ESPAÑA

Convención sobre Seguridad Nuclear

Primer Informe Nacional

Septiembre 1998

Índice

INTRODUCCIÓN

Presentación del informe 1

El programa nuclear español 1

La seguridad nuclear en España 3

CAPÍTULO 2. OBLIGACIONES

a) DISPOSICIONES GENERALES

Artículo 6. Instalaciones nucleares existentes 5

6.1 Descripción general 5

6.2 Revisión de la seguridad de las centrales 9

6.3 Previsiones de duración de la explotación de las centrales nucleares españolas. 10

6.4 Valoración del grado de cumplimiento 11

Anexo 6.A Centrales nucleares existentes. 13

b) LEGISLACIÓN Y REGLAMENTACIÓN

Artículo 7. Marco legislativo y reglamentario 17

7.1 Principales disposiciones legales y reglamentarias reguladoras de la seguridad nuclear 18

7.1.1 Normas de rango legal 18

7.1.2 Normativa de rango reglamentario 19

7.1.3 Disposiciones no vinculantes: Guías de Seguridad del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) 20

7.2 Sistema de licenciamiento de las instalaciones nucleares 21

7.3 Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares 24

7.4 Sistema sancionador en materia de instalaciones nucleares 25

7.5 Valoración del grado de cumplimiento 26

Anexo 7.A Colección de Guías de Seguridad del CSN 27

Artículo 8. Órgano regulador 33
8.1 Órgano regulador encargado de la aplicación del marco legislativo 33
8.1.1 Descripción del mandato y funciones del órgano regulador 33
8.1.2 Facultades y responsabilidades del órgano regulador 34
8.1.3 Estructura del CSN 35
8.1.4 Plan de Orientación Estratégica 36
8.1.5 Financiación del CSN 36
8.1.6 Comisiones de trabajo creadas por el Pleno del CSN 37
8.1.7 Relaciones Internacionales del CSN 37
8.1.8 Investigación y desarrollo 38
8.2 Separación efectiva entre las funciones del organo regulador y las del fomento de la energía nuclear 39
8.3 Valoración del grado de cumplimiento 40
Anexo 8.A Resoluciones de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados de 7 de abril de 1998 41
Anexo 8.B Estructura de la Dirección Técnica del CSN 47
Anexo 8.C Comisiones de trabajo creadas por el Pleno del CSN 51
Artículo 9. Responsabilidad del titular de la licencia 55
9.1 Responsabilidad de la seguridad de las instalaciones 55
9.1.1 Preceptos legales 55
9.1.2 Organización del titular con respecto a la seguridad 56
9.1.3 Responsabilidad por daños nucleares 56
9.2 Vigilancia del CSN 57
9.3 Valoración del grado de cumplimiento 57
c) CONSIDERACIONES GENERALES RELATIVAS A LA SEGURIDAD
Artículo 10. Prioridad a la seguridad 59
10.1 Criterios rectores en materia de seguridad 59
10.2 Cultura de seguridad y su desarrollo 61
10.3 Firmeza del empeño de conseguir la seguridad 61
10.4 Control reglamentario 61

10.5 Actividades y buenas prácticas voluntarias relacionadas con la seguridad 62

10.6 Valoración del grado de cumplimiento 62

Artículo 11. Recursos financieros y humanos 63

11.1 Recursos financieros y humanos del titular de la licencia/solicitante 63

11.2 Financiación de las mejoras de la seguridad 63

11.3 Disposiciones sobre recursos financieros y humanos para el programa de clausura y la gestión de desechos radiactivos. 63

11.4 Cualificación, capacitación y readiestramiento del personal 64

11.5 Valoración del grado de cumplimiento 65

Artículo 12. Factores humanos 67

12.1 Métodos para prevenir, detectar y corregir los errores humanos, incluido el análisis de dichos errores, la interfaz persona-máquina, los aspectos operacionales y la retroalimentación de experiencia 67

