preparación, cuando haya lugar, de propuestas de sanción que se remitirán al CSN.
 - Evaluación de solicitudes de autorización relativas a la puesta en marcha, al funcionamiento, modificación (incluida ampliación), cambio de titularidad y clausura de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría en la comunidad, así como las actuaciones que puedan requerirse respecto al solicitante, hasta completar la preparación de la propuesta del informe técnico correspondiente que se remitirá al CSN.
- Colaboración en emergencias radiológicas mediante la localización fiable de los inspectores encomendados con objeto de tener una primera impresión y pronta comunicación al CSN, sobre una posible emergencia y descartar así alarmas injustificadas que movilizan medios humanos y técnicos sin necesidad.
- Inspección de control de los servicios de protección radiológica propios de las instalaciones radiactivas y de las empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X con fines médicos, autorizados por el CSN y ubicados en la comunidad autónoma correspondiente.

- Vigilancia radiológica ambiental.
- Formación y licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.
- Con fecha 26 de diciembre de 2006 se firmó el convenio de encomienda de gestión con la comunidad autónoma de la Región de Murcia, documento que recoge los criterios básicos descritos en el documento de criterios generales, aprobado por el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear en el mes de febrero del año 2005, con lo que, actualmente, el CSN tiene ya firmados convenios de encomienda con las siguientes nueve comunidades autónomas: Principado de Asturias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Islas Canarias, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia.
- Se ha dado un nuevo impulso de colaboración con la incorporación de cinco nuevos inspectores provenientes de varias comunidades autónomas al proceso de formación necesario para obtener la acreditación correspondiente por parte del CSN.

También en la línea de los programas de control de la vigilancia radiológica ambiental en toda España, el CSN mantiene 32 convenios con universidades y centros de investigación situados en todas las comunidades autónomas que disponen de la infraestructura necesaria, con la finalidad de muestrear y analizar todo tipo de elementos terrestres, fluviales y marítimos y aéreos, y garantizar la homogeneidad y fiabilidad de los resultados obtenidos en los programas de vigilancia radiológica ambiental, de comunidades con instalaciones nucleares y sin ellas.

De forma más específica existen dos programas de vigilancia radiológica encomendados a sendas comunidades autónomas: desde 1996 a la Generalidad de Cataluña y desde 1986 a la Generalidad Valenciana, en los que la vigilancia radiológica

ambiental independiente, en la zona de influencia de las centrales nucleares Ascó I y II y Vandellós I y II, está encomendada por el CSN a la Generalidad de Cataluña, y la correspondiente vigilancia radiológica ambiental de la zona de influencia de la central nuclear de Cofrentes, está encomendada por el CSN a la Generalidad Valenciana. Estos programas se desarrollan de acuerdo con una programación y presupuestos previamente aprobados por el CSN, acordes con los programas que el mismo CSN realiza en los entornos de las centrales nucleares ubicadas en el resto del territorio nacional.

De esta forma, los servicios técnicos de estas comunidades autónomas realizan sendos programas aprobados y financiados anualmente por el CSN de acuerdo con los procedimientos técnico-administrativos vigentes.

Asimismo, están en vigor convenios entre el CSN y las comunidades autónomas de Cataluña, Valencia y País Vasco para el intercambio de datos procedentes de algunas –las situadas en su respectiva comunidad autónoma– de las 25 estaciones de la Red de Estaciones Automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) españolas.

El 1 de julio de 2006 se suscribió un convenio de colaboración entre el CSN, la Consejería de Medio Ambiente de la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura por el que la Comunidad y el Consejo intercambian datos radiológicos de sus respectivas redes de estaciones automáticas ubicadas en la comunidad extremeña y por el que el CSN dispone en cualquier situación de emergencia, de un vehículo completamente operativo equipado con detectores de radiación y de contaminación capaz de caracterizar y cuantificar radiológicamente zonas potencialmente afectadas. El ámbito geográfico de actuación de esta unidad móvil es fundamentalmente la zona de planificación del Penca, aunque se ha acordado también su posible utilización en toda la península ibérica.

Por otra parte, se ha colaborado en la participación del *I Curso de formación superior en protección civil y emergencias* mediante la impartición de varios seminarios por parte de técnicos del CSN

En el año 2006, en desarrollo de los criterios aprobados, se celebraron reuniones de las diferentes comisiones mixtas de seguimientos de los acuerdos de encomienda firmados con las comunidades autónomas de Islas Baleares, País Vasco, Cataluña, Valencia, Navarra y Galicia.

En estas reuniones se hace una revisión del grado de cumplimiento de las actividades encomendadas por el CSN a cada comunidad en el año anterior, una planificación de las actividades para el año vigente, un análisis económico de la situación y una valoración global y particular de cada encomienda. En todos los casos, durante 2006, se constató el alto grado de ejecución de las actividades y la buena marcha general de la encomienda de funciones.

Dentro de ese ámbito, se ha celebrado, el día 23 de noviembre de 2006, en el salón de actos del CSN, la reunión anual con los inspectores encomendados en las distintas comunidades autónomas con acuerdo de encomienda.

Esta reunión anual aprovecha la oportunidad de mantener un diálogo de cuestiones y dudas que son resueltas en la misma.

Con el objetivo de impulsar nuevos acuerdos de encomienda de funciones, el CSN mantiene contactos periódicos con las comunidades autónomas sin este tipo de convenios, recordando el interés de los mismos para las instituciones y la sociedad. Fruto de esta actividad han sido actualizados todos los convenios de encomienda en vigor y las actas de entrada en vigor, estando pendiente de firma el acta de entrada en vigor del Convenio de

Ecomienda con la Región de Murcia, firmado el 26 de diciembre de 2006.

10.1.5. Relaciones con las administraciones locales

Los municipios de los entornos de las instalaciones nucleares y la organización que los engloba, Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), constituyen también un grupo con el que se mantienen relaciones institucionales y a quienes se les remiten las publicaciones periódicas del CSN y aquella documentación e información de su interés.

Se ha firmado el acuerdo específico de colaboración 2006 entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la AMAC para la consolidación de los comités locales de información en las siete zonas nucleares españolas, con el objetivo de desarrollar las iniciativas de colaboración recogidas en el convenio marco de colaboración, firmado el 22 de septiembre de 2003.

Este convenio marco de colaboración firmado el día 22 de septiembre de 2003 sigue vigente en la actualidad.

10.1.6. Relaciones con empresas y organismos del sector

El CSN mantiene relaciones institucionales de ámbito diverso, en el que destaca la I+D, con entidades públicas y privadas relacionadas con su ámbito de competencia, tales como Unesa, Ciemat, Enresa, Enusa, Cedex, etc.

Durante el año 2006 han continuado los trabajos relativos al acuerdo específico entre el CSN y el Ciemat con relación a la mejora de la Red de Estaciones Automáticas del Organismo.

Otras actividades remarcables han sido las actualizaciones de los acuerdos entre CSN y Cedex para asistencia técnica al CSN en los planes de vigilancia radiológica ambiental del medio acuático, y entre CSN y Ciemat para la realización de medidas radiológicas ambientales en emergencias, mediante la unidad móvil de control radiológico y los laboratorios fijos entre el CSN y el Ciemat. También, como cada año, se actualizan los acuerdos específicos con los 32 laboratorios que trabajan con el CSN dentro de los planes de vigilancia radiológica ambiental mediante la Red de Estaciones de Muestreo (REM).

10.1.7. Relaciones con universidades

En virtud del interés del CSN por colaborar en mantener una base del conocimiento en técnicas nucleares, se han ejecutado los primeros planes de trabajo tras la firma en 2004 de los tres convenios con sendas universidades públicas españolas para la creación de cátedras CSN en sus facultades:

- Convenio específico de colaboración con la Universidad Politécnica de Cataluña para la creación de la Cátedra de Seguridad Nuclear Argos del CSN en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona, ETSIIB.
- Convenio específico de colaboración entre la UPM, a través de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas, para la creación de la cátedra CSN.
- Convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Universidad Politécnica de Madrid para la creación de la Cátedra de Seguridad Nuclear Federico Goded.

Continúan en vigor los acuerdos específicos suscritos con la Universidad Politécnica de Cataluña para el fomento de programas de formación en el área de la ingeniería nuclear: desarrollo de simuladores de

reactores nucleares; con la Universidad Politécnica de Madrid para la elaboración de materiales divulgativos en soporte informático e internet sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica; y con las universidades de Granada, Salamanca y Castilla-La Mancha sobre programas de vigilancia radiológica ambiental en los entornos de las instalaciones (Red de Estaciones de Muestreo).

También, como cada año, con las universidades de León, Salamanca, Cáceres Badajoz y Sevilla se actualizan los acuerdos específicos de desarrollo de los programas de vigilancia radiológica ambiental independiente y de los programas de vigilancia radiológica ambiental de ámbito nacional (redes densa y espaciada) para la central nuclear de Garoña, Juzbado y Quercus, central nuclear de Almaraz, La Haba, el Cabril y la fábrica de uranio de Andújar (FUA), respectivamente.

10.1.8. Entidades, organismos y grupos sociales

En el desarrollo de sus funciones de información a la población sobre materias de su competencia, el CSN mantiene abierta una línea de información y comunicación con las organizaciones no gubernamentales de ámbito medioambiental y otras asociaciones y organizaciones, y con las representaciones sindicales de las instalaciones licenciadas, a las que informa sobre aquellos temas que solicitan.

Durante el año 2006 se remitieron comunicaciones e informes a Greenpeace relacionados con el permiso de explotación y funcionamiento de la central nuclear de Santa María de Garoña (Burgos), diversas cuestiones sobre Peer Review de WANO y plazos de la ILRT de la central nuclear de Cofrentes, cumplimiento de las ETF de la central nuclear de Ascó y la situación de la zona deportiva del Ciemat.

El día 23 de febrero de 2006, en cumplimiento del un acuerdo del pleno del CSN, en la sede de Consejo, se mantuvo una reunión con representantes de Greenpeace. Esta reunión se convocó con el objetivo de poder establecer los canales de comunicación apropiados para lograr la máxima transparencia en la información entre ambas instituciones.

También se remitieron informes solicitados por la Coordinadora Estatal de Comités de Empresas de centrales nucleares con quienes, además, se mantuvo una reunión de alto nivel, el 29 de septiembre de 2006, donde se trataron temas de: formación de la plantilla y del personal de contrata, brigadas contraincendios, retenes de emergencia, técnicos expertos en protección radiológica y trabajos *on line*.

El CSN también tiene relaciones de cooperación con las asociaciones profesionales del sector nuclear y protección radiológica, tales como: la Sociedad Española de Protección Radiológica, Sociedad Nuclear Española, el Foro de la Industria Nuclear y la Sociedad Española de Física Médica.

El CSN y la Sociedad Española de Protección Radiológica organizaron una conferencia coloquio sobre el *Estudio de cohorte retrospectiva de trabajadores de la industria nuclear en 15 países. Riesgo de cáncer en dosis bajas de radiación ionizante*, celebrada el 28 de abril de 2006. Asimismo, el 30 de noviembre del mismo año, se celebró una jornada técnica sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

En otro contexto, continúa en vigor el convenio marco con el Colegio Oficial de Físicos para la formación divulgativa sobre radiofísica, radioprotección, residuos radiactivos y energía nuclear en el ámbito iberoamericano.

Asimismo, continúa en vigor el acuerdo específico con la Asociación Española de Radioterapia y

Oncología (AERO), con el objetivo de informar a la población sobre el uso de las radiaciones ionizantes con finalidad terapéutica. Dicho acuerdo se contempla dentro del convenio marco que se firmó el día 13 de diciembre de 2002.

Finalmente, cabe destacar, la participación del CSN en el Foro Permanente de Protección Radiológica en el Medio Hospitalario, que integra a la Sociedad Española de Protección Radiológica y a la Sociedad Española de Física Médica, donde se analizan, entre otros, temas de formación/información en materia de protección radiológica, propuestas de procedimientos para la gestión de los efluentes líquidos en instalaciones hospitalarias, publicación y distribución de documentos elaborados en relación con la protección radiológica de las trabajadoras gestantes expuestas a radiaciones ionizantes, procedimientos de calibración de activímetros, actividades desarrolladas por los diversos grupos de trabajo y planificaciones de éstos, protocolo para dosimetría de área, *Reglamento de Protección radiológica contra las radiaciones ionizantes*, artículo 31, etc.

10.1.9. Gestión de subvenciones

Con el fin de incentivar y potenciar la realización de actividades, el CSN publica una convocatoria de subvenciones dirigida a las asociaciones y entidades sin ánimo de lucro para la realización de programas en el ámbito de la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Al amparo de la *Ley 38/2003, de 17 de diciembre, General de subvenciones*, y de la *Resolución de 17 de diciembre de 2003 del CSN, por la que se establecen las bases reguladoras de concesión de ayudas para la realización de proyectos de I+D relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica*, la convocatoria vigente durante el año 2006 fue publicada mediante Resolución del CSN de 29 de

marzo de 2006, en el BOE número 139 de 12 de junio de 2006.

El presupuesto para el capítulo de subvenciones durante el año 2006 fue de 50.000 euros, desglosado en la tabla 10.2.

Con cargo a este presupuesto se han concedido once subvenciones, por un total de 50.000,00 euros, lo que supone un 100% del total presupuestado para este año, que ha estado dedicado al capítulo 481: fundaciones y organismos.

Este presupuesto se ha utilizado para financiar o cofinanciar proyectos con diferentes organismos y entidades nacionales; colaboraciones con diferentes universidades; congresos y conferencias, etc., en los temas que se detallan en la tabla 10.2.

10.2. Relaciones internacionales

10.2.1. Aspectos generales

Las relaciones internacionales juegan un papel fundamental en el cumplimiento y ejercicio de las funciones que le otorga al CSN el ordenamiento jurídico nacional vigente.

El ejercicio de la autoridad en seguridad nuclear y radiológica implica la participación activa en los procesos reguladores en materiales nucleares y radiológicas, la vigilancia y control de las instalaciones nucleares y radiactivas, los materiales nucleares y también del medio ambiente con objeto de evitar cualquier impacto no deseado y dañino para las personas. Una gran mayoría de estas actividades necesitan ser discutidas y consensuadas en el ámbito internacional.

Las actividades internacionales del CSN pueden clasificarse en tres grupos, institucionales, técnicas y todas aquellas que tienen que ver con la preparación y aplicación de los convenios internacionales en temas relacionados con la segu-

Tabla 10.2. Subvenciones solicitadas por el CSN durante 2006

Solicitud	Solicitante	Euros
Organización reunión anual de Eurados en España	Ciemat	5.000
Cultura de la seguridad: experiencia en la evaluación de la cultura de seguridad con las centrales nucleares españolas	Ciemat	3.000
Cumbre del desarrollo sostenible	Fundación Conama	4.500
Curso de verano La seguridad nuclear para el futuro	Fundación General de la Universidad Politécnica de Madrid	5.500
Irradiación de alimentos (situación actual y perspectivas)	Fundación Genes y Gentes	4.000
Formación avanzada en generación eléctrica nuclear a través del máster en tecnologías para la generación de energía eléctrica	Fundación para el Fomento en la Innovación Industrial	5.000
Simposium internacional sobre protección radiológica	Sociedad Española de Protección Radiológica	6.000
Edición de la revista Sinopsis y CD de ponencias de la 32ª reunión anual de la SNE	Sociedad Nuclear Española	4.500
Proyecto: Límites críticos, armonización de criterios aplicables a la vigilancia radiológica	Universidad de Málaga	3.500
Curso de fundamentos de Montecarlo. Aplicación a los códigos MCNP y Penélope	Universidad de Valencia	3.500
V Internacional Workshop natural radiation and environment	Universidad de Valladolid	5.500

ridad nuclear, radiológica y física. Todas se desarrollan en dos planos diferentes, el multilateral a través de organismos, instituciones y foros internacionales y el bilateral o directo con instituciones homólogas. Estas tareas llevan asociadas una carga de coordinación, gestión y administración considerable.

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 la gestión y actividades de los foros internacionales donde se analizan cuestiones de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Promover la participación en la elaboración de normas y criterios técnicos internacionales.
- Promover el intercambio de prácticas reguladoras (vigilancia y control) con organismos similares.
- Intercambiar información para disponer de los datos técnicos más recientes y mantener actualizados los conocimientos técnicos del organismo.
- Promover la participación en proyectos técnicos internacionales, cuyo alcance y objetivos estén dentro de las competencias del CSN.
- Colaborar en la mejora de la seguridad nuclear y la protección radiológica de otros países, en

especial en Iberoamérica, centro y este de Europa y de la antigua URSS.

- Apoyar a las instituciones españolas en sus compromisos internacionales relacionados con la seguridad nuclear, radiológica y física, incluyendo las convenciones y acuerdos internacionales.
- Representar a España en los tratados internacionales relacionados con las competencias del CSN, junto con la coordinación de los programas técnicos que sugen tras la firma de dichos acuerdos bilaterales.

Los intercambios de información, fruto de los contactos directos con otros países y la asistencia a foros y reuniones internacionales, han permitido que el CSN actualice de manera continua sus prácticas de trabajo, manteniendo al mismo tiempo un papel destacado en el marco internacional de los organismos reguladores.

En resumen, el CSN participa en:

- Órganos de gobierno, comités asesores, comités técnicos y grupos de trabajo de la Unión Europea, Organismo Internacional de Energía Atómica, Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE, asociaciones internacionales como la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares, la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa del Este y otros foros específicos como Ensrá, Eurosafe. etc.
- Convenciones internacionales en temas de seguridad nuclear, radiológica y física.
- 19 convenios bilaterales generales y cuatro convenios específicos (Suecia, USA, Francia y Reino Unido).

- Proyectos internacionales de investigaciones y bases de datos internacionales.

10.2.1.2. Estrategia y áreas de trabajo

Relaciones multilaterales

La participación del CSN en los órganos de gobierno, comités asesores y grupos de trabajo técnico del Organismo Internacional de Energía Atómica de Naciones Unidas, la Unión Europea y la Agencia para la Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico, constituyen la actividad internacional primordial y prioritaria en las relaciones multilaterales. La participación en estas instituciones multilaterales ha permitido conocer, intercambiar y adoptar decisiones estratégicas comunes que mejoran aspectos de la seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos en los países miembros.

En paralelo a estas relaciones con organismos internacionales, el CSN promueve y participa en tres asociaciones conformadas por instituciones homólogas. En ellas se estudian nuevas iniciativas y se intercambian prácticas y políticas reguladoras. El CSN participa activamente en los trabajos de: la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), la Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (WENRA) y el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (Foro).

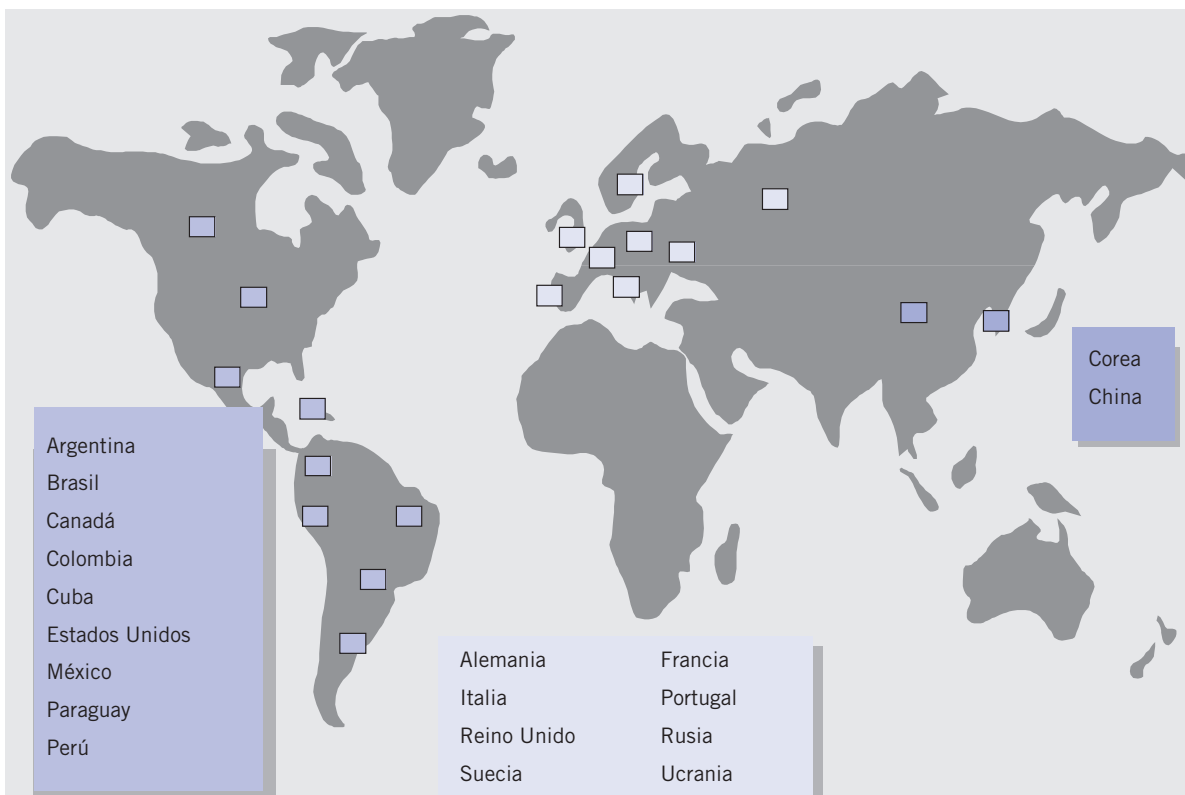
Además el CSN atiende y colabora en las siguientes convenciones o acuerdos internacionales:

- Convención sobre seguridad nuclear.
- Convención de protección física de los materiales nucleares.
- Convención Ospar.

Figura 10.3. Participación del CSN en organismos internacionales



Figura 10.4. Mapa de convenios bilaterales



- Convención sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos.
- Convención sobre pronta notificación de accidentes nucleares y sobre asistencia mutua en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica.

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 tiene establecidas este tipo de relaciones directas con los países cuya tecnología es utilizada en las centrales nucleares españolas (Estados Unidos y Alemania); con sus vecinos (Francia y Portugal); con los miembros de la Unión Europea, debido a la necesidad de establecer políticas comunes; con países iberoamericanos por su proximidad cultural y con países del Este de Europa y del Lejano Oriente a los que España presta su asistencia técnica dentro de los programas de ayuda, establecidos por las organizaciones multilaterales.

10.2.2. Relaciones multilaterales

10.2.2.1. Unión Europea

Las relaciones multilaterales dentro del seno de la Unión Europea constituyen una actividad importante del CSN, en especial las derivadas del tratado Euratom. Mediante ellas, se comparten las prácticas comunitarias en relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica propiciando así la cooperación entre los Estados Miembros.

España, en calidad de Estado Miembro desde su incorporación a la Unión Europea (UE), debe acatar su normativa. Por tanto, una de las principales actividades del CSN en relación con la UE es la participación en los grupos de trabajo que se ocupan de redactar o revisar la nueva normativa y tras

su aprobación, su incorporación a la legislación española.

El Grupo de Cuestiones Atómicas que asesora al Consejo de la Unión Europea en temas relacionados con la energía nuclear, la seguridad nuclear y la protección radiológica, es el foro principal donde se discute la normativa europea en estos ámbitos. El CSN asesora a la Representación Permanente de España ante la Unión Europea en los temas que son de su competencia.

Del mismo modo, los comités de expertos de los artículos del tratado Euratom revisan el alcance de su texto legal, compartiendo experiencias nacionales y participando en ejercicios de revisión donde se toma nota de las prácticas reguladoras nacionales en temas relacionados con la protección radiológica.

Otra participación importante es la asistencia al Grupo de Gestión para la Asistencia Reguladora de la Comisión (RAMG) por la amplia actividad que el CSN desarrolla en la definición de proyectos de asistencia en materia de seguridad nuclear y gestión de residuos a países candidatos, incluyendo los nuevos Estados Miembros cuyos proyectos se iniciaron antes de su incorporación con fondos del programa Phare, (engloba países del centro y este de Europa), y a los nuevos Estados independientes de la ex Unión Soviética con fondos Tacis (engloba países como Rusia, Armenia, Kazajistán, Ucrania y Bielorrusia). El CSN participa igualmente, en ocasiones, en los propios proyectos de asistencia transmitiendo a estos países su experiencia en el campo de la seguridad nuclear y de la protección radiológica.

El CSN tiene representantes en los comités asesores de los artículos 35, 36, 37 y 22 del Tratado Euratom.

El Tratado Constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica (Euratom) en su artículo 37 establece que los Estados deben sumi-

nistrar a la Comisión Europea los datos generales sobre todo proyecto de evacuación, cualquiera que sea su forma, de residuos radiactivos, que permitan determinar si la ejecución de dicho proyecto puede dar lugar a una contaminación radiactiva de las aguas, del suelo o del espacio aéreo de otro Estado miembro. La Comisión, previa consulta al Grupo de Expertos, emite su dictamen en un plazo de seis meses.

En 2006 se ha celebrado una reunión del Grupo de Expertos donde se analizó la experiencia adquirida con la *Recomendación relativa a la aplicación del artículo 37 (99/829/Euratom)* y la elaboración de posibles enmiendas a la misma.

A lo largo del año 2006 se han aprobado por el Grupo una serie de informes en relación con distintos proyectos de evacuación de residuos radiactivos.

En relación con las actividades del Comité Asesor de los artículos 35 y 36 no ha habido reuniones durante el año 2006.

El CSN participa en el Grupo Permanente sobre Transporte de Material Radiactivo de la UE. En relación con las actividades realizadas por este Grupo, durante el año 2006 se mantuvo una reunión en el mes de octubre en la cual se realizó un seguimiento de los proyectos de normativa europea sobre transporte de material radiactivo, se realizaron actividades para la armonización de la normativa y de los procesos reguladores en los diferentes países de la UE, y se intercambió información de interés derivada de la experiencia en ese ámbito de los Estados miembros.

El CSN es promotor importante de la investigación de empresas españolas en los campos de la seguridad nuclear, la protección radiológica y los residuos. La participación del CSN en los proyectos comunitarios y la promoción de la I+D internacional está motivada por la mejora de los conocimientos de sus técnicos y la mejora de los retornos.

Grupo de Cuestiones Atómicas (AQG)

Durante el año 2006 se siguieron manteniendo las reuniones del Grupo de Cuestiones Atómicas en las que se trabajó sobre la adhesión de la Comunidad Euratom a las convenciones internacionales sobre pronta notificación de accidentes nucleares y sobre asistencia mutua en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica. Se presentaron propuestas de modificación de la directiva sobre gestión del traslado de residuos radiactivos, una iniciativa sobre un reglamento para la asistencia nuclear y se lideraron los trabajos de los grupos creados como consecuencia del documento de conclusiones del Consejo sobre el paquete de directivas nucleares, que prevé acciones en tres campos: las concernientes a la seguridad de las instalaciones nucleares, que se refieren al seguimiento de la Convención de Seguridad Nuclear y la aproximación de posiciones a través de WENRA, el OIEA y la NEA; las relativas a la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, en cuanto al seguimiento de la Convención Conjunta de Seguridad en la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos y a las relaciones con los citados foros internacionales en éste ámbito; y por último las acciones referidas a la financiación del desmantelamiento de las instalaciones nucleares y la gestión segura de los residuos, en la línea del intercambio de información de las prácticas nacionales y del asesoramiento a la Comisión en los trabajos sobre este particular.

Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG)

El Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora, (RAMG) fue creado por el Grupo Asesor de Autoridades de Seguridad Nuclear (NRWG) de la UE para llevar a cabo la definición, gestión y ejecución a nivel técnico de los programas de asistencia a las autoridades de seguridad nuclear de los países del centro y Este de Europa (fondos Phare) y de Armenia, Bielorrusia, Georgia, Kazajastán, Rusia y Ucrania (fondos Tacis), en temas de regulación, subvencionados por la Unión Europea y gestionados por las Organizaciones de Apoyo Técnico (TSO).

Tras la ampliación de 2004, los fondos Phare han quedado reducidos a Rumanía y Bulgaria con posibilidad de habilitación para Croacia o Turquía. La existencia de los fondos Tacis terminó en 2006 con la creación de un nuevo instrumento por parte de la Comisión para financiar proyectos de asistencia en seguridad nuclear, abierto a todos los Estados no miembros.

El CSN participa en las reuniones del Grupo de Gestión para Asistencia Reguladora (RAMG) donde se definen los proyectos de asistencia y se discute la idoneidad de los mismos, en función de las necesidades expuestas por los beneficiarios. También participa en varios programas de asistencia (uno a Ucrania y otro a la Comisión Europea) revisados en las reuniones de este grupo.

Durante el año 2006, el CSN participó en el sexto Proyecto de Asistencia al Organismo Regulador Ucraniano UK/RA/06 financiado con fondos Tacis de la Unión Europea. Se participó concretamente en dos subtareas: subtarea 1.2. sobre *Desarrollo de la pirámide normativa* y subtarea 3.2. sobre *Formación de personal para emergencias*.

En cuanto a la participación del CSN hay que indicar que durante el año 2006 se han realizado seis reuniones a las que ha asistido personal del CSN para la realización de estas dos subtareas, concluyéndose que se están alcanzando los objetivos propuestos y el beneficiario de esta asistencia se encuentra satisfecho con los productos conseguidos.

Grupo *ad hoc* sobre Seguridad Nuclear del Grupo de Cuestiones Atómicas (WPNS)

Con el objetivo de progresar en la armonización de la seguridad nuclear en la Unión Europea, el Consejo en su formación de energía ha encargado al Grupo de Cuestiones Atómicas el desarrollo e implementación del plan de acción derivado de sus conclusiones. El AQG decidió poner en marcha un grupo *ad-hoc* en seguridad nuclear para el desarrollo del plan de acción. Este grupo de trabajo ha sido activado y desactivado en el pasado varias

veces, siendo liderado en todas ellas por el CSN. En esta ocasión el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio ha mostrado un gran interés por participar directamente en su liderazgo y coordinación

El grupo persigue la armonización de la seguridad nuclear mediante el desarrollo de metodologías que no impliquen el uso de instrumentos legales comunitarios, es decir, mediante el desarrollo de estudios, análisis, proyectos y documentos que establezcan una referencia común para aquellos aspectos de la seguridad que se consideren prioritarios. Su alcance va más allá de la propia seguridad de las instalaciones nucleares y de la gestión segura de los residuos radiactivos, ya que se propone que los trabajos contemplen también los planes para la gestión de los residuos y la financiación de las actividades de desmantelamiento.

El programa de trabajo se estructura en tres áreas diferentes:

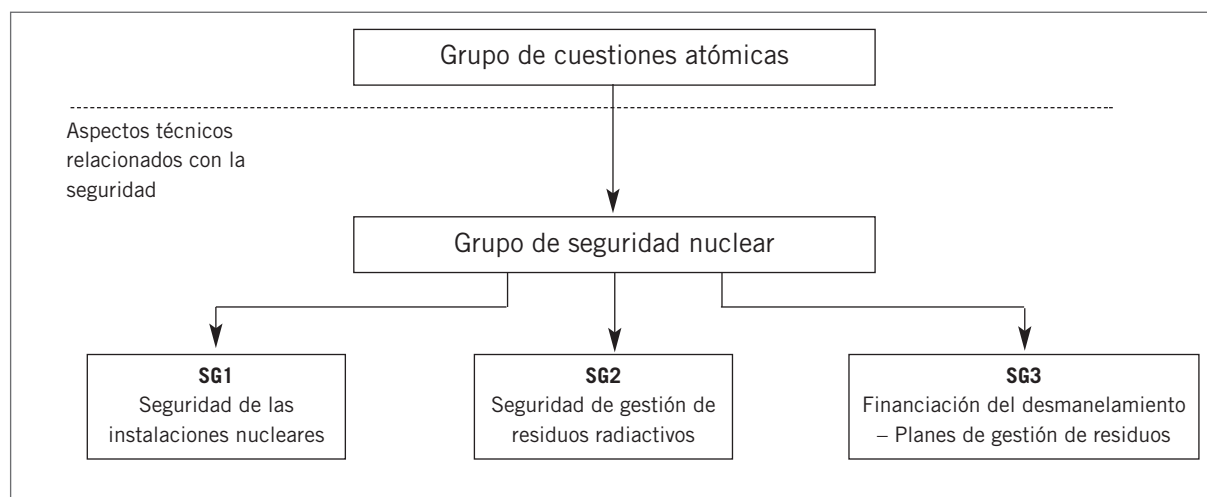
- Seguridad de las instalaciones nucleares (SG1).
- Seguridad en la gestión de los residuos radiactivos, alta y baja (SG2).
- Financiación del desmantelamiento y planes para la gestión de los residuos (SG3).

El Grupo *ad hoc* de Seguridad Nuclear ha creado tres subgrupos de trabajo (figura 10.5).

El objetivo de estos subgrupos de trabajo ha sido analizar en el contexto de la UE cuál ha sido la contribución de las distintas actividades internacionales en el proceso de armonización, en el caso del SG1 para seguridad nuclear y en el caso del SG2 para la gestión de los residuos radiactivos.

Estos subgrupos de trabajo prepararon un cuestionario que ha sido respondido por los países Miembros y posteriormente se ha realizado el análisis de las respuestas recibidas.

Figura 10.5. Grupo *ad-hoc* de Seguridad Nuclear



El CSN en el año 2006 ha participado mediante técnicos destacados en el funcionamiento de los SG1 y SG2. Asistieron a cuatro reuniones de trabajo celebradas en Bruselas en los meses de marzo, junio, septiembre y noviembre.

Durante el año 2006 se finalizaron los informes de cada uno de los subgrupos de trabajo y el informe consolidado de la WPNS. El trabajo realizado por los subgrupos del WPNS es de carácter recomendatorio, dependiendo la implementación del mismo del AQG.

10.2.2.2. Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

Uno de los pilares básicos sobre los que se sustenta el Organismo Internacional de la Energía Atómica es el desarrollo y aplicación de un régimen internacional de seguridad en las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear de los países miembros. Una de sus misiones principales es 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.

La gestión del Organismo la realiza la Conferencia General junto con la Junta de Gobernadores. Sus actividades técnicas se organizan entorno a programas bianuales que se desarrollan y controlan a través de comités asesores, comités técnicos, grupos de trabajo y prestaciones de servicios de diversa índole, por ejemplo: misiones para el Análisis de la seguridad operacional (OSART), revisiones independientes y en profundidad de la cultura de seguridad (SCART), evaluación de reguladores (IRRS), etc.

Durante el año 2006, el CSN contribuyó al presupuesto del Organismo para proyectos de asistencia en temas de seguridad radiológica y nuclear en el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares con 300.000 dólares, con 150.000 dólares para cooperación internacional en proyectos de asistencia a Marruecos, Rusia, China y Latinoamérica y con 15.000 dólares para el proyecto Streca de gestión de residuos radiactivos en Latinoamérica. Estos aportes monetarios complementan a los realizados por el Gobierno español y otras instituciones nacionales.

En cuanto a la participación técnica del CSN a este Organismo es alta. El cuerpo técnico del CSN realiza un seguimiento cercano del programa de

trabajo del OIEA y participa activamente en él. Durante 2006 participó en más de 52 reuniones de los distintos comités técnicos y de asesoramiento, en grupos de trabajo, en cursos de capacitación técnica, y ha gestionado la estancia de visitas científicas procedentes de países en vías de desarrollo.

Conferencia General

La Conferencia General es el órgano de gobierno del OIEA. Se reúne una vez al año, para marcar las líneas generales de actuación. Su quincuagésima sesión tuvo lugar en Viena, a mediados de septiembre de 2006, con la participación de delegados de los países miembros, entre ellos España. Durante dicha reunión, se revisaron las actuaciones del año 2005 y se aprobaron los proyectos de 2006, presentando las acciones tomadas para el fortalecimiento de la cooperación internacional en seguridad nuclear y radiológica.

Cursos y becarios

El CSN colabora acogiendo becarios y visitas científicas de otros países. En el año 2006, el CSN gestionó y acogió visitas científicas de Chile (dos personas), Cuba (dos personas) y Hungría (dos personas), atendiendo a las necesidades y campos de trabajo de las diferentes áreas del CSN.

Grupos de trabajo

El CSN participa en diferentes comités para asesoramiento sobre el *Programa de desarrollo y revisión de normativa*. Durante el año 2006 las actividades más significativas realizadas en este sentido han sido:

- Comité de Normas de Protección Radiológica (RASSC): se asistió por parte del CSN a la vigésima y vigésima primera reuniones de este Comité, celebradas en abril y octubre respectivamente en la sede del OIEA en Viena.
- Comité de Normas de Seguridad para la Gestión de Residuos (WASSC): se asistió por parte

del CSN a las vigésima primera y vigésima segunda reuniones de este Comité, celebradas en abril y octubre respectivamente en la sede del OIEA en Viena. El OIEA ha considerado necesario revisar las BSS, *Basic safety standards* porque, aunque no es una necesidad urgente, hay que tener en cuenta la modificación de los *Safety fundamentals*, hay que anticiparse a las nuevas recomendaciones de ICRP, considerar los nuevos acuerdos internacionales tales como: el código de conducta y las convenciones, incorporar nuevas mejoras e incluir las BSS en el conjunto de las normas de seguridad del OIEA, haciéndolas coherentes con el resto de publicaciones existentes.