12.2 Cuestiones de dirección y organización 68

12.3 Papel del órgano regulador y del explotador en lo que respecta a las cuestiones de actuación profesional humana 69

12.4 Valoración del grado de cumplimiento 69

Artículo 13. Garantía de Calidad 71

13.1 Criterios rectores en materia de garantía de calidad 71

13.1.1 Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas 71

13.1.2 Reglamento para la Calidad y la Seguridad Industrial 71

13.2 Programas de Garantía de Calidad en todos los aspectos de seguridad a lo largo de la vida de las instalaciones 72

13.3 Métodos utilizados para la aplicación y evaluación de los programas de garantía de calidad 73

13.4 Actividades de control reglamentario 74

13.5 Valoración del grado de cumplimiento 75

Artículo 14. Evaluación y verificación de la seguridad..... 77

14.1 Procedimiento para otorgar licencias e informes analíticos de seguridad en las diferentes etapas de un proyecto para una instalación nuclear 77

14.2 Resumen de los resultados genéricos esenciales de la observación permanente y evaluaciones periódicas de seguridad. 79

14.3 Actividades de control reglamentario 82

14.3.1 Análisis Probabilista de Seguridad 83

14.3.2 Inspecciones 84

14.4 Valoración del grado de cumplimiento 85

Artículo 15. Protección radiológica..... 87

15.1 Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos referentes a la protección radiológica aplicada a instalaciones nucleares 87

15.1.1 Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)..... 87

15.1.2 Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes..... 87

15.1.3 Real Decreto sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada..... 88

15.2 Aplicación de las leyes, reglamentos y requisitos nacionales relativos a protección radiológica..... 88

15..2.1 Límites de dosis 88

15.2.2 Cumplimiento de las condiciones de emisión de sustancias radiactivas..... 89

15.2.3 Medidas adoptadas para garantizar que la exposición a las radiaciones se mantenga en el nivel mas bajo que pueda razonablemente alcanzarse..... 90

15.2.4 Vigilancia Radiológica Ambiental 92

15.3 Actividades de control reglamentario 93

15.4 Valoración del grado de cumplimiento 96

Anexo 15.A Limitación, vigilancia y control de vertido de sustancias radiactivas en las centrales nucleares españolas..... 97

Anexo 15.B. Programas de vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de las centrales nucleares españolas 105

Anexo 15.C. Información relativa a protección radiológica incluida en el Informe Semestral del CSN al Congreso de los Diputados correspondiente al segundo semestre de 1997 111

Artículo 16. Preparación para casos de emergencia..... 121

16.1 Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos referentes a la planificación y preparación ante situaciones de emergencia 121

16.1.1 Norma Básica de Protección Civil 121

16.1.2 Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN).. 121

16.1.3 Ley de Creación del CSN 122

16.1.4 Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas 122

16.2 Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades 122

16.2.1 Clasificación de las situaciones de emergencia 122

16.2.2 Plan nacional general de preparación para emergencias 124

16.2.3 Planes de las instalaciones nucleares para casos de emergencia en los emplazamientos y fuera de ellos, con inclusión de organismos y sistemas de apoyo 124

16.2.4 Respuesta y preparación del CSN ante situaciones de emergencia 128

16.2.5 Medidas para informar al público acerca de la preparación para emergencias en las proximidades de la instalación nuclear 129

16.3 Capacitación y entrenamiento: simulacros y ejercicios 129

16.4 Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario 131

16.5 Valoración del grado de cumplimiento de lo dispuesto en el Artículo 16 de la Convención 131

Anexo 16.A Organización del CSN para situaciones de emergencia 133

Anexo 16.B. Tabla de interfase entre categorías y situaciones de emergencia 139

d) SEGURIDAD DE LAS INSTALACIONES

Artículo 17. Emplazamiento 143

17.1 Descripción del procedimiento para otorgar licencias, incluso en resumen de las leyes, reglamentos y requisitos nacionales relativos a emplazamiento de instalaciones nucleares..... 143

17.1.1 Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad..... 144

17.1.2 Criterios para evaluar las repercusiones de la seguridad nuclear de la instalación nuclear en el medio ambiente y la población circundantes 145

17.2 Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios 146

17.3 Actividades relativas al mantenimiento de la constante aceptabilidad de la instalación nuclear desde el punto de vista de la seguridad, teniendo en cuenta los factores relacionados con el emplazamiento 147