- Comité de Normas de Seguridad en el Transporte (TRANSSEC): Se mantuvieron dos reuniones en marzo y septiembre del año 2006, en las que se llevó a cabo el seguimiento de los procesos de revisión de las normas y guías del OIEA aplicables al transporte de material radiactivo, destacando especialmente el reglamento para el transporte seguro de material radiactivo, cuyos requisitos se trasladan a la reglamentación internacional aplicable en los diferentes modos de transporte (ferrocarril, carretera, marítimo y aéreo).
- Comité de Normas de Seguridad Nuclear (NUSSC), se ha seguido trabajando durante el año 2006.

Adicionalmente a la participación en estos comités asesores, el CSN participa en otros grupos de trabajo del OIEA como son los que se relacionan a continuación:

- Grupo de Trabajo de la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES): el CSN participó en cuatro reuniones realizadas en el año 2006. Durante este año se han llevado a cabo las siguientes actividades:

- Finalización de la *Guía de aplicación de la escala INES a sucesos con fuentes radiactivas y transporte*, en la que además de desarrollar criterios nuevos para este tipo de sucesos, se han modificado los criterios radiológicos del *Manual INES*.
- Preparación y dirección de la Reunión Bienal de los Enlaces Nacionales INES. En esta reunión, que se lleva a cabo con el objetivo de intercambiar experiencias en la clasificación de sucesos y de aprobar y conocer las políticas desarrolladas por el Comité Asesor INES, se aprobó la guía antes mencionada.
- Revisión del *Manual INES*. A finales de 2006 se comenzó la revisión del manual, proyecto que tiene una duración prevista hasta el primer trimestre del 2008.

Otros temas que se han llevado a cabo dentro de este grupo de trabajo en el año 2006 son:

- Configuración de folleto de información sobre la escala INES.
- Revisión del formato electrónico de comunicación de sucesos al Sistema NEWS.

El CSN participa, adicionalmente, en comités técnicos para desarrollo de *technical documents*, TEC-DOCs: en el año 2006 personal técnico del CSN ha asistido a reuniones técnicas para la elaboración de un Tecdos sobre prácticas en la utilización y disseminación de la experiencia operativa.

Así mismo, el personal técnico del CSN colabora en los procesos de traducción a la lengua castellana de las guías elaboradas y publicadas por el OIEA.

Proyectos de investigación y bases de datos

El CSN colabora con el OIEA participando en la realización de proyectos de investigación y desarrollo de bases de datos.

Durante el año 2006 se ha participado en tres proyectos de investigación y desarrollo de una base de datos sobre inventario de fuentes radiactivas.

Uno de los proyectos de investigación es el programa ASAM *Application of Safety Assessment Methodologies for Near-Surface Radioactive Waste Disposal Facilities*, del OIEA que tiene como objetivo la aplicación práctica de la metodología de evaluación de la seguridad de instalaciones superficiales de almacenamiento de residuos, desarrollada durante el anterior programa del mismo organismo ISAM (*Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal Facilities*). Las actividades del programa ASAM se han centrado de forma especial en la evaluación de la fase de post-clausura de estas instalaciones e incluye, entre otros aspectos, la revisión de las evaluaciones de la seguridad por los organismos reguladores. Durante el año 2006 el CSN participó en la tercera reunión y última, de coordinación de este programa.

Talleres de formación

El OIEA proporciona asistencia a países miembros mediante la organización de talleres de formación, donde expertos de diferentes países miembros presentan sus prácticas de trabajo.

El CSN colabora con el OIEA proporcionando asistencia técnica para la impartición de estos talleres de formación. Durante el año 2006, técnicos del CSN han participado en 10 talleres de formación organizados por el OIEA, sobre diversos temas como procedimientos de emergencia para centrales nucleares, protección radiológica en radiología intervencionista, instrumentación y sistemas de control en centrales nucleares, condiciones técnicas para almacenamiento a largo plazo de residuos radiactivos, etc.

10.2.2.3. NEA/OCDE

La Agencia para la Energía Nuclear es un organismo semi-autónomo dentro de la OCDE con sede

en París. Asiste a los países miembros en el mantenimiento y desarrollo, a través de la cooperación internacional, en las bases científicas, tecnológicas y legales, requeridas para el uso pacífico, económico, seguro y medioambiental de la energía nuclear. Colabora con la Comisión Europea, el OIEA, países no miembros, industria nuclear y organizaciones civiles.

Sus actividades principales engloban temas de regulación, seguridad nuclear, ciencias nucleares, derecho nuclear, protección radiológica, salud pública, gestión de residuos e investigación y desarrollo. El CSN participa de forma muy activa en todos sus comités estando actualmente involucrado en proyectos técnicos y de I+D relacionados con la seguridad de la energía nuclear.

Comité de Dirección

El Comité de Dirección es el órgano de gobierno de las actividades de la NEA.

En las reuniones del año 2006 se discutieron las líneas de actuación del programa de trabajo de la NEA para el período 2006-2007, se aprobaron los nuevos mandatos de los comités permanentes, se repasaron diversas actuaciones en el áreas de residuos, desarrollo de la energía nuclear, y proyectos de I+D.

Comités y grupos de trabajo

El CSN continuó participando plenamente en los programas y actividades de la NEA a través del Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares (CSNI), el Comité de Actividades Reguladoras Nucleares (CNRA), el Comité de Gestión de Residuos Radiactivos (RWMC), el Comité de Protección Radiológica y Salud Pública (CRPPH) y el Comité de Ciencias Nucleares (NSC) y el Comité de Derecho Nuclear (NLC).

El Comité de Ciencias Nucleares (NSC) se reunió una vez en el mes de mayo del año 2006, conclu-

yéndose como acuerdos más significativos de esta reunión los siguientes aspectos:

- Servicios de programas de computador: se acordó que los representantes se pusieran en contacto con los delegados de cada institución a fin de incentivar el envío de programas al Data Bank. Asimismo, se continúa respaldando el desarrollo de los proyectos SUS3D y Gerald.
- Servicios de datos nucleares: se aprobó un nuevo plan de trabajo para el proyecto JEFF en el período octubre 2006-octubre 2009. Así mismo, se continúa con el proyecto TDB, base de datos termoquímicos, un año más.
- Servicios de expertos: se aprobó un aumento del soporte a la división de seguridad nuclear y una disminución del correspondiente a la división de protección radiológica y gestión de residuos radiactivos.

Por otro lado el Comité de Actividades Reguladoras Nucleares (CNRA) organizó dos reuniones en el año 2006, en las que participó personal técnico del CSN, una en el mes de junio y otra en el mes de diciembre. Se ha revisado el documento que recoge las líneas fundamentales de actuación del CNRA para los próximos años y las actividades previstas para cada una de ellas.

Las líneas de actuación principales de este comité son:

- Reducción de la infraestructura nuclear.
- Aumento de las expectativas del público en la seguridad del uso de la energía nuclear.
- Iniciativas de la industria para mejorar los resultados económicos y la seguridad.
- Necesidad de garantizar la seguridad a lo largo de todo el ciclo de vida de las instalaciones.

- Nuevos diseños y tecnologías.

En relación con el Comité de Protección Radiológica y Salud Pública (CRPPH), personal técnico del CSN asistió a la reunión anual del comité celebrada en marzo de 2006 en París. En esta reunión de trabajo se presentaron los avances y desarrollos documentales llevados a efecto por cada uno de los grupos de trabajo durante el año 2005. Dentro de este comité existen diversos grupos de trabajo que se relacionan a continuación:

- Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM).
- Information System on Occupational Exposure (ISOE).
- Expert Group on the Implications of ICRP Recommendations (EGIR) .
- Expert Group on the CRPPH Collective Opinion (EGCO).
- Expert Group on the Implications of Radiological Protection Science (EGIS).
- Expert Group on Radiological Protection Science at the Service of Stakeholders (EGSS).
- Evolution of the System of Radiological Protection: NEA Collaboration with the ICRP.

El CSN está participando activamente en el grupo de trabajo denominado EGIR. Este grupo de trabajo tiene encomendada la misión de analizar y comentar los borradores de nuevas recomendaciones elaborados por ICRP.

Proyectos técnicos

El CSN forma parte de 14 proyectos internacionales de investigación y desarrollo, y participa en el proyecto de desarrollo y gestión de una base de datos sobre exposición ocupacional y compartir

buenas prácticas en centrales nucleares, encabezando grupos de entidades nacionales formados para programas específicos, de los que se ofrece más información en el capítulo 9 dedicado a los planes de investigación.

10.2.2.4. Otros grupos reguladores

El CSN promueve constantemente el intercambio de información, conocimiento, experiencias y prácticas con organismos similares, incluso de manera informal. 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).

La Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, INRA

La Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, INRA, creada en París en mayo de 1997, inicialmente incluía a los ocho países con más experiencia en el licenciamiento de actividades nucleares (Alemania, Canadá, España, Estados Unidos, Francia, Japón, Reino Unido y Suecia), y desde septiembre de 2006 cuenta con representación como nuevo miembro formal y de pleno derecho en INRA con la presencia de la República de Corea del Sur.

INRA es un foro donde los máximos responsables de los organismos reguladores de estos países pueden establecer un diálogo abierto y constructivo sobre temas de interés común, plantear nuevos retos para conocer la opinión de sus homólogos o compartir experiencias para implantar mejoras en su propia organización.

INRA fue presidida, en el año 2006, por Francia. El grupo se reunió en el mes de febrero en París, y en septiembre en Avignon para analizar y discutir al más alto nivel institucional temas técnicos de interés común. Como resultado de las exposiciones

y deliberaciones ocurridas en estas dos reuniones se puede concluir:

- Los programas nucleares resurgen con fuerza en todos los países miembros de INRA a excepción de Alemania y España. Esto implica una reorganización institucional de los organismos reguladores y un crecimiento rápido de los mismos.
- Algunos de los organismos reguladores comienzan a integrar entre sus funciones la seguridad física y las salvaguardias.
- Todos los países miembros de INRA tienen en marcha formalmente, o bien comprometida verbalmente, una revisión IRRS, lo que a juicio de INRA pondrá en serias dificultades a la OIEA. Francia está organizando para el año 2007 un seminario internacional que se celebrará en el mes de marzo para revisar su experiencia en la realización de la misión IRRS.
- INRA decidió congelar el proceso de expansión de la asociación durante un año. La prioridad establecida hasta octubre de 2007 será consolidar la integración de la República de Corea del Sur.

En lo que se refiere al futuro de INRA, se acordó que el plan de trabajo incluya dos tipos de actividades a corto plazo y a largo plazo, reflejando las últimas estrategias y política de INRA en temas de importancia para los organismos reguladores. Los temas prioritarios identificados por el Grupo de INRA son:

- La gestión segura de residuos radiactivos.
- Seguridad física de instalaciones nucleares y radiactivas.
- Seguridad de instalaciones radiactivas.
- Experiencia operacional.

- Protección del medioambiente.
- Principios de seguridad del OIEA y recomendaciones de la ICRP: uso e implementación de ordenamientos jurídicos nacionales.
- Cultura reguladora.

España presidirá durante el año 2007 el grupo de INRA, estando previsto realizar dos reuniones, una el mes de mayo, y otra en el mes de octubre del año 2007.

La Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (*Western European Nuclear Regulators Association, WENRA*)

La Asociación de Reguladores Nucleares de la Europa Occidental (*Western European Nuclear Regulators Association, WENRA*) se constituye con el objeto de establecer un foro regional que permitiera el intercambio de información y experiencia en seguridad nuclear y el desarrollo de mecanismos que conduzca a su armonización a medio y corto plazo. WENRA es actualmente exclusivo para los reguladores con competencias en instalaciones nucleares.

La interpretación tradicional del artículo 30 del tratado de Euratom ha permitido el desarrollo armonizado de la protección radiológica en el ámbito europeo, sin embargo ha generado un vacío normativo en lo que se refiere a la seguridad nuclear. La nueva interpretación del artículo 30, avalada por la sentencia de 11 de diciembre de 2002 del Tribunal de Justicia de las Comunidades Europeas permitirá a la Comisión el desarrollo de una normativa común en todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear, incluyendo la gestión de los residuos radioactivos.

La asociación WENRA está llamada a llenar ese vacío mientras que el proceso de desarrollo normativo iniciado por la Comisión culmina con éxito.

La metodología que actualmente desarrolla permitirá armonizar la seguridad de las instalaciones nucleares en la Unión Europea, convirtiéndose en un excelente punto de partida y de apoyo técnico para los desarrollos de la Unión Europea.

Los estatutos de WENRA se firmaron el 4 de febrero de 1999 en Londres y en ellos se establecen los siguientes objetivos:

- Desarrollar una estrategia común en materia de seguridad nuclear y la regulación en el seno de la UE.
- Proveer a las instituciones de la UE de capacidad independiente para examinar los programas de seguridad nuclear y la regulación de los países candidatos a la ampliación. El primer informe se elaboró en marzo de 1999 (incompleto) y el segundo informe, en octubre de 2000, sobre el estado de las centrales nucleares y el régimen regulador de algunos países candidatos.

En mayo de 2003 ante la futura entrada de doce nuevos miembros en la Unión, diez en 2004 y dos más en 2006, WENRA modificó sus estatutos y dio cabida a estos nuevos países de la Unión que poseyeran instalaciones nucleares. En la actualidad WENRA está compuesta por Alemania, Bélgica, Bulgaria, República Checa, Eslovaquia, Eslovenia, España, Finlandia, Francia, Holanda, Hungría, Italia, Gran Bretaña, Lituania, Rumanía, Suecia y Suiza.

El plenario de la Asociación Europea de Reguladores Nucleares (WENRA) se reúne regularmente dos veces al año. En el año 2006 las reuniones tuvieron lugar en Bruselas y Estocolmo, hay que hacer notar que la reunión del Plenario de WENRA en el año 2006 fue realizada en Madrid. La representación institucional en esta asociación la ostentan los máximos responsables de las autoridades nacionales en seguridad nuclear.

WENRA desarrolla actualmente una metodología que persigue la armonización de la seguridad en las instalaciones nucleares de los países miembros de la organización. La asociación está concentrada en la definición y aplicación de niveles de seguridad de referencia en las plantas nucleares, las instalaciones de almacenamiento temporal para el combustible usado y en el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

En el año 2005 se finalizó el ejercicio de intercomparación de la legislación, normativa, guías de seguridad e implementación en las centrales nucleares con los niveles de referencia definidos por WENRA. Los resultados de este ejercicio de intercomparación sugirieron la necesidad de mejorar en los desarrollos normativos que tienden a armonizar los niveles de seguridad en Europa.

WENRA estableció como objetivo la finalización en el año 2006 de los planes de acción nacionales que permitieran la armonización para el año 2010.

La reunión realizada por WENRA en el año 2006 en Bruselas, cuyo tema principal fue la armonización ayudó a consolidar los trabajos de esta asociación en el ámbito internacional. Cabe destacar los dos aspectos fundamentales:

- Reconocimiento del Organismo Internacional de la Energía Atómica de las Naciones Unidas a los trabajos de WENRA refiriéndolo como ejemplo internacional del uso de la normativa OIEA para armonizar la seguridad nuclear.
- Reacción positiva de la industria europea creando el grupo ENISS (European Nuclear Installations Safety Standards) como interlocutor de WENRA en los trabajos relacionados con la armonización de la seguridad.

WENRA tiene actualmente dos grupos de trabajo denominados: Grupo de Trabajo sobre Armonización de la Seguridad Nuclear en Europa y Grupo

de Trabajo sobre Armonización de la Gestión de Residuos Radiactivos y Desmantelamiento de Instalaciones Nucleares. Durante el año 2006 se propuso la creación de una nueva actividad para el estudio de las prácticas reguladoras de los países miembros.

Durante el año 2006, en la reunión realizada en Estocolmo en el mes de noviembre cada país miembro de WENRA presentó una versión preliminar de los planes de acción nacionales para armonización de la seguridad de los reactores. En dicho marco todos los países miembros de WENRA estuvieron de acuerdo en tener armonizados los niveles de referencia para el año 2010.

El CSN presentó su plan de acción para el desarrollo de la normativa técnica que nos permita converger con los criterios WENRA, estando prevista la elaboración de al menos 14 instrucciones técnicas.

En esta reunión se propuso la realización de nuevos estudios sobre la disposición final de residuos, a tal fin en la reunión prevista para marzo de 2007 se presentará un estudio piloto europeo en relación con este tema.

Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO)

El conocimiento y experiencias sobre energía nuclear acumuladas en la región iberoamericana durante las últimas décadas se está perdiendo de forma paulatina. La paralización de los programas nucleares y la desaparición del personal cualificado es una de las causas principales. Este tipo de situaciones junto con la aparición de nuevas tecnologías para el manejo de información están impulsando el desarrollo de iniciativas y proyectos con el objetivo de gestionar de forma eficiente el conocimiento en todas las disciplinas y actividades relacionadas con la seguridad nuclear y radiológica. Por gestión del conocimiento se entiende su recolección, organización, mantenimiento y transferencia.

La resolución adoptada en la cuadragésimo cuarta Conferencia General del Organismo Internacional para la Energía Atómica de las Naciones Unidas (OIEA) en septiembre de 2000 sobre el refuerzo de sus actividades relacionadas con las disciplinas científicas y tecnología nucleares y sus aplicaciones, GC(44)/ RES/21, reconoce esta situación en el ámbito internacional y requiere a su director general que ponga los medios necesarios para preservar el conocimiento en todas las áreas relacionadas con el uso pacífico de la energía nuclear. Los estatutos de este organismo internacional, en sus apartados A3, A4 y A6 del artículo tercero, lo autorizan a alentar el intercambio de información científica y técnica, a fomentar el intercambio y la formación de científicos y de expertos y a establecer o adoptar normas de seguridad para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad, estando obligado a proveer a la aplicación de estas normas en el ámbito mundial. Como consecuencia de este mandato y de sus atribuciones estatutarias, una de las prioridades actuales del organismo es gestionar el conocimiento y experiencia en todas las disciplinas, científicas y tecnológicas, relacionadas con la seguridad nuclear, radiológica y de residuos. Promoviendo en el ámbito internacional el concepto de redes de conocimiento. En la práctica esta iniciativa se está traduciendo en el diseño, desarrollo y operación de sistemas de información (páginas web) en el ámbito regional e internacional.

Las actividades con material nuclear y radiactivo en la región iberoamericana son de índole muy diversa. Existen países como Argentina, Brasil, México y España que poseen reactores nucleares de potencia en operación. Cuba desarrolló la infraestructura necesaria para la construcción y operación de este tipo de central de producción de energía eléctrica, teniendo actualmente una central inacabada y sin combustible nuclear. Chile no posee un programa nuclear, pero posee conocimientos e infraestructura para comenzar a desarrollarlo cuando así lo decida y además tiene necesidades relacionadas con los reactores de investigación.

Todos los países de la región utilizan material radiactivo en las prácticas médicas y en los procesos industriales; y casi todos ellos poseen centros de investigaciones nucleares con reactores de investigación operativos para la producción de radioisótopos. Todo esto implica la necesidad de desarrollar y aplicar sistemas nacionales que garanticen la seguridad radiológica de las instalaciones, trabajadores y público en general.

El Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (Foro) agrupa a las autoridades en seguridad nuclear y radiológica de los países de la región. Inicialmente estaba compuesto por Argentina, Brasil, Cuba, México y España. Durante el año 2006, España incentivó la incorporación al Foro de otros países de la región Iberoamericana, consiguiendo integrar a Uruguay como miembro de pleno derecho a partir de 7 de junio de 2006.

El Foro aprobó sus nuevos estatutos, *estatutos de Madrid*, 2006. Estos desarrollan el acta fundacional del Foro (elaborada en Veracruz en el año 1997), y lo definen como una asociación sin personalidad jurídica específica, compuesta por los organismos reguladores radiológicos y nucleares de la región iberoamericana, siendo su órgano rector el Plenario, el cual está integrado por las máximas autoridades de los Organismos que lo componen. Los estatutos reconocen que el objetivo del Foro es la promoción de un alto nivel de seguridad en todas las prácticas que utilicen materiales radiactivos y/o nucleares en la región iberoamericana, fomentando en todo momento el intercambio de información y experiencias en temas de interés mutuo y prioritario. A través de los estatutos se crea la Secretaría del Foro con sede en Buenos Aires y se organiza y estructura el Foro.

Los nuevos componentes estructurales del Foro son:

- El Plenario: órgano rector de la asociación, junto con el presidente del Plenario.

- La Secretaría.
- El Área de Desarrollo Institucional que permitirá la preparación de documentos y la ejecución de actividades de carácter institucional de forma colegiada.
- El Comité Técnico Ejecutivo, que está constituido por funcionarios de los organismos reguladores y miembros del Foro de reconocido prestigio en las áreas de seguridad nuclear y protección radiológica.

El programa técnico del Foro está inspirado en las necesidades y prioridades regionales y es apoyado técnicamente y dotado de recursos a través del programa extrapresupuestario del OIEA para la mejora de la seguridad radiológica y nuclear en Iberoamérica.

El Foro estará presidido por España desde el mes de junio de 2006 hasta el mes de junio de 2007, habiéndose realizado en el año 2006 la XI reunión del Foro en Madrid.

El Foro, con el apoyo técnico y financiero del CSN, ha conseguido en este período de tiempo promocionar y consolidar a nivel internacional el desarrollo de una *red iberoamericana* que permite gestionar y transferir el conocimiento en seguridad nuclear, radiológica y de residuos con el objeto de mejorar los niveles de seguridad en la región.

Así mismo en esta reunión se propuso al Comité Técnico Ejecutivo poner en marcha proyectos relacionados con: seguridad de instalaciones radiactivas de radioterapia mediante la aplicación de técnicas de identificación y análisis de riesgos, seguridad de gestión de fuentes radiactivas, protección al paciente, inspecciones informadas por el riesgo en aspectos relacionados con la seguridad nuclear, y revisión de las guías del OIEA editadas en español.

10.2.2.5. Convenciones internacionales sobre seguridad nuclear, radiológica y física

Convención Oskar

La Convención Oslo-París (Oskar) tiene como objetivo la protección del medio ambiente marino del Atlántico norte-este, frente a los efectos derivados de actividades humanas y consta de diversos comités, entre los que se encuentra el Comité de Sustancias Radiactivas (RSC), en el cual participa el CSN.

Esta convención fue constituida en 1992 como resultado de la fusión de las convenciones de Oslo y París, y ha sido firmada y ratificada por España como país que entra en su ámbito de aplicación.

Entre las materias que son competencia del CSN, afectan a la Convención Oskar todas aquellas relacionadas con las instalaciones y actividades, nucleares y no nucleares (instalaciones radiactivas e industrias Norm), que puedan originar vertidos radiactivos al océano Atlántico, bien directamente o a través de las cuencas fluviales.

Durante el año 2006, el CSN ha elaborado los informes presentados por España con los datos correspondientes al 2005, sobre los vertidos de las instalaciones nucleares españolas, los cuales se remiten a la convención, desde 1990, a través del Ministerio de Medio Ambiente (MMA), representante oficial de España en la misma.

El CSN asiste regularmente a las reuniones anuales del RSC y a las periódicas, ministeriales y de los representantes oficiales, cuando lo solicita el MMA donde, entre otros temas, se discute la documentación elaborada sobre la aplicación de la Estrategia Oskar sobre Sustancias Radiactivas por parte de cada país miembro. En el año 2006 se asistió a la reunión del RSC celebrada en Knokke (Bélgica) del 23 al 27 de enero.

Convención sobre la Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos

En el año 2005 se elaboró el Segundo Informe Nacional sobre el cumplimiento de la *Convención sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos*, que fue depositado en la Secretaría del OIEA en octubre de ese año. En el informe, bajo la coordinación del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, han participado además el CSN y Enresa.

La segunda reunión de revisión de la Convención sobre la Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos se celebró en la sede del OIEA del 15 al 24 de mayo de 2006, mediante unas sesiones en las que 41 partes contratantes presentaron sus informes nacionales para una revisión *inter-pares*. España contó para ello con una delegación encabezada por el Embajador Representante Permanente ante los Organismos Internacionales en Viena y formada por miembros del Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación, del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, del Consejo de Seguridad Nuclear y de Enresa, que presentaron el contenido del Segundo Informe español, informaron de los avances en el cumplimiento de la convención y de las últimas noticias con respecto al ámbito de aplicación. El informe del relator sobre España indicó la existencia de muchas buenas prácticas tales como las que se detallan a continuación:

- El sistema de gestión y detección de fuentes huérfanas y el protocolo de chatarras.
- La introducción de un nuevo fondo robusto y completo para la gestión de residuos radiactivos y la clausura.
- El hecho de que la clausura fuera llevada a cabo por la empresa de gestión de residuos.

- La existencia de la instalación de El Cabril para todos los residuos de baja y media actividad.
- La reducción significativa del volumen de residuos.
- La participación pública en el proceso de toma de decisiones, incluida la selección de emplazamientos, la clausura y la política de gestión de residuos.
- La posibilidad de las comunidades interesadas en albergar una instalación, de discutir los términos en un proceso voluntario y sin obligaciones.

Los desafíos o compromisos para la próxima reunión de revisión, que tendrá lugar en mayo de 2009, considerados fueron:

- La aprobación del nuevo *Plan general de residuos radiactivos*.
- La selección del emplazamiento para el ATC o de otras soluciones en las centrales en caso de que no se encuentre emplazamiento.
- La actualización del marco legal sobre energía nuclear.
- La actualización del sistema de financiación basado en un escenario de gestión de residuos a largo plazo, que ha sido pospuesto.
- El mantenimiento del conocimiento del almacenamiento seguro en las centrales.

10.2.3. Relaciones bilaterales

El CSN tiene suscritos acuerdos, protocolos o convenios con organismos que desempeñan funciones similares en 19 países. Cuatro de estos países tienen acuerdos específicos: EEUU, Suecia, Francia y Reino Unido.

Estos acuerdos son una buena práctica 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.

10.2.3.1. Estados Unidos de América del Norte

Este acuerdo es uno de los más importantes, ya que gran parte de las centrales nucleares españolas emplean tecnología desarrollada en los Estados Unidos. La relación es muy fluida y el intercambio de información es muy intenso. Como parte del programa de mejora de la eficiencia iniciado por el CSN, se han intensificado las visitas de técnicos e inspectores del CSN a sus homólogos en la Nuclear Regulatory Commission (NRC), y viceversa, incluyendo la asistencia y participación en cursos y conferencias.

El CSN ha estado representado en la Annual Regulatory Information Conference (RIC) de la NRC, evento de gran relevancia en materia de información y comunicación reguladora a nivel de Estados Unidos y con gran eco a escala internacional teniendo en cuenta la importancia de la tecnología y normativa nuclear norteamericana. En el contexto de la RIC se suelen mantener contactos institucionales al más alto nivel entre los responsables del CSN y de la NRC.

En el año 2006 se han gestionado las visitas de altos cargos y técnicos del CSN a la NRC y a conferencias, y a emplazamientos americanos, así como del cuerpo técnico del Organismo.

Durante el año 2006, una delegación significativa de personal técnico del CSN, que cubre las áreas de seguridad nuclear y protección radiológica, se desplazó a la NRC (USA) durante el mes de septiembre como parte del ejercicio de *benchmarking* recomendado por el equipo de la NEA que revisó el informe del CSN sobre lecciones aprendidas del suceso de la central nuclear Vandellós II.

En este proceso se realizó un análisis comparativo de las técnicas de organización, inspección, formación, evaluación y respuesta ante incidentes, auto-evaluación continuada, actividades coercitivas, información al público llevadas a cabo por el CSN y por la NRC.

Está previsto realizar en el año 2007 un ejercicio comparativo para prácticas de evaluación y licenciamiento del CSN frente a la forma de trabajo de la NRC.

10.2.3.2. República de Francia

Existen dos acuerdos de colaboración con Francia, uno con la Autoridad de Seguridad Nuclear (ASN) y otro con el Instituto de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, IRSN.

Durante el año 2006, se publicó en Francia la ley relativa a la transparencia y a la seguridad en materia nuclear, que incluye cambios significativos en la estructura del organismo francés, lo que conducirá a realizar en el año 2007 una revisión del acuerdo de colaboración existente con Francia.

10.2.3.3. Federación Rusa

El acuerdo bilateral entre el Organismo Regulador Ruso y el CSN se firmó en 1994, sentando las bases para la colaboración en el ámbito de la seguridad en instalaciones nucleares civiles, transporte de material nuclear y radiactivo, plantas de minería o fabricación de elementos combustibles, centros de almacenamiento de residuos o de combustible gastado e instalaciones de producción y uso de fuentes radiactivas.

En junio de 2006 se llevó a cabo una reunión bilateral entre el Organismo Regulador Ruso, Rostejnadzor, y el CSN que se celebró en Moscú. Como conclusiones de esta reunión cabe destacar el interés técnico manifestado por el Organismo Regulador Ruso para conocer mejor las prácticas del CSN principalmente en tres temas:

- Gestión de emergencias y entrenamiento del personal que interviene en las mismas.
- Desarrollo normativo para el control e inventario de las fuentes radiactivas.
- Gestión de los residuos radiactivos de media y baja actividad y desclasificación de residuos.

Se fijaron los primeros pasos para proseguir con esta colaboración que fueron:

- Participación en un ejercicio de emergencias. El CSN fue invitado a participar a finales de 2006 en un ejercicio de emergencias organizado por el Organismo Regulador Ruso. A este ejercicio asistieron dos técnicos del CSN.
- Seminario sobre gestión de residuos y control de fuentes. Se programó la organización en España en el año 2007 de un seminario sobre la gestión de residuos y control de fuentes, que incluirá una visita técnica a El Cabril.

10.2.3.4. Corea del Sur

Existe un acuerdo bilateral con el Instituto de Seguridad Nuclear de Corea del Sur (KINS) firmado en diciembre de 1976 para cooperación en el desarrollo y aplicación de los usos pacíficos de la energía atómica.

Durante el mes de septiembre de 2006, el CSN organizó una visita al almacenamiento de residuos de media y baja actividad de El Cabril, a la que asistió el presidente del Organismo Regulador de Corea del Sur, dado el interés expresado por este país en conocer dicha instalación ya que en breve el Gobierno de Corea del Sur se debe pronunciar sobre la solución seleccionada por este país para dar respuesta al problema del almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad.

En esta visita se propuso la revisión en el año 2007 de las áreas en las que este organismo regulador

está interesado en colaborar con el CSN, dado el interés manifestado por incluir temas de gestión de residuos radiactivos y el sistema integrado de supervisión de centrales nucleares, metodología que esta siendo implementada también por el organismo regulador coreano.

10.2.3.5. Actividades realizadas con países con los que no existe acuerdo bilateral.

El CSN no ha suscrito acuerdo, protocolo o convenio, hasta el momento, con el Organismo Regulador de Japón, sin embargo durante el mes de noviembre de 2006 se recibió una visita del presi-

dente de la Organización de Seguridad para la Energía Nuclear de Japón (JNES).

En esta visita se trataron temas de interés común, en especial sobre la colaboración entre las dos organizaciones en diversos proyectos de investigación.

También durante esta visita el presidente de la Organización de Seguridad para la Energía Nuclear de Japón se desplazó a Tarragona con el objeto de visitar la central nuclear de Ascó, donde fue recibido por el gerente de la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós.

11. Información y comunicación pública

11.1. Aspectos generales

La *Ley de Creación del CSN* insta este organismo, en el artículo segundo, a informar a la opinión pública sobre materias de su competencia con la extensión y periodicidad que determine. En cumplimiento de dicho mandato, el CSN desarrolla una serie de actividades destinadas a fomentar la comunicación con el público y los diferentes grupos sociales con inquietudes respecto de sus competencias, así como a responder rápida y directamente a las solicitudes de información que puedan plantear al regulador.

11.1.1. Objetivos

Entre los principales desafíos que el CSN encara a corto y medio plazo, tal y como quedó establecido en el *Plan estratégico del CSN 2005-2010*, destaca la mejora de la comunicación a la sociedad y al resto de los grupos de interés que a su vez supondrá lograr un mayor grado de conocimiento y de comprensión por parte del público del proceso de toma de decisiones del organismo y de sus fundamentos, sistematizar el conocimiento que el CSN tiene de la percepción por parte de la sociedad sobre el cumplimiento de su misión y reforzar sus propios canales de comunicación interna.

El CSN emplea todos los medios a su alcance para intentar dar respuesta, con objetividad y transparencia, a las demandas de información concretas y cada día más numerosas que la sociedad plantea sobre importantes cuestiones como son el impacto en la vida cotidiana de las radiaciones ionizantes y de sus aplicaciones en los ámbitos de la medicina, la investigación o la industria, los usos más recientes o los que permitirán próximas tecnologías.

Entre las actuaciones informativas que lleva a cabo el Consejo cabe destacar las siguientes:

- Mantener informada a la población sobre el proceso regulador que desarrolla el CSN en sus ámbitos de responsabilidad.
- Incrementar la confianza y la credibilidad del público en el CSN, órgano responsable de velar por la seguridad nuclear y la protección radiológica en España.
- Analizar y responder a las necesidades informativas de la población, mediante un acercamiento a la sociedad que proporcione al CSN un mayor conocimiento sobre la misma.
- Establecer y reforzar los mecanismos necesarios para acercar la información a los ciudadanos, a través de foros que permitan la información directa, sin depender de intermediarios.
- Fomentar la formación de los diferentes grupos sociales, teniendo en cuenta sus características e intereses, en las materias de su competencia.

11.1.2. Áreas de trabajo

La responsabilidad de la gestión de la comunicación pública recae en el CSN en el Área de Información y Comunicación, que se encuentra integrada en el Gabinete Técnico de Presidencia. Su función es lograr los objetivos planteados para que la transparencia y la objetividad de la información emitida por la institución se mantenga acorde con las necesidades de la sociedad, y prevea necesidades futuras.

Las áreas de trabajo se relacionan a continuación:

- Servicio de información a los medios de comunicación y a ciudadanos particulares. El CSN desarrolla actividades informativas en relación con los medios de comunicación nacionales e

internacionales de todos los ámbitos geográficos o temáticos, así como de diferente periodicidad. Emite notas de prensa ante acontecimientos puntuales y mantiene líneas telefónicas de atención permanente. Este servicio de requerimiento de información se presta también a cualquier ciudadano que se dirija al CSN.

- Centro de Información. Centro interactivo abierto al público que, a través de visitas guiadas o no guiadas, tiene como propósito brindar información objetiva sobre las radiaciones ionizantes y sus aplicaciones en la industria, la medicina y la investigación, así como mostrar sus riesgos y los controles que es necesario llevar a cabo para garantizar la seguridad. Además de a grupos de escolares se recibe a representantes de instituciones, empresas y a otros colectivos.
- Actividad editorial. Elaboración y ejecución del Plan anual de publicaciones aprobado por el Pleno del CSN, que incluye la coordinación y seguimiento de todo el proceso de producción de las publicaciones, tanto divulgativas como técnicas, y su posterior distribución gracias a la constante actualización y gestión de la base de datos institucional y del archivo fotográfico.
- Página web. Disponible en la dirección de Internet www.csn.es, proporciona información, a través de diferentes enlaces, tanto de interés general sobre sus características y responsabilidades o el desarrollo de su actividad, como de cuestiones de actualidad.
- Asistencia a congresos y exposiciones relacionadas con las actividades y funciones del CSN, con el objetivo de acercar la labor del organismo al público en general y a sectores profesionales especializados.
- Organización de conferencias sobre temas de actualidad y de interés científico o técnico tanto para el personal del CSN como del público en general. Selección de los conferenciantes entre

destacados investigadores, científicos o técnicos relacionados con las funciones del CSN.

- Colaboración en la organización de cursos, reuniones y congresos dependientes de cualquier área organizativa del CSN y a los que asiste tanto el propio personal del organismo como expertos pertenecientes a otros organismos e instituciones.

11.2. Información a los medios de comunicación y otras acciones

11.2.1. Información a los medios de comunicación

El CSN realiza sus funciones de comunicación rigiéndose por el principio de optimización de los canales a su alcance para mantener informada a la opinión pública de una forma ágil y rigurosa, un proceso en el que los medios de comunicación desempeñan sin duda un papel esencial. En 2006, el Consejo mantuvo la actitud proactiva y siguió esforzándose para mejorar el tiempo de emisión y la comprensión de la información, la adecuación a las necesidades informativas de los medios de comunicación y la adaptación de la percepción social del riesgo a la realidad.

En respuesta a la resolución del Congreso de los Diputados en la que se le instaba a informar en la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, con suficiente periodicidad, sobre los criterios establecidos para la emisión de notas de prensa institucionales relacionadas con sucesos en instalaciones nucleares y radiactivas, el CSN emitió un procedimiento sobre divulgación de informaciones puntuales, aprobado el 28 de marzo. Respecto del mandato del Congreso de los Diputados de 29 de junio de 2005 para el refuerzo de la transparencia y de los procesos de comunicación al público, el CSN acordó en 2006 la publicación –a partir del mes de agosto de ese año– de las actas de inspección en Internet e

informes técnicos previos a la emisión de las preceptivas autorizaciones en materia nuclear.

Se mantuvieron en 2006 las actividades de atención a las peticiones de información de los medios de comunicación y también se continuó incorporando a la página web las informaciones de interés en formato de notas de prensa y de sucesos notificables.

En concreto, se publicaron 66 notas de prensa y comunicados, en su mayoría dirigidos a los medios de comunicación y al personal e instituciones interesados en los ámbitos competenciales del organismo. Entre las informaciones emitidas se encuentran algunas destinadas a diferentes colectivos, como por ejemplo: concesión de becas, ayudas, formación, seminarios y conferencias.

Por otro lado y siguiendo los criterios que se recogen en el procedimiento de información a la opinión pública vigente, se publicaron en la página web 69 notas breves dentro del apartado de *sucesos notificables*.

Las áreas temáticas que centraron el mayor número de informaciones remitida por el CSN a los medios de comunicación, el personal e instituciones establecidos en los procedimientos de actuación identificados como partes interesadas fueron:

- Las centrales nucleares:

En línea con la tendencia habitual, la mayor parte de las notas de prensa emitidas por el CSN (40%) se refirieron en 2006 a sucesos notificables que deben ser anunciados por las centrales nucleares españolas al organismo regulador.

De igual forma, destacan las noticias publicadas en los medios de comunicación en las que se mencionan las centrales nucleares españolas y las instalaciones del ciclo de combustible. En total, este tipo de informaciones supusieron un 66% de todas las referencias del CSN. En ese apartado destacó la presencia de informaciones

relativas a la sanción impuesta por el Gobierno a Vandellós II por los sucesos ocurridos en agosto de 2004.

- Los simulacros:

Las centrales españolas realizaron los preceptivos simulacros de emergencia a lo largo de 2006, de los cuales el CSN informó puntualmente. La parte relativa a los simulacros en las centrales supuso un 10,6% del conjunto de la información publicada por el CSN, aunque también se dio cuenta de ejercicios simulados en la fábrica de combustible nuclear de Juzbado y de otro de accidente en transporte.

- Las instalaciones radiactivas:

Las notas de prensa emitidas por el CSN sobre instalaciones radiactivas representaron un 3% y supusieron un 2% de las informaciones publicadas en los medios de comunicación en relación con el Consejo.

Además, como novedad se observó en 2006 un notable aumento, frente a anteriores ejercicios, del interés suscitado por el área institucional del CSN —que copó el 24% del total de informaciones publicadas relacionadas con el Consejo— y por el de la protección radiológica (8%). Se puede señalar que, en parte, el incremento de estas líneas de información responde al interés que prestaron los medios de comunicación a la renovación de la cúpula directiva del Consejo —que tomó posesión en diciembre de 2006—, a la decisión de EEUU de descontaminar la zona de Palomares y a la detección de polonio 210 en vuelos de British Airways.

Por último, se llevó a cabo la formación y preparación de personal técnico para atender de forma adecuada a los medios de comunicación y se participó en diferentes coloquios, charlas y seminarios, así como en los comités locales de información del entorno de las centrales nucleares, promovidos por AMAC.

11.3. Información a la población

En cumplimiento del objetivo estratégico de responder a las necesidades informativas de la población, desde el Área de Comunicación e Información además de desarrollar las actividades que se detallan en los siguientes apartados, se atienden las demandas de información canalizadas a través de la web en la dirección de correo comunicaciones@csn.es. El número de consultas externas recibidas a través de este correo electrónico durante el último ejercicio ascendió a 300.

Los temas que durante el año 2006 han suscitado más interés entre la población, son los de autorización de instalaciones radiactivas, licencias de operadores y supervisores, información sobre instalaciones radiactivas, protección radiológica, formación, emergencias, recursos del CSN y temas administrativos.

11.3.1. Centro de Información

La apertura del Centro de Información a finales del año 1998 culminó uno de los proyectos más ambiciosos que ha desarrollado el Consejo de Seguridad Nuclear dentro de sus actividades de información y comunicación al público. Con este centro se alcanzó un objetivo firmemente apoyado por la entonces Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados.

Concebido y realizado mediante técnicas que pretenden fomentar la participación del visitante, el centro consta de 29 módulos interactivos, con adaptación en alguno de ellos para personas con discapacidad sensorial o motora, distribuidos en cuatro ámbitos: el primero dedicado a la radiactividad natural, historia de las radiaciones, sus fundamentos físicos y su presencia en la vida ordinaria; el segundo, centrado en el uso de las radiaciones ionizantes, tanto en la producción de energía eléctrica, como en la medicina, en la

industria, en la investigación, etc.; el tercero pasa revista a los problemas y servidumbres que el uso de las radiaciones ionizantes suponen, desde las exigencias de seguridad hasta la gestión de los residuos radiactivos; finalmente, el cuarto ámbito explica el desarrollo de las funciones encomendadas al organismo regulador para garantizar que las instalaciones funcionen con la máxima seguridad y que su uso no supongan un impacto negativo para la salud de las personas y el medio ambiente.

Las visitas al centro son guiadas y están atendidas por personal especialmente cualificado y formado para explicar la información expuesta durante las dos horas que dura aproximadamente el recorrido.

Desde que el Centro de Información abrió sus puertas en octubre de 1998 hasta el 31 de diciembre de 2006, ha recibido un total de 49.095 visitantes de diferentes colectivos de centros educativos, universidades, visitas institucionales, asociaciones y visitas de particulares. La figura 11.1 muestra el número de visitantes desde el año 1998 al año 2006.

Durante el año 2006 se realizaron 278 visitas y visitaron el centro de información 6.438 personas. La figura 11.2 muestra el número de visitas en 2006, con el siguiente desglose: 6.156 pertenecientes a centros de enseñanza, 260 visitas institucionales y 22 particulares.

Como visitas institucionales se pueden destacar las siguientes: Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) Viena, Ministerio de Ciencia de Cuba, Centro Nacional de Seguridad Nuclear de Cuba, Nuclear Safety System Japón, Instituto de Radioprotección de Suecia, Ministerio de Defensa (Grupos NRBQ), Ministerio del Interior (Grupos NRBQ), Comunidad Autónoma de Murcia, Protección Civil de Castilla-La Mancha, Protección Civil Xunta de Galicia, Delegados y Subdelegados del Gobierno, Curso Profesores de la ESO del Ministerio de Educación, Colegio Oficial de

Figura 11.1. Número de visitantes al Centro de Información (1998 a 2006)

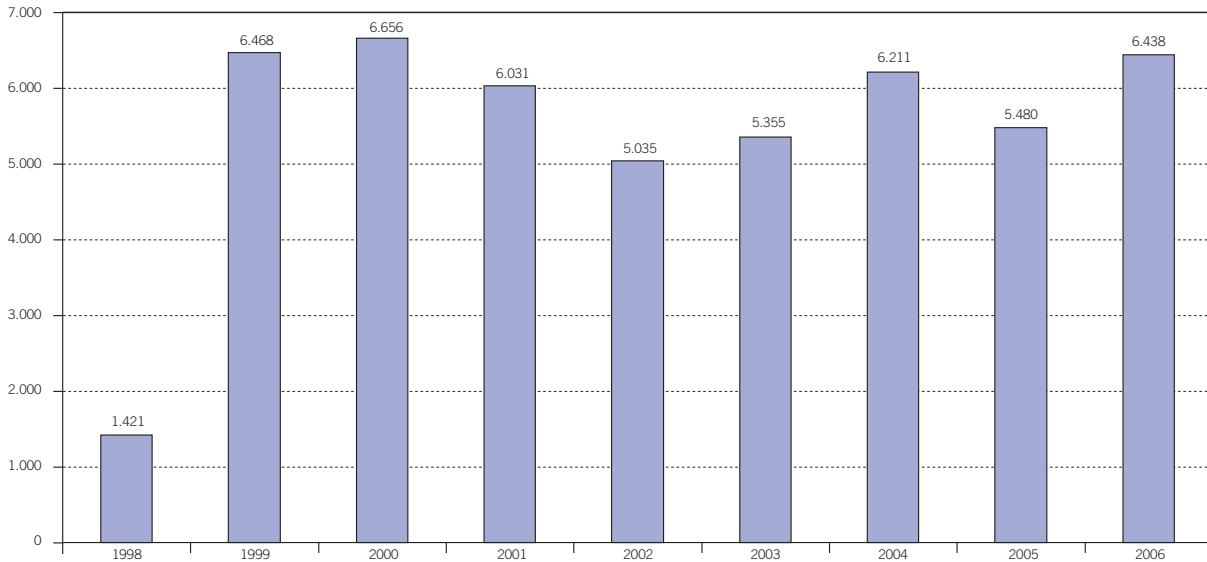
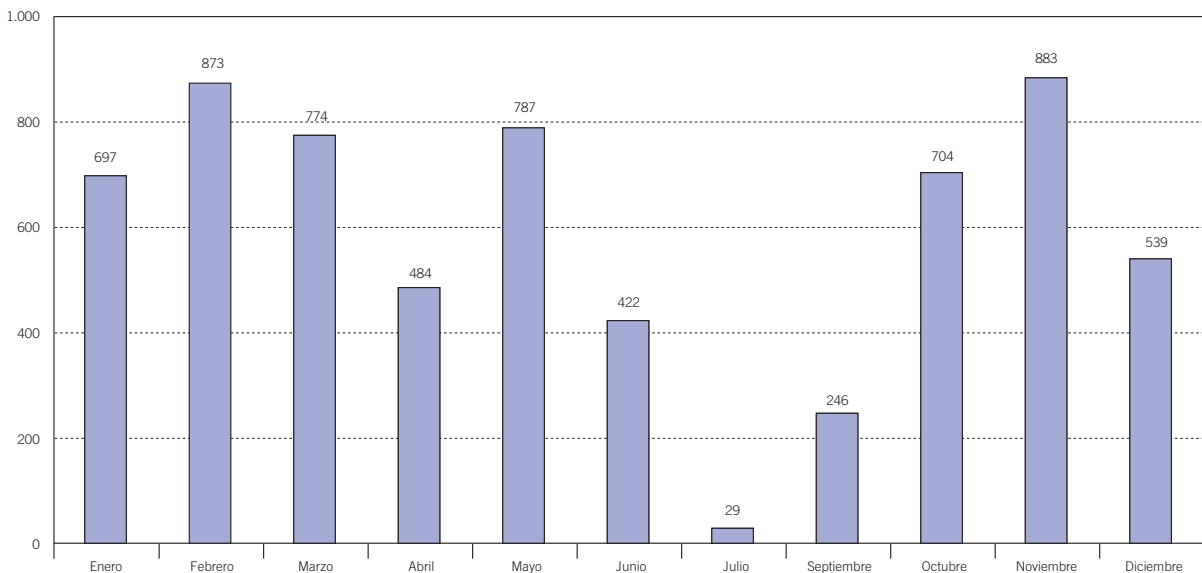


Figura 11.2. Número de visitantes al Centro de Información (año 2006)



Periodistas de Tarragona, Colegio Oficial de Ingenieros Industriales, Colegio Oficial de Técnicos Aeroespaciales (INTA), Foro Nuclear, Belt Ibérica...

Como en años anteriores, se ha colaborado en las jornadas de puertas abiertas de la VI Semana de la Cien-

cia (del 4 al 8 y del 14 al 16 de noviembre de 2006) organizada por la Comunidad de Madrid cuyo objetivo principal es difundir los resultados de la investigación y renovar el conocimiento sobre ciencia y tecnología de los ciudadanos. La colaboración del CSN se ha centrado en organizar visitas guiadas al Centro de Información de grupos de especialistas.

Asimismo, se han contestado y gestionado las numerosas consultas que se han recibido tanto por teléfono como a través del correo electrónico del Centro de Información.

Dentro de los objetivos que se proponen para el año 2007 se encuentra el seguir actualizando y mejorando la información y presentación de los contenidos del Centro de Información, seguir colaborando con la ONCE para adaptar nuevos módulos que faciliten su uso a personas con minusvalía, colaboración con otros cursos organizados, tanto por el CSN como por otras entidades, que tienen como fin hacer llegar la información a otros colectivos de profesionales y profesores de enseñanza.

11.3.2. Edición de publicaciones

Dentro de las funciones de información y comunicación que lleva a cabo el CSN, cada año se elabora un programa editorial que incluye las propuestas de edición de las distintas subdirecciones generales del organismo y que es aprobado por el Consejo. Su ejecución incluye la edición de títulos y su posterior distribución tanto a instituciones como a los interesados que las soliciten, de forma gratuita.

Este programa editorial está estructurado en varias colecciones, según el contenido de la publicación y del colectivo al que va dirigido. Durante el año 2006, el CSN ha publicado 22 nuevos títulos y se han realizado actualizaciones y reimpressiones de diversos folletos divulgativos, vídeos y DVD. Se relacionan a continuación las nuevas publicaciones:

- Informes técnicos:
 - *Organización de respuesta y Plan de actuación en emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear.*
 - *Red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) del CSN.*

- *Programas de vigilancia radiológica ambiental. Resultados 2004.*

Procedimientos de vigilancia radiológica ambiental:

- *Procedimiento para la recepción, conservación y preparación de muestras de aerosoles en filtros y de radioyodos en carbón activo para la determinación de la radiactividad ambiental.*
- *Procedimiento para la determinación del índice de actividad alfa total en muestras de agua. Métodos de coprecipitación y evaporación.*

- Documentos:

- *Dosimetría de los trabajadores expuestos en España durante el año 2004. Informe Sectorial.*

- Documentos I+D:

- *Proyecto Prior. Determinación de fallas de Primer Orden mediante el análisis integrado de datos geológicos.*

- Guías de seguridad:

- *Guía de seguridad 1.9 (Rev. 1). Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.*
- *Guía de seguridad 5.10 (Rev. 1). Documentación técnica para solicitar autorización e inscripción de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X.*
- *Guía de seguridad 6.4. Documentación para solicitar autorizaciones en el transporte de material radiactivo: aprobaciones de bultos y autorización de expediciones de transporte.*
- *Guía de Seguridad 7.1 (Rev. 1). Requisitos técnico-administrativos para los servicios de dosimetría personal individual.*

– Guía de Seguridad 7.9. *Manual de cálculo de dosis en el exterior de instalaciones nucleares.*

- Documentos normativos:

– *Carpeta de legislación III* (reimpresión con nuevas instrucciones técnicas).

- Publicaciones periódicas:

– Informes del CSN:

Informe del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2005 (libro y CD-Rom).

Informe resumen de actividades al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2005 (español e inglés).

– Revista del CSN. *Seguridad Nuclear*:

IV trimestre. Año 2005. Número 37.

I trimestre. Año 2006. Número 38.

II trimestre. Año 2006. Número 39.

III trimestre. Año 2006. Número 40.

- Otras publicaciones:

– Fuera de colección:

Plan Estratégico del CSN 2005-2010 (español e inglés).

Guía del profesor: *El CSN y la protección radiológica* (libro y CD).

– Audiovisuales:

La seguridad en el transporte de materiales radiactivos (actualización del vídeo y DVD).

La mayoría de las publicaciones se han editado tanto en papel como en CD-Rom. Las nuevas ediciones han alcanzado una tirada de 34.900 ejem-

plares, las reimpresiones y actualizaciones una tirada de 24.500 ejemplares y se ha elaborado diverso material divulgativo para el Centro de Información (20.600 ejemplares).

Las publicaciones del CSN son muy demandadas tanto por organismos y empresas del sector como por particulares y pueden solicitarse acudiendo personalmente al Servicio de Publicaciones, telefónicamente, por correo postal o a través del correo electrónico. Además, la página web permite acceder al fondo editorial desde el nodo de publicaciones y a la dirección de correo peticiones@csn.es, desde donde se han recibido 320 solicitudes de publicaciones.

La reedición de publicaciones es otro de los objetivos del CSN para mantener la información actualizada y responder a la demanda de material. Durante 2006 se han distribuido más de 80.000 ejemplares de publicaciones técnicas y material divulgativo: distribución interna en el CSN, distribución externa, centro de información, atención personalizada, participación en ferias y congresos, etc.

A través de la base de datos de gestión editorial que contiene más de 3.000 registros se actualiza y controla el funcionamiento del fondo editorial, la recepción de publicaciones, el destino de las mismas y el control de existencias del almacén.

Además, el Centro de Información y la participación en exposiciones y congresos han generado un incremento de las tiradas, ya que a los visitantes se les proporciona documentación y material divulgativo como apoyo a la visita realizada.

11.3.3. El CSN en Internet

La web (www.csn.es), en funcionamiento desde abril de 1997, se ha consolidado como una herramienta de primer orden a la hora de consultar información con respecto de diversas materias, ya sean relacionadas con la protección radiológica o la

seguridad nuclear. A lo largo de 2006, la página ha recibido 130.038 visitas.

El sitio contiene información sobre el CSN, su estructura e historia, sus competencias y principales actuaciones, además de los contenidos de última hora y otros de carácter divulgativo que permiten al público conocer diferentes aspectos de todo lo relacionado con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

La página pone a disposición del usuario en Internet direcciones electrónicas a través de las cuales se pueden solicitar información —como se menciona a lo largo del capítulo— (comunicaciones@csn.es), que concretamente recibió más de 300 peticiones directas, publicaciones (peticiones@csn.es) o gestionar visitas al centro de información (centroinformacion@csn.es).

Como es habitual, el CSN acometió en 2006 una labor de ampliación de la información, priorizando la actualización de secciones que lo requieren especialmente, como las de *información y actualidad* o *normativa*, e impulsando al máximo el servicio al usuario. A ese fin contribuyen notablemente los documentos disponibles para *descarga*, que agilizan gestiones importantes para profesionales del sector, como en el caso de las licencias de operadores y supervisores, el acceso a los listados de las unidades técnicas de protección radiológica, las convocatorias de oposiciones, etc. Por otra parte, el apartado de *administración electrónica* tiene la utilidad de permitir a los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas realizar telemáticamente algunos trámites con el CSN.

Con idéntico espíritu, el de proporcionar una respuesta rápida desde el CSN a todos los interesados —ya sean público general, profesionales del sector o de los medios de comunicación—, fueron creadas la sección de preguntas frecuentes y la relación de sucesos notificables, que recoge una descripción y calificación de las incidencias notificadas al CSN

por las centrales nucleares e instalaciones radiactivas que no hayan sido objeto de una nota de prensa. Estas últimas, por su parte, se almacenan en su correspondiente apartado y, en la portada de la web, comparten protagonismo con las dos notas más recientes.

Debajo del vínculo a las actas de las reuniones del Consejo que el CSN puso a disposición del público en el apartado de *información y actualidad* en 2005, este organismo ha introducido otro que muestra todas las actas de inspección de los inspectores del CSN realizadas a partir de agosto de 2006 y publicadas una vez concluidos los trámites administrativos asociados a las mismas. Con su publicación en Internet, se cumple el mandato del Congreso de los Diputados de 29 de junio de 2005 y se avanza en la mejora de la transparencia y los procesos de comunicación al público en los que el Consejo trabaja a diario con todos los recursos a su alcance.

11.3.4. Conferencias y jornadas

Entre las actividades desarrolladas por el CSN se encuentran la organización de conferencias relacionadas con la ciencia, la tecnología y las radiaciones ionizantes y su regulación, que representan una aportación importante y de actualidad. Las conferencias son impartidas por expertos de reconocido prestigio, pertenecientes o no al CSN.