17.4 Arreglos de carácter internacional, incluso los concertados con los países vecinos, según sea necesario..... 148

17.5 Valoración del grado de cumplimiento.....149

Artículo 18. Diseño y construcción 151

18.1 Proceso de concesión de la autorización de construcción. Reglamentos y requisitos actuales 151

18.1.1 Proceso de concesión de una autorización de construcción 157

18.1.2 Evaluación de la solicitud de autorización..... 152

18.1.3 Requisitos de autorización de construcción y seguimiento de la construcción 153

18.2 El concepto de seguridad a ultranza o defensa en profundidad..... 153

18.3 Prevención de accidentes y mitigación de sus consecuencias..... 155

18.4 Adopción de tecnologías consolidadas..... **157**

18.5 Consideraciones sobre la influencia del diseño en la explotación 158

18.6 Valoración del grado de cumplimiento 159

Anexo 18.A. Orden Ministerial por la que se autoriza a las entidades "Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana S.A.", "Hidroeléctrica de Cataluña S.A.", "Fuerzas Hidroeléctricas del Segre S.A." y "Fuerzas Eléctricas de Cataluña S.A." la construcción de una unidad nuclear en el termino municipal de Vandellós, provincia de Tarragona (CN Vandellós II) 161

Artículo 19. Explotación 175

19.1 Leyes, reglamentos y requisitos relativos a la explotación de las instalaciones nucleares 175

19.1.1 Ley 25/1964 de Energía Nuclear 175

19.1.2 Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear 175

19.1.3 Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas 175

19.1.4 Permisos de Explotación de las instalaciones 176

19.2 Análisis de seguridad y programa de puesta en marcha para la autorización inicial de explotación de las instalaciones nucleares. Evaluación por el CSN 177

19.3 Límites y condiciones operacionales 180

19.4 Realización de las actividades de explotación, mantenimiento, inspección y pruebas de acuerdo con procedimientos escritos y aprobados 181

19.5 Procedimientos para hacer frente a incidentes y accidentes 181

19.6 Disponibilidad de servicios de ingeniería y apoyo técnico 182

19.7 Notificación de incidentes 184

19.8 Experiencia operativa 184

19.8.1 Actividades de los explotadores 184

19.8.2 Evaluación de la experiencia operativa por el organismo regulador 185

19.9 Generación y tratamiento de residuos radiactivos 186

19.9.1 Gestión de residuos de baja y media actividad 186

19.9.2 Combustible irradiado 187

19.10 Valoración del grado de cumplimiento 188

Anexo 19.A. Procedimientos de mantenimiento, inspección y pruebas y operación 191

Anexo 19.B. Organización de explotación en el emplazamiento de las instalaciones 195

Anexo 19.C. Sucesos notificables 199

APÉNDICE. SIGLAS Y ABREVIATURAS UTILIZADAS 203

Introducción

Presentación del informe

El presente documento constituye el primer informe nacional de España para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de la Convención sobre Seguridad Nuclear hecha en Viena el 20 de septiembre de 1994. Dicha Convención fue firmada por España el 15 de octubre de 1994 y ratificada mediante instrumento del Ministerio de Asuntos Exteriores firmado por S. M. el Rey el día 19 de junio de 1995.

La Convención entró en vigor el día 24 de octubre de 1996, una vez ratificada por un numero mínimo de países, de acuerdo con lo indicado en los artículos 20, 21 y 22.

El informe esta previsto que sea examinado en la primera Reunión de Examen programada para el mes de abril de 1999, de acuerdo con lo indicado en los artículos 20, 21 y 22.

La elaboración del informe ha sido coordinada por el Consejo de Seguridad Nuclear, organismo independiente del Gobierno, dependiente del Congreso de los Diputados, responsable en materia de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica en el Estado español. Han participado en la elaboración otros organismos de la Administración española y los representantes del Sector Eléctrico español.

El informe se ha redactado siguiendo la misma estructura del articulado del Capítulo 2 del texto de la Convención, comenzando desde el articulo 6. En cada artículo se ha incluido la información que se ha considerado relevante teniendo en cuenta el contenido del propio artículo y las "Directrices relativas a los informes nacionales prescritos por la Convención sobre Seguridad Nuclear", establecidas por las Partes Contratantes de conformidad con el articulo 22. Al final de cada artículo se realiza una breve valoración del grado de cumplimiento en España de los requisitos establecidos en el mismo.