Para estos actos, se distribuyen invitaciones entre quienes por su ámbito profesional o competencial están relacionados con los temas a tratar. Durante 2006 se celebraron las conferencias y jornadas que se citan a continuación:

- El 28 de abril la doctora Elisabeth Cardis (Agencia Internacional de Investigación sobre el Cáncer) pronunció la conferencia titulada *Estudio de cohorte retrospectiva de trabajadores de la industria nuclear en 15 países. Riesgo de cáncer a dosis bajas de radiación ionizante*.

- Dentro del convenio de colaboración del CSN con el Ministerio de Educación y Ciencia, el día 6 de julio se celebró la jornada sobre *Cómo acercar la protección radiológica al profesorado*. Durante esta jornada se mostró también a los participantes el Centro de Información y la Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear. Igualmente se ha realizado al amparo de dicho convenio *La guía del profesor: el CSN y la protección radiológica* para fomentar el adecuado conocimiento por parte del colectivo de formadores sobre qué es la protección radiológica, usos de las radiaciones y el papel del CSN en la protección radiológica. Junto con la guía se editó un CD que contiene fichas pedagógicas que pretenden facilitar la labor del profesorado. Esta guía puede consultarse en la página web, en el apartado divulgativo de radiaciones ionizantes y sus usos.
- El 30 de noviembre se celebró, en el salón de actos del CSN, la *Jornada técnica sobre seguridad nuclear y protección radiológica*, cuyo objetivo es poner a disposición de los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como de otras organizaciones e instituciones nacionales, los resultados y beneficios que se derivan de la participación del organismo en el desarrollo de proyectos de investigación. Desde el Área de Información y Comunicación se apoyó en la organización de la jornada, edición del díptico informativo, difusión, etc.

11.3.5. Participación en ferias y exposiciones

Otro tipo de actividades destinadas a propiciar el acercamiento al público de las funciones y competencias del Consejo es la participación en congresos, ferias y exposiciones. Durante el año 2006, el CSN estuvo presente con un stand de publicaciones en:

- VII Feria Madrid por la Ciencia (Madrid, del 20 al 23 de abril de 2006):

Su objetivo principal es difundir la cultura científica y la investigación actual, comunicar la ciencia que se realiza en los centros docentes e institutos de investigación a través de sus actores principales, estimular el interés y la curiosidad por la ciencia y la tecnología mediante la observación, la experimentación y el análisis, mostrar cómo la ciencia influye en el desarrollo económico, acercar la ciencia a las personas para que la perciban como algo propio y presentar la ciencia y la tecnología como un valor cultural.

- Simposium Internacional sobre Protección Radiológica del Paciente (Málaga, del 2 al 4 de octubre de 2006):

El objetivo de este simposium internacional fue valorar el estado actual y futuro de la protección radiológica del paciente, fomentar el diálogo y el intercambio de información entre la amplia diversidad de profesionales a los que iba dirigido: radiólogos generales, radiólogos intervencionistas, médicos nucleares, oncólogos radioterapeutas, físicos médicos, diplomados en enfermería radiológica, técnicos especialistas en radiología, funcionarios dedicados a la protección radiológica, ingenieros de equipos de rayos X, expertos encargados de elaborar normas de protección radiológica, gestores hospitalarios y otros funcionarios gubernamentales.

- XV Feria Internacional del Medio Ambiente (Bilbao, del 3 al 6 de octubre de 2006):

El programa de actos paralelos incluyó la celebración del X Congreso de Ingeniería Ambiental, de los V Encuentros de Transferencia de Tecnología, de los IV Encuentros Latinoamericanos de Medio Ambiente y del II Congreso Ibérico sobre el futuro del Reciclaje, con lo que esta feria fue el foro idóneo de la investigación

medioambiental, de los avances tecnológicos en producción limpia y de los negocios medioambientales.

- VIII Congreso Nacional de Medio Ambiente (Madrid, del 27 de noviembre al 1 de diciembre de 2006):

En 1992 nació la iniciativa del Congreso Nacional del Medio Ambiente. Desde entonces los congresos, celebrados cada dos años, han ido consolidándose como una cita de referencia en nuestro país en materia de medio ambiente y desarrollo sostenible.

La realización de esta tarea es la que define la misión y objetivos de la Fundación Conama, comprometida con hacer del Congreso Nacional

del Medio Ambiente un espacio de diálogo desde el que compartir visiones, proyectos y experiencias para la construcción de un futuro más sostenible.

- Feria Internacional de la Salud, Fisalud 2006 (Madrid, del 30 de noviembre al 3 de diciembre de 2006):

En esta feria se dieron cita los principales agentes relacionados con el mundo de la salud y la sanidad: profesionales de todos los ámbitos sanitarios, instituciones públicas, asociaciones, organizaciones y empresas de distinta naturaleza. En este escenario se desarrolló una completa labor divulgativa a través de multitud de actividades, con el objetivo de avanzar en materia de prevención y educación para la salud.

12. Gestión de recursos

12.1. Mejora de la organización y actividades de formación

España ha solicitado al Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), una revisión integrada de la regulación nuclear (Integrated Regulatory Review Service), que se denomina IRRS en la terminología anglosajona. El objetivo de la misión es comparar las prácticas reguladoras de un país con los estándares y buenas prácticas internacionales. A partir de esta comparación se establecen recomendaciones y sugerencias para la mejora de dichas prácticas. La metodología de la misión IRRS, es la siguiente:

- Basándose en su propia normativa de seguridad, el OIEA desarrolla una serie de cuestionarios que ayudan a los organismos reguladores del país anfitrión a realizar su autoevaluación. Se realiza un seminario sobre la forma de realizarla.
- La autoevaluación está orientada a identificar puntos débiles y fortalezas en la estructura reguladora y a formular planes de acción para mejorarla. A continuación, se realiza una *peer review* independiente. En el caso del CSN, está previsto que esta primera revisión se realice entre los días 28 de enero y 8 de febrero de 2008.
- Después de 18 o 24 meses de la primera revisión se realizará una nueva autoevaluación y revisión.

La revisión que se efectúe en 2008 la realizará un grupo de expertos internacionales con experiencia directa en las distintas áreas que se revisen. Estas misiones son una buena oportunidad para intercambiar experiencias y para compartir lecciones aprendidas y buenas prácticas. No son inspecciones, ni auditorías, sino un mecanismo de aprendizaje mutuo que acepta diferentes enfoques sobre la organización y prácticas del organismo regulador, y que contribuye a potenciar la seguridad nuclear y la protección radiológica.

La revisión cubre las siguientes áreas: organismo regulador, relaciones con otros organismos, proceso de autorización, examen y evaluación, inspección y aplicación coercitiva, elaboración de reglamentos y guías, preparación para emergencias, gestión de residuos radiactivos y clausura, protección radiológica y transporte, seguridad física y sistemas de gestión.

Para preparar adecuadamente la misión, el Consejo inició en el año 2005 una autoevaluación, que tomó como referencia el cuestionario IAEA-TEC-DOC-703 Edition 1993 Part II y los documentos de requisitos editados por el OIEA. Esta autoevaluación se realizó por varios grupos de diagnóstico, constituidos por personal del CSN.

En marzo de 2006, el Pleno del Consejo aprobó el informe final de evaluación, que constituye la versión 0 del *Plan de acción* incluyendo auto-evaluaciones, acciones y prioridades, para satisfacer los requerimientos de la Misión IRRS. Una vez aprobado el citado plan de acción se procedió a efectuar un análisis encaminado a definir las acciones iniciales a emprender, y que permitió identificar aquellos procesos de más importancia tanto para la estrategia del CSN como para la misión IRRS.

Es decir, dicha autoevaluación ha servido como base para la definición del plan de acción para la IRRS, elaborándose el documento *Acciones iniciales del Plan de acción*. IRRS que incluye la propuesta de planes de acción específicos para cada proceso, derivados del diagnóstico y análisis por procesos efectuado por las diferentes unidades organizativas.

Además, como consecuencia de la preparación de la citada misión IRRS, se ha iniciado el proyecto de actualización del *Sistema de gestión del CSN*. Los aspectos relacionados con este tema se reflejan en el apartado 12.1.4 *Plan de calidad interna* del presente informe.

Las acciones derivadas del informe sobre lecciones aprendidas del CSN en relación con el suceso de

degradación de las tuberías del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II es otro de los temas que ha marcado el trabajo efectuado por el CSN a lo largo del año 2006.

Cabe destacar que tanto las acciones del *Plan de acción* de la IRRS como las derivadas del informe sobre lecciones aprendidas del incidente de la central Vandellós II, forman parte del *Plan anual de trabajo*.

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. Este tema se desarrolla en el apartado 12.1.5. *Plan de formación*.

12.1.1. Otras mejoras derivadas de las lecciones aprendidas en relación con el suceso de degradación de las tuberías de agua del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II, desde el punto de vista de gestión y mejora del proceso regulador

El 28 de junio de 2005, la Ponencia de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio, encargada del *Informe anual* de las actividades realizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear, aprobó, entre otras, una resolución por la que se insta al Consejo a encargar una evaluación internacional independiente y detallada de su informe de lecciones aprendidas sobre el suceso de Vandellós II.

En cumplimiento de esta resolución, se encargó a la Agencia de la Energía Nuclear de la OCDE la formación de un grupo de expertos internacionales para que llevara a cabo la evaluación del citado *Informe de lecciones aprendidas*. Por tanto en octubre del año 2005 el CSN solicitó a la NEA que un grupo de expertos procediera a la revisión del informe elaborado por el propio CSN, sobre las

lecciones aprendidas en relación con el suceso de la central nuclear Vandellós II, que tuvo lugar en agosto de 2004.

Los días 22 y 23 de noviembre de 2005 se llevaron a cabo las primeras reuniones del grupo de expertos, así como las entrevistas preparatorias con los miembros del pleno y del cuerpo técnico. El informe oficial fue publicado por la NEA con fecha 3 de marzo de 2006. Ese mismo día, sus autores lo presentaron formalmente al Pleno del Consejo y a todo el personal. En la tabla 12.1 se muestra un resumen de las citadas acciones.

Todo lo relacionado con Vandellós II se encuentra en los apartados 1.1.1.6.4, 1.1.1.6.5 y 1.1.2.6 de este informe.

12.1.2. Planificación y seguimiento

En cuanto al análisis del cumplimiento del *Plan estratégico 2005-2010*, cabe mencionar que en el año 2006, en su conjunto todos los objetivos estratégicos del plan experimentaron un avance en mayor o menor medida.

Durante el año 2006 se han dedicado 26.703 horas a planificación y gestión, lo que supone alrededor del 6% de las horas totales imputadas (418.258).

El 15 de febrero, el Consejo aprobó el *Plan anual de trabajo* (PAT) para el año 2006. En respuesta a los requerimientos del Consejo, y una vez finalizado el primer semestre del año, se procedió a la revisión del PAT 2006. Dicha revisión supuso la inclusión de las acciones derivadas de la misión IRRS, de las acciones previstas en el informe realizado por WENRA así como de aquellas acciones derivadas de las recomendaciones del informe realizado por el comité consultor de la NEA, que evaluó el informe de lecciones aprendidas del incidente de la central nuclear Vandellós II.

Tabla 12.1. Acciones sugeridas por el equipo consultor de la NEA

Acción
1. El CSN debería, mediante una comparación, identificar las diferencias entre su programa regulador y los procesos y herramientas de supervisión asociados y los de su programa de referencia (NRC), teniendo en cuenta también buenas prácticas reguladoras aplicadas en otros lugares, especialmente por parte de otros reguladores nucleares de la Unión Europea.
2. La revisión de la supervisión reguladora del CSN según la sugerencia nº 1 debería utilizar un enfoque sistemático y global, yendo más allá de las debilidades específicas reveladas por el suceso de Vandellós.
3. La comparación y la revisión sugeridas en el punto 1 anterior incluyen un análisis en profundidad de las causas de cualquier debilidad y laguna identificada en el programa de supervisión del CSN.
4. El CSN debería desarrollar directrices internas claras para el inicio y la realización de autoevaluaciones, así como proporcionar directrices para actividades de comunicación relacionadas con el público.
5. El CSN debería convertir las acciones recomendadas en un plan de acción específico con prioridades, responsabilidades y recursos asociados a las diferentes tareas identificadas, así como puntos de referencia para la finalización de tareas y para la evaluación de la efectividad de las acciones realizadas.
6. El programa de acción del CSN al que se hace referencia en la sugerencia nº 5 debería comenzar con actividades, como seminarios y cursos de formación internos, dirigidas a crear una comprensión común en el CSN de las debilidades actuales en la supervisión reguladora del CSN y cómo éstas están ancladas en las actitudes predominantes y en los procesos internos de toma de decisiones.
7. El CSN debería requerir que todas las centrales nucleares españolas (siempre y cuando el CSN no lo haya hecho ya) realicen evaluaciones de seguridad y revisiones internas sistemáticas de diseños no convencionales para garantizar que las normas y los programas de inspección interna que se les aplican son adecuados, teniendo en cuenta la experiencia internacional pertinente.
8. El CSN debería revisar de forma apropiada sus requisitos reguladores en relación con los programas de inspección internos del titular para garantizar una cobertura satisfactoria de mecanismos potenciales de degradación y otras desviaciones inesperadas de la actuación prevista en sistemas importantes para la seguridad, utilizando un enfoque exhaustivo.
9. El CSN debería realizar una revisión crítica de su programa de revisión de seguridad periódico para garantizar que incluye reexámenes e inspecciones exhaustivas de sistemas importantes de riesgo, para proporcionar garantías de que continuarán cumpliendo los objetivos de diseño originales.
10. El CSN debería comparar su marco jurídico regulador y sus procesos de supervisión asociados modificados como se sugiere, para garantizar que se habrían identificado en un momento inicial las debilidades reveladas por el suceso de Vandellós y que se habrían iniciado acciones correctoras apropiadas antes de que se hubiera producido cualquier degradación grave de la seguridad de la central.
11. El CSN debería reevaluar y desarrollar su supervisión reguladora de la gestión de la seguridad del titular para hacerla más exhaustiva, basándose en la experiencia internacional para adoptar métodos que funcionarían de forma efectiva en España.
12. El CSN debería revisar la forma en la que obtiene, analiza, documenta y reacciona a información relacionada con la seguridad comunicada por los titulares de las centrales nucleares, tanto como parte del proceso de supervisión normal del CSN como en el caso de sucesos inesperados.
13. El CSN debería seguir prestando atención a la implicación de su gestión en las actividades de inspección sobre el terreno, introduciendo mejoras donde sea apropiado.
14. La revisión propuesta en el Informe sobre lecciones aprendidas de las instrucciones y directrices reguladoras del CSN en relación con la gestión de sucesos en las centrales nucleares españolas debería tener un alcance lo suficientemente grande como para incluir varios elementos pertinentes (véase texto completo en el punto 3.2.2).
15. El Pleno debería iniciar una revisión interna de sus procesos de trabajo y de los de la Secretaría General, identificando y poniendo en práctica acciones para garantizar y facilitar el funcionamiento efectivo del Pleno, la Secretaría General y los directores técnicos en relación con la toma de decisiones reguladoras, así como con la gestión interna del CSN.

Tabla 12.1. Acciones sugeridas por el equipo consultor de la NEA (continuación)

Acción
16. El CSN debería considerar el valor añadido de tener un grupo asesor de expertos técnicos, como el presente en muchos organismos reguladores nucleares extranjeros, para proporcionar asesoramiento técnico independiente al Pleno sobre cuestiones de seguridad.
17. El CSN debería evaluar las diferentes formas en las que interactúa con los titulares, para garantizar que existen políticas y directrices internas apropiadas para los diferentes tipos de interacciones e intercambios de información entre el CSN y los titulares (esta evaluación debe coordinarse con la revisión sugerida en el n° 12).
18. Al desarrollar una política y una estrategia de información proactivas, como propone el <i>Informe sobre lecciones aprendidas del CSN y apoyo al equipo de revisión</i> , el CSN debería basarse en la experiencia disponible a través del CNRA y el Grupo de Trabajo sobre Comunicación Pública de Organizaciones de Normativa Nuclear (WGPC) de la NEA.
19. Se debería incluir en la política y estrategia de información del CSN una clara distinción entre las funciones respectivas del titular y del CSN a la hora de comunicar información al público, y comunicar a los titulares la función que se espera de ellos.

Como mecanismo de seguimiento del *Plan anual de trabajo* se dispone de un cuadro de mando, que irá recogiendo los valores numéricos de los indicadores de seguimiento establecidos para las actividades

más significativas del PAT. Estos valores se comparan con los objetivos previamente establecidos. Los valores del cuadro de mando para el año 2006 se incluyen en las tablas 12.2, 12.3 y 12.4.

Tabla 12.2. Cuadro de mando, instalaciones nucleares y centro de Saelices

Indicador	Denominación	Valores globales	Objetivo
NI 1	Número y porcentaje de inspecciones realizadas, con relación al total previsto anual	231-138%	Realizar el número previsto en el PAT
NI 2	Número y porcentaje del total de inspecciones programadas en el año que han sido realizadas	156-93%	Realizar las inspecciones específicamente previstas en el PAT
NI 3	Número y porcentaje del programa base de inspección que ha sido realizado	108-100%	Realizar todas las del programa básico incluidas en el PAT
NI 4	Grado de dedicación a la inspección de instalaciones nucleares	57.571-115%	Alcanzar un valor \geq 50.000 horas al año
NE 1	Número y porcentaje de solicitudes dictaminadas con relación al total previsto anual	79-75%	Emitir el número previsto en el PAT
NE 2	Número y porcentaje del total de solicitudes dictaminadas que han cumplido con los plazos establecidos	75-95% (75/79)	100% (conforme a los plazos establecidos en el PG.II.05)
NE 3	Número y porcentaje del total de solicitudes pendientes de dictaminar que exceden de los plazos establecidos	2-3% (2/61)	0% (conforme a los plazos establecidos en el PG.II.05)
NE 4	Número y porcentaje del total de solicitudes que han quedado pendientes de dictaminar, y que han superado su plazo objetivo	9-26% (9/35)	0% (cuatro meses para solicitudes de importancia alta, con documentación de calidad aceptable y de titulares con fiabilidad alta. Seis para el resto)

Tabla 12.3. Cuadro de mando, instalaciones radiactivas

Indicador	Denominación	Valores globales	Objetivo
RI 1	Número y porcentaje de inspecciones de control con relación al total previsto anual	1.227-91%	Realizar el número previsto en el PAT
RI 2	Número y porcentaje de inspecciones de licenciamiento realizadas con relación al total previsto anual	132-136%	Realizar el número previsto en el PAT
RI 3	Número total de apercibimientos (a) y ratio trimestral (a)/inspecciones de control	75-0,07%	NA
RI 4	Grado de dedicación a la inspección de instalaciones radiactivas de cursos homologados y de transportes radiactivos en su conjunto, definido como el número de inspecciones de cada tipo ponderado	8.141-92%	Alcanzar un valor anual ≥ 8.850
RE 1	Número y porcentaje de solicitudes dictaminadas o archivadas, con relación al total previsto anual	367-94%	Emitir el número previsto en el PAT
RE 2	Número y porcentaje del total de solicitudes dictaminadas o archivadas, que han cumplido con los plazos establecidos	249-68% (249/367)	100% (conforme a los plazos establecidos en el PG.II.05)
RE 3	Número y porcentaje del total de solicitudes pendientes de dictaminar, que exceden de los plazos establecidos	42-27% (42/155)	0% (conforme a los plazos establecidos en el PG.II.05)

Tabla 12.4. Cuadro de mando, emergencias

Indicador	Denominación	Valores globales	Objetivo
ETS	Tiempo medio, expresado en minutos, de activación de la totalidad de los miembros de los retenes en los simulacros de emergencia	7,9	Alcanzar un valor medio anual ≤ 30 minutos
ETR	Tiempo medio, expresado en minutos, de activación de la totalidad de los miembros de los retenes en emergencias reales	21,5	Alcanzar un valor medio anual ≤ 30 minutos
ECS	Calidad de respuesta en los simulacros de emergencia en el período considerado, definido como $(36 \times \bar{r} - 12 \times s)$, donde $\bar{r} = \frac{1}{n} \sum r_i$, $r_i = \frac{60}{t_i} - 1$, $s = \sqrt{\frac{\sum (r_i - \bar{r})^2}{n-1}}$, siendo n el número de simulacros realizados en el primer semestre y t_i los tiempos, expresados en minutos, de activación de la totalidad de los miembros de los retenes en cada simulacro	341	Alcanzar un valor anual ≥ 36
ECR	Calidad de respuesta en emergencias reales en el período considerado, definido como $(105 \times \bar{r} - 35 \times s)$, donde $\bar{r} = \frac{1}{n} \sum r_i$, $r_i = \frac{60}{t_i} - 1$, $s = \sqrt{\frac{\sum (r_i - \bar{r})^2}{n-1}}$, siendo n el número de emergencias reales producidas en el primer semestre y t_i los tiempos, expresados en minutos, de activación de la totalidad de los miembros de los retenes en cada emergencia real producida	171	Alcanzar un valor anual ≥ 105 (en el caso de que los valores de r_i fuesen < 0 en más de un 20% de los casos, al indicador se le asignaría un valor 0)

12.1.3. Plan de Calidad Interna

Durante el año 2006 se han dedicado 7.131 horas a calidad interna lo que supone un 1,7% de las horas totales imputadas.

A continuación se indican las actividades realizadas:

Se han aprobado 43 procedimientos, de los cuales cuatro son de gestión (uno del SICS), 26 son técnicos (25 del SISC) y 13 administrativos (seis del SISC). Se han revisado siete procedimientos (seis de gestión y uno administrativo) mediante sendas notificaciones de cambio en documentos de calidad. Por otra parte, se ha elaborado el *Programa de procedimientos*, basado en el documento *acciones iniciales del Plan de acción IRRS*.

Se ha actualizado el *Manual de organización y funcionamiento* (MOF) del CSN con las revisiones realizadas por los propietarios de cada capítulo. Está pendiente de aprobación por el Consejo.

Como consecuencia de la preparación de la misión IRRS, se ha iniciado el proyecto de actualización del *Sistema de gestión del CSN*, en el que se incluye la revisión del *Manual de calidad*, para lo cual se procedió a finales de octubre a la contratación de una empresa consultora. Las acciones llevadas a cabo son las siguientes:

- Análisis de la situación actual.
- Elaboración del *Plan de trabajo*.
- Actualización del mapa de procesos
- Primera edición de las fichas descriptivas de todos los procesos
- Se ha iniciado la redacción del *Manual de gestión* y se dispone de una propuesta de metodología para la gestión de indicadores del cuadro de mando.

Se ha realizado una auditoria interna a la Subdirección de Protección Radiológica Operacional (SRO) referida al fichero banco dosimétrico. El informe de la auditoria se ha distribuido al secretario general, al director técnico de protección radiológica, al coordinador técnico de la Subdirección de Protección Radiológica Operacional (SRO) y a la jefa de Área de Protección Radiológica de los Trabajadores (APRT).

12.1.4. Plan de sistemas de información

Se ha puesto en servicio una aplicación telemática que permite enviar y validar *on line* datos y calendarios correspondientes al *Plan de vigilancia radiológica ambiental*. Asimismo, se ha desarrollado un entorno de colaboración para compartir documentación entre los participantes en el estudio epidemiológico que está realizando el Instituto de Salud Carlos III por encargo del CSN.

Se ha dado un importante impulso al desarrollo, mantenimiento e implantación del sistema de indicadores de las centrales nucleares españolas. Este sistema, junto con el de hallazgos de inspección, conforman el sistema integral de seguimiento de las centrales nucleares (SISC).

Así mismo, se ha puesto en servicio un nuevo sistema de gestión de licencias, el sistema de envío telemático, envío telemático de datos de licencias de operadores gestionado por el SCAR (Servei de Coordinació D'Activitats Radioactives) de Cataluña. Se ha desarrollado e implantado un nuevo Sistema de Gestión de Incidentes Operativos (FIO).

Se ha puesto en servicio un acceso para los usuarios del correo electrónico interno desde Internet, y se ha puesto en marcha un sistema de inventario de equipos de red y de distribución de *software* automatizado.

Se han instalado 143 ordenadores personales, 14 portátiles, nueve impresoras de distintos tipos,

tres escáneres y ocho servidores. Así mismo, se han atendido 2.393 incidencias.

Se ha iniciado la sustitución del cableado estructurado del edificio con el fin de conseguir una electrónica de red con un caudal de 1 GB. También se ha realizado la migración del sistema de correo a Exchange 2003. Se han migrado las bases de datos Oracle a la nueva versión 10g, y se ha iniciado la migración del sistema operativo de red a Windows 2003.

12.1.5. Plan de formación

La formación tiene una especial importancia en una organización con las características del CSN debido a los cambios tecnológicos, de organización y procedimientos que se producen en las áreas que competen a su actividad y desarrollo.

En el año 2005 se implantó por primera vez un nuevo modelo de *Plan de formación*, alineado con los objetivos del *Plan estratégico*, agrupándose en seis grandes áreas, identificándose éstas con las líneas de formación básicas del organismo. Las áreas cubiertas por el Plan son las siguientes:

- Técnica en seguridad nuclear.
- Técnica en protección radiológica.
- Desarrollo de habilidades directivas, organización y comunicación.
- Normativa, administrativa y de gestión.
- Sistemas de información.
- 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 2006.

El esfuerzo formativo realizado por el CSN se orientó, de una parte, a la dotación y actualización de conocimientos en las áreas de seguridad nuclear y protección radiológica, de desarrollo de habilidades directivas y de gestión administrativa; y, de otra, al desarrollo de programas específicos de enseñanza de los idiomas: inglés, francés y alemán, así como de procesos de formación sobre el manejo de herramientas y recursos informáticos por parte del personal del CSN.

Al final del ejercicio, la actuación formativa del CSN registró 1.018 asistentes, alcanzando una media de 2,30 asistencias por persona.

El número global de horas dedicadas a la formación del personal fue de 51.338 horas con un coste total de 493.798,41 euros.

Asimismo, se continuó promoviendo la presencia del Consejo en foros (congresos, reuniones, seminarios...) nacionales e internacionales relacionados con su ámbito funcional y competencial.

12.2. Gestión de recursos humanos

12.2.1. Altos cargos

Ceses

Por Real Decreto 1237/2006, de 27 de octubre, se dispuso el cese de María Teresa Estevan Bolea como presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, al cumplir la edad reglamentaria establecida en la *Ley de Creación del CSN*.

Por Real Decreto 1447/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el cese de José Ángel Azuara Solís como consejero.

Por Real Decreto 1448/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el cese de Paloma Sendín de Cáceres como consejera.

Por Real Decreto 1449/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el cese de Carmen Martínez Ten como consejera.

Nombramientos

Por Real Decreto 1450/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el nombramiento de Carmen Martínez Ten como presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear.

Por Real Decreto 1451/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el nombramiento de Antonio Colino Martínez como consejero.

Por Real Decreto 1452/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el nombramiento de Luis Gámir Casares como consejero.

Por Real Decreto 1453/2006, de 1 de diciembre, se dispuso el nombramiento de Francisco Fernández Moreno como consejero.

En la reunión de constitución del nuevo Consejo celebrada el día 4 de diciembre de 2006, se designó a Luis Gámir Casares como vicepresidente del CSN.

12.2.2. Personal funcionario

A lo largo del año se convocaron procesos selectivos para la provisión de siete puestos por el sistema de libre designación.

Escala superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica:

Por Resolución de 16 de mayo de 2006 fueron nombrados funcionarios de carrera de la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica los dos aspirantes que superaron las pruebas selectivas convocadas por Resolución de 11 de mayo de 2005.

Por Resolución de 24 de marzo de 2006 fueron nombrados por promoción interna funcionarios de carrera de la Escala Superior del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica los dos aspirantes que superaron las pruebas selectivas convocadas por Resolución de 12 de agosto de 2005.

El CSN realizó un estudio y una aplicación que desarrolla un modelo de reconocimiento de la experiencia en la carrera profesional de los funcionarios del organismo.

12.2.3. Medios humanos

A 31 de diciembre de 2006, el total de efectivos en el Organismo ascendía a 442 personas, según se detalla en la tabla 12.13.

El número de mujeres en el Consejo de Seguridad Nuclear representa el 47,74 del total de la plantilla.

En la figura 12.1 se presenta la cualificación de la plantilla y en la figura 12.2 la distribución del personal del Organismo por edades.

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

Figura 12.1. Titulación del personal del CSN

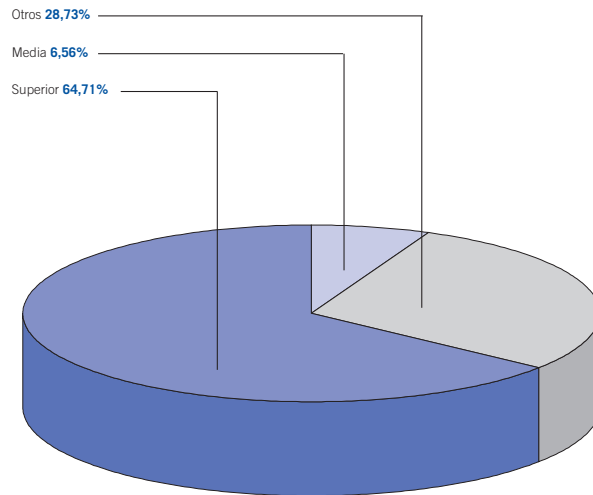
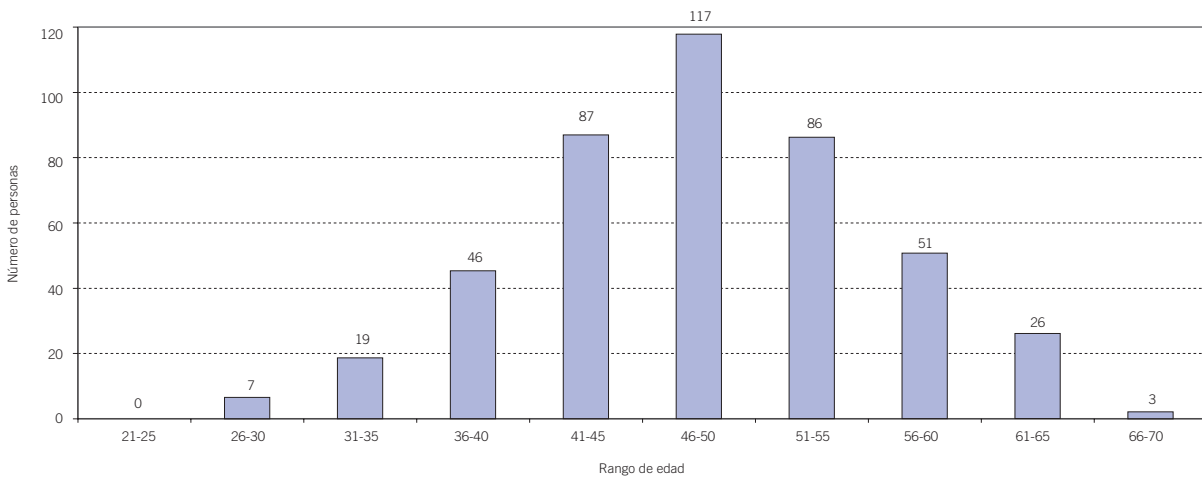


Figura 12.2. Distribución por edad del personal del CSN



12.3.1. Aspectos presupuestarios

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio de 2006, se cifró en un total de 41.432 miles de euros. Este presupuesto inicial experimentó un incremento por las modificaciones presupuestarias realizadas en el ejercicio de 454 miles de euros, siendo el presupuesto final de 41.885 miles de euros.

Con respecto al ejercicio anterior, tanto el presupuesto inicial como el definitivo experimentaron una variación a la baja del 5,23% y del 4,09% respectivamente (tabla 12.5) debido a los presupuestos de gastos del capítulo VI inversiones reales y VII transferencias de capital que bajaron considerablemente, por lo que no fue necesario la financiación con remanente de tesorería que pasó de 5.259,19 miles de euros a 299.

Tabla 12.5. Presupuestos iniciales y definitivos de 2005 y 2006 (euros)

Presupuesto	Ejercicio 2005	Ejercicio 2006	Variación %
Presupuesto inicial	43.598.250,00	41.431.700,00	-5,23
Presupuesto definitivo	43.598.250,00	41.885.258,00	-4,04

Tabla 12.5.1. Ejecución del presupuesto de ingresos 2005 y 2006 (euros)

Capítulos	Previsiones	Previsiones	Variación	Derechos	Derechos	Variación
	definitivas 2005 (1)	definitivas 2006 (2)	% (2)-(1)/(2)	reconocidos netos 2005 (3)	reconocidos netos 2006 (4)	% (4)-(3)/(4)
III Tasas y precios públicos	32.825.590,00	36.069.958,00	8,99	31.479.647,32	35.925.697,44	12,38
IV Transferencias corrientes	4.931.470,00	5.030.100,00	1,96	4.920.321,47	5.029.117,20	2,16
V Ingresos patrimoniales	377.710,00	277.710,00	-36,01	324.316,93	446.835,47	27,42
VI Enajenación de inversiones reales	630,00	650,00	3,08		6.570,38	-100,00
VII Transferencias de capital	123.660,00	126.130,00	1,96	123.660,00	126.129,96	1,96
VIII Activos financieros	5.339.190,00	380.710,00	-1.302,43	70.471,37	64.990,57	-8,43
Total	43.598.250,00	41.885.258,00	-4,09	36.918.417,09	41.599.341,02	11,25

Tabla 12.5.2. Ejecución del presupuesto de gastos 2005 y 2006 (euros)

Capítulos	Créditos	Créditos	Variación	Obligaciones	Obligaciones	Variación
	definitivos 2005 (1)	definitivos 2006 (2)	% (2)-(1)/(2)	reconocidas netas 2005 (3)	reconocidas netas 2006 (4)	% (4)-(3)/(4)
I Gastos de personal	22.941.090,00	23.320.540,00	1,63	21.040.799,72	21.552.392,39	2,37
II Gastos en bienes corrientes y servicios	11.302.775,00	11.491.820,00	1,65	10.740.897,23	9.916.124,71	-8,32
III Gastos financieros	2.000,00	2.000,00	0,00	1.713,33	0,00	
IV Transferencias corrientes	2.235.965,00	2.574.920,00	13,16	2.102.774,13	2.030.631,71	-3,55
VI Inversiones reales	4.391.970,00	2.906.038,00	-51,13	3.779.769,52	2.663.273,47	-41,92
VII Transferencias de capital	2.640.090,00	1.505.580,00	-75,35	2.486.193,97	1.339.569,21	-85,60
VIII Activos financieros	84.360,00	84.360,00	0,00	64.338,56	45.896,50	-40,18
Total	43.598.250,00	41.885.258,00	-4,09	40.216.486,46	37.547.887,99	-7,11

12.3.1.1. Ejecución del presupuesto de ingresos

La ejecución del presupuesto de ingresos en sus distintas fases, a nivel de artículos y capítulos, queda reflejada en la tabla 12.6. La variación de la ejecución de ingresos respecto al año anterior ha sido del 11,25%, tal como se refleja en la tabla 12.5.1. El grado de ejecución por capítulos, eliminada la incidencia del remanente de tesorería, se refleja en tabla 12.7.

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 41.599 miles de euros, de los que 41.534 miles de euros, (99,84%), correspondieron a operaciones no financieras. Del total de Derechos Reconocidos Netos, 35.926 son capítulo III (tasas, precios públicos y otros ingresos) que sobre las previsiones definitivas de 36.070 suponen una ejecución del 99,60%.

Tabla 12.6. Ejecución del presupuesto de ingresos del CSN. Ejercicio 2006 (euros)

Artículo	Denominación	Previsiones definitivas	Derechos reconocidos	Derechos anulados	Derechos reconocidos netos	Derechos ingresados	Devolución de ingresos presupuestarios	Derechos ingresados netos	Deudores
30	Tasas	32.038.408,00	35.701.927,60	11.891,38	35.691.987,89	35.351.152,28	77,30	35.351.074,98	338.961,24
31	Precios públicos	3.800.000,00							
38	Reintegros		66.590,25		66.590,25	64.388,11		64.388,11	2.202,14
39	Otros ingresos	231.550,00	167.733,16	1.134,30	167.119,30	144.317,10	223,53	144.093,57	22.505,29
	Total capítulo III	36.069.958,00	35.936.251,01	13.025,68	35.925.697,44	35.559.857,49	300,83	35.559.556,66	363.668,67
40	Transf.de Admon. del Estado	4.968.900,00	4.968.900,00		4.968.900,00	4.968.900,00		4.968.900,00	
45	Transf. de CCAA	61.200,00	60.217,20		60.217,20	60.217,20		60.217,20	
	Total capítulo IV	5.030.100,00	5.029.117,20		5.029.117,20	5.029.117,20		5.029.117,20	
52	Intereses de depósito	277.710,00	446.835,47		446.835,47	293.607,50		293.607,50	153.227,97
	Total capítulo V	277.710,00	446.835,47		446.835,47	293.607,50		293.607,50	153.227,97
61	Enajenación de inv. reales	650,00				0,00			
68	Enaj inv. reales de ej. cerrados		6.570,38		6.570,38	6.570,38		6.570,38	
	Total capítulo VI	650,00	6.570,38		6.570,38	6.570,38		6.570,38	
70	De Admon. del Estado	126.130,00	126.130,00	0,04	126.129,96	126.129,96		126.129,96	
	Total capítulo VII	126.130,00	126.130,00	0,04	126.129,96	126.129,96		126.129,96	
83	Reint. préstamos fuera S.P.	81.600,00	64.990,57		64.990,57	61.443,40		61.443,40	3.547,17
87	Remanente de tesorería	299.110,00							
	Total capítulo VIII	380.710,00	64.990,57		64.990,57	61.443,40		61.443,40	3.547,17
	Total general	41.885.258,00	41.609.894,63	13.025,72	41.599.341,02	41.076.725,93	300,83	41.076.425,10	520.443,81

Tabla 12.7. Ejecución por capítulos del presupuesto de ingresos. Ejercicio 2006 (euros)

Capítulos	Previsiones finales (1)	Derechos reconocidos netos (2)	Derechos ingresados netos (3)	% 2/1	% 3/2	% 3/1	% 3/4
III	36.069.958,00	35.925.697,44	35.559.556,66	99,60	98,98	98,58	86,57
IV	5.030.100,00	5.029.117,20	5.029.117,20	99,98	100,00	99,98	12,24
V	277.710,00	446.835,47	293.607,50	160,90	65,71	105,72	0,71
VI	650,00	6.570,38	6.570,38				
VII	126.130,00	126.129,96	126.129,96	100,00	100,00	100,00	0,31
VIII	81.600,00	64.990,57	61.443,40	79,65	94,54	75,30	0,15
Totales	41.586.148,00	41.599.341,02	41.076.425,10	100,03	98,74	98,77	100,00

Las transferencias corrientes de 5.029 miles de euros sobre unas previsiones definitivas de 5.030 miles de euros alcanzan una ejecución del 99,98%. Tanto la *Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, como la *Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN*, atribuyen a este ente público funciones en materia de protección radiológica del público y del medio ambiente. La realización de estas funciones no constituye, sin embargo, un hecho imponible que dé lugar al devengo de una tasa, por lo que la financiación de estas actividades se hace con cargo a los Presupuestos Generales del Estado.