El programa nuclear español

La energía nuclear se introdujo en España en fecha muy temprana. Ya en el año 1958 se puso en marcha el reactor de investigación JEN-1 en la Junta de Energía Nuclear, que había sido creada en 1951 como centro de investigación y desarrollo de la tecnología nuclear en España.

En el posterior desarrollo de la energía nuclear española cabe distinguir varias etapas. La primera de ellas cubre el periodo hasta el año 1972 en que tuvo lugar la puesta en marcha de la central nuclear de Vandellós I, última central de la primera generación formada por la centrales de José Cabrera, PWR de diseño Westinghouse, Santa María de Garoña, BWR de diseño General Electric y la propia CN Vandellós I, de uranio natural moderada por grafito y refrigerada por gas, de diseño original francés. Esta primera etapa se caracterizó por la diversidad de diseños cuyo objetivo era la asimilación por España de las diferentes tecnologías y la limitada participación de la industria nacional en el desarrollo.

Durante la época de desarrollo de las centrales de la primera generación la planificación de la producción de energía eléctrica en España se realizaba mediante los denominados Planes Energéticos Nacionales (PEN) que eran aprobados por el Gobierno. El PEN del año 1970 prevé un desarrollo de la capacidad de producción en España del que se deducía la necesidad de construcción de un elevado número de centrales nucleares hasta la primera mitad de la década de los ochenta.

En la segunda etapa, entre los años 1972 a 1984, tuvo lugar el diseño, construcción y puesta en marcha de las centrales de la segunda generación, los dos grupos de la CN Almaraz y los dos grupos de la CN Ascó, todos ellos de diseño original PWR de Westinghouse y la CN Cofrentes, BWR de diseño General Electric. Esta segunda etapa se caracteriza fundamentalmente por la consolidación de los desarrollos realizados en la primera generación y el significativo aumento de la participación nacional en los proyectos.

También formaba parte de esta segunda generación la central nuclear de Lemóniz , con dos grupos PWR de diseño original Westinghouse, que nunca llego a ponerse en marcha. La construcción quedó paralizada en 1982, la paralización definitiva del proyecto y la extinción del Permiso de Construcción concedido al titular tuvo lugar en el año 1994.

En paralelo con la construcción de las centrales de la segunda generación se produjo una revisión a la baja de la planificación de las necesidades de consumo de energía eléctrica en España a través de los sucesivos PEN . Lo anterior condujo a que en el PEN de 1983 solo se contemplase la finalización de las centrales nucleares de Vandellós II y Trillo I, paralizándose el proyecto de la central nuclear de Valdecaballeros, dos grupos BWR de diseño General Electric, que se encontraba en avanzado estado de construcción, y el proyecto de CN Trillo II, cuya construcción no se había iniciado. Esta situación fue definitivamente consolidada con la paralización definitiva de ambos proyectos en 1994.

La tercera etapa de desarrollo, entre los años 1984 y 1988, finaliza con la puesta en marcha de las centrales de la tercera generación, la CN Vandellós II y CN Trillo, ambas PWR de diseños Westinghouse y Siemens KWU, respectivamente.

Al mismo tiempo que se realizó la construcción de las centrales españolas se produjo un desarrollo considerable de industrias relacionadas con la tecnología nuclear, grandes empresas de ingeniería, empresas de fabricación y suministro de componentes, de gestión de residuos radiactivos y empresas de servicios. Este importante desarrollo se tradujo a efectos prácticos en un grado de participación nacional creciente en los proyectos de las sucesivas generaciones de centrales. En el caso de los proyectos de las centrales de la tercera generación esta participación fue superior al 80% del coste total.

En el año 1989 se produjo un incendio en el turboalternador de la central nuclear de Vandellós I, que ocasionó importantes daños en la instalación. En el año 1990 tuvo lugar la suspensión definitiva del permiso de explotación de la central.

La etapa final, que se inicia en 1990, se caracteriza por la inexistencia de nuevos proyectos de construcción de instalaciones nucleares en España, por el inicio de las actividades de desmantelamiento de instalaciones existentes y por el aumento de la actividades encaminadas a solucionar la problemática asociada a la gestión de los residuos radiactivos.