Por otra parte, los derechos ingresados netos alcanzaron la cantidad de 41.076 miles de euros, de los que 35.560 miles correspondieron al capítulo III tasas y otros ingresos, lo que supuso un 86,57% con respecto a los ingresos totales y un 98,58% con respecto a las previsiones presupuestarias del citado capítulo, tal y como se refleja en la tabla 12.7 y 12.6.

12.3.1.2. Ejecución del presupuesto de gastos

En la tabla 12.8 se desglosa por capítulos y artículos la gestión, en sus distintas fases, del presupuesto de gastos del CSN. La variación de la ejecución del presupuesto de gastos respecto al año anterior ha sido del 7,11% tal como se refleja en la tabla 12.5.2.

En la tabla 12.9 se incluyen las obligaciones reconocidas por capítulos, así como el grado de ejecución del presupuesto de gastos del CSN.

Los compromisos adquiridos, por importe de 38.241 miles de euros, supusieron un 92,30% de las previsiones presupuestarias definitivas, tal y como se refleja en la tabla 12.8.

Es de destacar que el total de obligaciones reconocidas ascendió a la cantidad de 37.548 miles de euros, lo que supuso un 89,64% de ejecución

sobre el presupuesto definitivo de 41.885 miles de euros, tabla 12.9.

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 12.10).

Como se puede apreciar, los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que representaron el 58,52% 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 (27,98%), cuyos componentes fundamentales fueron los servicios de profesionales independientes, los gastos de mantenimiento y las comunicaciones.

En tercer lugar están las transferencias y subvenciones 9,14% que recogen las transferencias a comunidades autónomas, las subvenciones para la seguridad nuclear y protección radiológica, becas posgraduados y transferencias al exterior.

En cuarto lugar figuran las dotaciones para las amortizaciones 5,20%.

Por último, el resto de los gastos que no tienen representación recoge las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

En cuanto a los ingresos, la tasa por servicios prestados fue la principal fuente de financiación del CSN, representando un 85,93% del total, correspondiendo el restante 14,07% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

Tabla 12.8. Ejecución del presupuesto de gastos del CSN año 2006 (euros)

Artículo	Denominación	Crédito inicial	Modificaciones	Crédito final	Gastos comprometidos	Total obligaciones	Remanente de crédito	Total de pagos
10	Altos cargos	717.440,00		717.440,00	716.133,97	716.133,97	1.306,03	716.133,97
11	Personal eventual Gabinete	1.070.820,00		1.070.820,00	997.700,44	997.700,44	73.119,56	997.700,44
12	Funcionarios	13.370.520,00		13.370.520,00	12.290.749,28	12.290.749,28	1.079.770,72	12.290.749,28
13	Laborales	2.368.890,00		2.368.890,00	1.906.424,45	1.906.424,45	462.465,55	1.906.424,45
15	Incentivo rendimiento	1.653.470,00		1.653.470,00	2.009.198,78	2.009.198,78	-355.728,78	2.009.198,78
16	Cuotas sociales	4.139.400,00		4.139.400,00	3.663.768,68	3.632.185,47	507.214,53	3.632.185,47
	Total capítulo I	23.320.540,00		23.320.540,00	21.583.975,60	21.552.392,39	1.768.147,61	21.552.392,39
20	Arrendamientos	456.700,00		456.700,00	382.626,55	376.039,48	80.660,52	376.039,48
21	Reparación y conservación	1.335.200,00	23.000,00	1.358.200,00	1.207.097,60	1.143.825,68	214.374,32	1.143.825,68
22	Materiales, suministros y otros	7.869.000,00	230.000,00	8.099.000,00	7.323.061,65	6.820.491,13	1.278.508,87	6.820.491,13
23	Indemnización por razón del servicio	1.165.920,00	52.000,00	1.217.920,00	1.297.666,03	1.297.666,03	-79.746,03	1.297.666,03
24	Gastos publicaciones	360.000,00		360.000,00	309.544,54	278.102,39	81.897,61	278.102,39
	Total capítulo II	11.186.820,00	305.000,00	11.491.820,00	10.519.996,37	9.916.124,71	1.575.695,29	9.916.124,71
35	Intereses demora y otros gastos fijos	2.000,00		2.000,00			2.000,00	
	Total capítulo III	2.000,00		2.000,00			2.000,00	
44	A empresas públicas y otros estamentos	230.000,00		230.000,00	200.500,00	197.585,02	32.414,98	197.585,02
45	A comunidades autónomas	1.512.400,00		1.512.400,00	1.173.758,30	1.173.758,30	338.641,70	1.173.758,30
48	A famil. e instituciones sin fin de lucro	310.000,00		310.000,00	170.814,55	170.814,55	139.185,45	170.814,55
49	Al exterior	507.520,00	15.000,00	522.520,00	488.473,84	488.473,84	34.046,16	488.473,84
	Total capítulo IV	2.559.920,00	15.000,00	2.574.920,00	2.033.546,69	2.030.631,71	544.288,29	2.030.631,71
62	Inversión nueva	1.773.750,00	-36.442,00	1.737.308,00	1.466.985,27	1.440.625,26	296.682,74	1.440.625,26
63	Inversión de reposición	713.550,00		713.550,00	785.344,13	783.701,57	-70.151,57	783.701,57
64	Inversiones de carácter inmaterial	455.180,00		455.180,00	458.663,21	438.946,64	16.233,36	438.946,64
	Total capítulo VI	2.942.480,00	-36.442,00	2.906.038,00	2.710.992,61	2.663.273,47	242.764,53	2.663.273,47
71	A organismos autónomos		304.737,00	304.737,00	304.737,00	304.737,00		304.737,00
74	A organismos públicos	850.000,00	-243.182,00	606.818,00	606.817,94	606.817,94	0,06	606.817,94
77	A empresas privadas	150.000,00	51.599,00	201.599,00	201.598,50	201.598,50	0,50	201.598,50
78	A fam. e inst. s/fines de lucro	183.010,00	113.352,00	296.362,00	160.261,46	153.362,00	143.000,00	153.362,00
79	Al exterior	152.570,00	-56.506,00	96.064,00	73.053,77	73.053,77	23.010,23	73.053,77
	Total capítulo VII	1.335.580,00	170.000,00	1.505.580,00	1.346.468,67	1.339.569,21	166.010,79	1.339.569,21
83	Concesión préstamo fuera S.P.	81.360,00		81.360,00	45.896,50	45.896,50	35.463,50	45.896,50
84	Constitución de fianzas	3.000,00		3.000,00			3.000,00	
	Total capítulo VIII	84.360,00		84.360,00	45.896,50	45.896,50	38.463,50	45.896,50
	Total general	41.431.700,00	453.558,00	41.885.258,00	38.240.876,44	37.547.887,99	4.337.370,01	37.547.887,99

El resultado del ejercicio arroja un saldo positivo de 4.700 miles de euros.

12.3.2.2. Balance de situación

El balance de situación (tabla 12.11), 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 2006, figura en la tabla 12.12.

Tabla 12.9. Grado de ejecución de las obligaciones reconocidas. Ejercicio 2006 (euros)

Capítulos	Crédito definitivo	Obligaciones reconocidas	% ejercicio
I Gastos de personal	23.320.540,00	21.552.392,39	92,42
II Gastos corrientes bienes servicios	11.491.820,00	9.916.124,71	86,29
III Gastos financieros	2.000,00		
IV Transferencias corrientes	2.574.920,00	2.030.631,71	78,86
Total operaciones corrientes	37.389.280,00	33.499.148,81	89,6
VI Inversiones reales	2.906.038,00	2.663.273,47	91,65
VII Transferencias de capital	1.505.580,00	1.339.569,21	88,97
Total operaciones de capital	4.411.618,00	4.002.842,68	90,73
VIII Activos financieros	84.360,00	45.896,50	54,41
Total operaciones financieras	84.360,00	45.896,50	54,41
Total general	41.885.258,00	37.547.887,99	89,64

Tabla 12.10. Cuenta de resultados. Ejercicio 2006 (euros)

Subgrupo	Denominación	Debe	Haber	%G	%I
64	Gastos de personal	21.553.229,10		58,52	
62	Servicios exteriores	10.303.402,84		27,98	
63	Tributos	56.271,09		0,15	
65	Transferencias y subvenciones	3.365.677,74		9,14	
66	Gastos financieros				
67	Pérdidas y gastos extraordinarios	58.578,99		0,16	
68	Dotación para amortizaciones	1.915.337,20		5,20	
69	Variación provisiones	-424.428,52		-1,15	
	Total grupo 6	36.828.068,44		100,00	
74	Tasas y precios públicos		35.684.288,56		85,93
75	Transferencias y subv. corrientes		5.155.247,16		12,41
76	Otros ingresos financieros		550.039,43		1,32
77	Otros ingresos gestión ordinaria		138.909,36		0,33
	Total grupo 7		41.528.484,51		100,00
	Resultado positivo	4.700.416,07			
	Total general	41.528.484,51	41.528.484,51		

Tabla 12.11. Balance de situación. Ejercicio 2006 (euros)

Activo		Pasivo	
Inmovilizado material		Fondos propios	
Terrenos y construcciones	20.503.953,04	Patrimonio	31.356.064,71
Instalaciones técnicas y maquinaria	5.712.333,24	Resultados de ejercicios anteriores	-2.338.953,03
Mobiliario y utillaje	2.918.475,85	Resultados del ejercicio	4.700.416,07
Otro inmovilizado material	5.584.216,85	Total fondos propios	33.717.527,75
Menos amortizaciones	-14.804.671,70	Acreedores a corto plazo	
Total inmovilizado material	19.914.307,28	Acreedores presupuestarios	331.825,51
Inmovilizado inmaterial		Acreedores no presupuestarios	1.477,32
Propiedad industrial	1.315,57	Administraciones públicas	674.051,91
Aplicaciones informáticas	5.680.028,76	Otros acreedores	552,44
Menos amortizaciones	-4.268.003,77	Fianzas y depósitos a corto plazo	24.200,00
Total inmovilizado inmaterial	1.413.340,56	Total acreedores a corto plazo	1.032.107,18
Inversiones financieras permanentes		Total general	34.749.634,93
Otras inversiones y créditos a largo plazo	3.932,32		
Total inversiones financieras permanentes	3.932,32		
Deudores			
Deudores presupuestarios	663.994,99		
Deudores no presupuestarios	9.244,41		
Menos provisiones	-143.323,49		
Total deudores	529.915,91		
Inversiones financieras temporales			
Otras inversiones y créditos a corto plazo	36.132,65		
Total inversiones financieras temporales	36.132,65		
Tesorería	12.838.784,26		
Ajustes por periodificación	13.221,95		
Total general	34.749.634,93		

Tabla 12.12. Composición interna del activo y pasivo. Ejercicio 2006 (euros)

Activo	Importe	%
Inmovilizado material	19.914.307,28	57,3
Inmovilizado inmaterial	1.413.340,56	4,1
Inversiones financieras permanentes	3.932,32	
Deudores	529.915,91	1,5
Inversiones financieras temporales	36.132,65	0,1
Tesorería	12.838.784,26	36,9
Ajustes por periodificación	13.221,95	
Total	34.749.634,93	99,9
Pasivo		
Fondos propios	33.717.527,75	97,0
Acreedores a largo plazo		
Acreedores a corto plazo	1.032.107,18	3,0
Total	34.749.634,93	100,0

Tabla 13.13. Distribución del personal del Consejo de Seguridad Nuclear a 31 de diciembre de 2005

	Consejo	Secretaría General	Direcciones técnicas	Total
Altos cargos	5	1	2	8
Funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica	3	16	187	206
Funcionarios de otras administraciones públicas	6	91	26	123
Personal eventual	17	1	0	18
Personal laboral	5	57	25	87
Totales	36	166	240	442

Anexo: lista de siglas y acrónimos

ANAV:	Asociación Nuclear Ascó – Vandellós II.	Enresa:	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A.
ATC:	Almacenamiento Temporal Centralizado.	ENSA:	Equipos Nucleares S.A.
ATI:	Almacenamiento Temporal Individualizado.	Enusa:	Empresa Nacional del Uranio S.A.
ATRRS:	Almacén Temporal de Residuos Radiactivos Sólidos.	ETF:	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
BWR:	Reactor nuclear de agua ligera en ebullición: <i>Boiling Water Reactor</i> .	Euratom:	Comunidad Europea de la Energía Atómica.
CCH:	Comité de Categorización de Hallazgos.	FIO:	Fichero de Incidentes Operativos.
CE:	Comunidad Europea.	FORO:	Foro Iberoamericano de Reguladores Radiológicos y Nucleares.
Ciemat:	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.	FUA:	Fábrica de Uranio de Andujar.
CLI:	Comité Local de Información.	GAE:	Grupo de Asesoramiento Externo.
Cnra:	Comité de actividades reguladoras de la NEA.	GJ:	Sistema de agua enfriada esencial de la central nuclear Vandellós II.
CRC:	Contador de Radiactividad Corporal.	HI-STORM:	Holtec International Storage and Transfer Operation Reinforced Module .
CRI:	Centro de Recuperación de Inertes.	IFSM:	Indicador de Funcionamiento de los Sistemas de Mitigación.
Crpph:	Comité de protección radiológica de la NEA.	INES:	Escala Internacional de Sucesos Nucleares: <i>International Nuclear Event Scale</i> .
CSN:	Consejo de Seguridad Nuclear.	INRA:	Asociación Internacional de Reguladores Nucleares: International Nuclear Regulators Association.
Csni:	Comité de seguridad de instalaciones de la NEA.	IR:	Instalación Radiactiva.
DLD:	Dosímetro electrónico de lectura directa.	IRRS:	International Regulatory Review Service.
DOE:	Department of Energy.	IS:	Instrucción del Consejo de Seguridad Nuclear.
DPT:	Contenedor de Doble Propósito: transporte y almacenamiento.	ISA:	Análisis Integrado de Seguridad.
DVD:	Disco Versátil Digital: <i>Digital Versatile Disc</i> .	ISC III:	Instituto de Salud Carlos III.
ECO:	Ministerio de Economía y Hacienda.	ISO:	Organización Internacional para la Estandarización: International Organization for Standardization.
Ecurie:	Ejercicio internacional de la Unión Europea.	ITC:	Instrucción Técnica Complementaria.
EEUU:	Estados Unidos.	KJ:	Sistema de agua de refrigeración de los motores de los generadores diesel de emergencia de la central nuclear Vandellós II.
EF:	Sistema de agua de servicios esenciales de la central nuclear de Vandellós II.	LLNL:	Livermore National Laboratory.
EG:	Sistema de agua de refrigeración de componentes de la central nuclear Vandellós II.	MCDE:	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior.

MITYC:	Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.	REA:	Red de Estaciones Automáticas.
NEA:	Agencia de Energía Nuclear de la OCDE: Nuclear Energy Agency.	Redradna:	Red nacional de radiación natural.
NLC:	Comité de de derecho nuclear de la NEA.	REM:	Red de Estaciones de Muestreo.
NRC:	Organismo regulador de Estados Unidos: Nuclear Regulatory Commission.	ROP:	Reactor Oversight Process de la NRC.
NSC:	Comité de ciencias nucleares de la NEA.	RPS:	Revisión Periódica de Seguridad.
OCDE:	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.	RWMC:	Comité de gestión de residuos radiactivos de la NEA.
OIEA:	Organismo Internacional de Energía Atómica.	Salem:	Sala de Emergencias del CSN.
OSPAR:	Convención Oslo-París para la protección del medio ambiente marino del Atlántico Norte-Este.	SC:	Comité de dirección de la NEA: Steering Committee.
PAC:	Programa de Acciones Correctoras.	SCAR:	Servicio de Coordinación de Actividades Radiactivas de la Generalidad de Cataluña.
PAT:	Plan Anual de Trabajo del CSN.	SDPE:	Servicio de Dosimetría Personal Externa.
PBI:	Programa Base de Inspección.	SDPI:	Servicio de Dosimetría Personal Interna.
PEI:	Plan de Emergencia Interior.	SISC:	Sistema Integrado de Supervisión de Centrales nucleares.
PEN:	Plan exterior de Emergencia Nuclear.	SPR:	Servicio de Protección Radiológica.
PGRR:	Plan General de Residuos Radiactivos.	SSC:	Comité de Normas Técnicas del OIEA.
Pimic:	Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat.	TRANSSC:	Comité de normas técnicas sobre transporte radiactivo del OIEA.
PRI:	Panel de Revisión de Incidentes.	UE:	Unión Europea.
PT:	Procedimiento Técnico.	UFG:	Unión Fenosa Generación.
PVRA:	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental.	UK:	Reino Unido: <i>United Kingdom</i> .
Pvrain:	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Independiente.	UME:	Unidad Militar de Emergencias.
PWR:	Reactor nuclear de agua ligera a presión: Pressurized Water Reactor.	Unesa:	Asociación española de la industria eléctrica.
RA:	Regulatory Assitance.	UTPR:	Unidad Técnica de Protección Radiológica.
RASSC:	Comité de normas técnicas sobre protección radiológica del OIEA.	WASSC:	Comité de normas técnicas sobre residuos radiactivos del OIEA.
RD:	Real Decreto.	WENRA:	Asociación de Reguladores Nucleares Europeos: Western European Nuclear Regulators' Association.