En 1997 se ha promulgado la Ley 54/1997 del Sector Eléctrico en la que se materializa la desregulación económica de las actividades de producción de energía, introduciéndose el principio de competencia en las actividades de generación y comercialización de energía eléctrica. En adelante la decisión sobre el tipo de centrales que se instalen en España se adoptará siguiendo criterios estrictamente empresariales, sin intervención de las autoridades.

La seguridad nuclear en España

Consecuentemente con el desarrollo de la tecnología nuclear en España y con la construcción de las centrales se produjo el desarrollo de la seguridad nuclear. En el año 1951 se creo la Junta de Energía Nuclear y en el año 1958 se formó la Comisión Asesora de Seguridad Nuclear. Ambas entidades canalizaron las actuaciones nacionales en materia de seguridad nuclear durante los años sesenta y setenta.

En esta primera etapa no existía en España una separación neta entre las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y las relacionadas con la promoción y desarrollo de la tecnología nuclear. Ambas actividades coexistían en las funciones encomendadas a la Junta de Energía Nuclear.

Fruto de esta actividad inicial fue la promulgación en el año 1964 de la Ley de Energía Nuclear en la que se definen y establecen los principios básicos de seguridad nuclear y protección radiológica y se estructura el procedimiento de autorización de las instalaciones en España.

La Ley de Energía Nuclear se desarrolla posteriormente en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado en 1972, y en el Reglamento sobre Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes, promulgado en 1982.

La temprana aprobación de la Ley de Energía Nuclear no condujo, sin embargo, al desarrollo en España de una pirámide normativa completa en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. La regulación de las actividades de diseño, construcción , puesta en marcha y operación de las centrales se ha realizado caso a caso a través de los condicionados de las sucesivas autorizaciones.

A través de esas autorizaciones se impuso la aplicación de la normativa del país de origen de la tecnología de las centrales y se introdujo el concepto de central de referencia. Con ello se consiguió que las centrales españolas tengan características, estructuras, sistemas y componentes análogos a los de centrales del país de origen aprobados por la correspondiente autoridad reguladora. Como resultado se ha producido un importante grado de conocimiento y asimilación por parte tanto de la industria española como por las autoridades reguladores de la normativa del país de origen de las centrales, especialmente de la desarrollada en los EE UU. Otra fuente importante de conocimientos y experiencia en materia de seguridad nuclear y protección radiológica en España la constituyen la participación en organismos internacionales, especialmente en el Organismo Internacional de Energía Atómica de Naciones Unidas y en la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE, así como la cooperación bilateral con entidades e instituciones de otros países.

Un hito fundamental en el desarrollo de la seguridad nuclear en España fue la creación en el año 1980 del Consejo de Seguridad Nuclear, como organismo responsable en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, independiente de toda función de desarrollo y promoción de los usos de la energía nuclear.

En el aspecto técnico como hitos más representativos por su influencia en el desarrollo de la seguridad nuclear en España es necesario citar el accidente de la central nuclear de Three Mile Island 2 (USA) en 1979, el accidente de Chernobyl en 1986 y la publicación, en 1975, del Reactor Safety Study que dio lugar a la introducción de la metodología probabilista para cuantificar el riesgo y la seguridad de las instalaciones.

Capítulo 2. Obligaciones

a) Disposiciones generales

Artículo 6. Instalaciones nucleares existentes

6.1 Descripción general

- El conjunto de centrales nucleares que en la actualidad se encuentran en fase de explotación o desmantelamiento corresponden a tres generaciones diferenciadas dentro del programa nuclear español:
- **1ª Generación**. Centrales proyectadas en la década de los 60, cuya construcción se concluyó a finales de esa década o comienzos de los 70. Corresponden a esta generación las centrales nucleares José Cabrera, que inició su explotación en 1968; Santa María de Garoña, que la inició en 1971, y Vandellós I, que lo hizo en 1972 (esta última, parada definitivamente).
- **2ª Generación**. Centrales proyectadas a comienzo de la década de los 70, cuya construcción se inició en la misma época, con el objetivo de entrar en explotación a finales de la década. Los retrasos en proceso de construcción hicieron que la primera de ellas (Almaraz I) no fuera puesta en explotación comercial hasta 1981, y la última (Cofrentes) en 1984. Corresponden a esta generación las centrales nucleares de Almaraz I y II, Ascó I y II y Cofrentes.
- **3ª Generación**. Centrales cuya construcción fue autorizada con posterioridad a la aprobación del Plan Energético Nacional en julio de 1979. Proyectadas a finales de la década de los 70, iniciada su construcción a partir de 1979. Su puesta en explotación comenzó a finales de 1987 (Vandellós II) y mediados de 1988 (Trillo I). Corresponden a esta generación las centrales nucleares de Vandellós II y Trillo I.

Se han cancelado los proyectos de las centrales nucleares de Lemóniz I y II, Valdecaballeros I y II y Trillo II. Todas ellas contaban con Permiso de Construcción, estando la misma muy adelantada en el caso de las cuatro unidades mencionadas en primer término.

En el Anexo 6.A se incluye en forma de tabla la relación de centrales nucleares existentes y los datos más relevantes hasta diciembre de 1997, de acuerdo con la definición del artículo 2 de la Convención.

En los apartados siguientes se hace un breve resumen de los aspectos más destacables en el historial de operación de cada una de las centrales que están actualmente en operación, y las medidas correctoras que se han adoptado, en base al proceso continuo de revisión y supervisión de la seguridad nuclear.

Centrales nucleares de la primera generación

Las centrales nucleares de la primera generación, con más de veinte años de explotación comercial, se proyectaron y construyeron con los criterios impuestos por la normativa vigente en los años de su diseño.

Por otra parte, el desarrollo de la tecnología ha hecho posible la introducción de sucesivas modificaciones y mejoras. Estas circunstancias han hecho que las tres centrales, análogamente a lo efectuado en centrales similares de la misma época de otros países, hayan experimentado un proceso de evaluación y revisión permanentes que continúa en la actualidad. Como ejemplo de lo realizado podemos señalar el Systematic Evaluation Program (Programa de Evaluación Sistemático), diseñado por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de los Estados Unidos para aplicar a las centrales nucleares de ese país que, por su antigüedad, no reunían los requisitos exigidos por la normativa del momento con objeto de ponerlas al día y se ha aplicado a las centrales españolas de José Cabrera, Santa María de Garoña y Vandellós I (hasta el momento de su parada definitiva).

a) La central nuclear **José Cabrera**, con treinta años de explotación comercial, fue la primera en entrar en explotación en nuestro país y fue, también, la primera a la que se le aplicó el Programa de Evaluación Sistemática (PES). La primera fase de incorporación de mejoras se ejecutó durante la parada que se inició el 18 de octubre de 1982 y duró hasta el 22 de diciembre de 1983; la segunda fase se efectuó durante la parada que se inició el 28 de enero de 1985 y duró hasta el 25 de octubre de 1985. Con posterioridad, se han realizado otras mejoras en la central y sustituciones de componentes principales.

   Una vez efectuadas las modificaciones y mejoras indicadas anteriormente, la central se encuentra con niveles de seguridad semejantes a los de las centrales que entraron en explotación posteriormente y que son de tecnología más actual (centrales de 2ª y 3ª generación).

   Entre las incidencias destacables durante la operación de esta central, cabe señalar:

   - Aparición de defectos en el combustible por vibración debida a holguras en las placas de retención del núcleo, finalmente resuelta con una modificación de los internos para invertir el sentido del flujo entre el barrilete y dichas placas, realizada en 1991.
   - Descubrimiento en 1994 de grietas de corrosión bajo tensiones en las penetraciones de la tapa de la vasija, causadas por una entrada de resinas con productos corrosivos en el circuito primario. Tras efectuar una reparación de dichas penetraciones, la central funcionó durante un ciclo hasta la sustitución de la tapa de la vasija en la parada para recarga de 1997.

b) La central nuclear **Santa María de Garoña,** con veintisiete años de explotación comercial, también fue sometida a un Programa de Evaluación Sistemática (PES). La primera fase se realizó en los cuatro últimos meses del año 1983 hasta el 26 de enero de 1984. La segunda fase de modificaciones se inició el 29 de junio del año 1985 y finalizó en enero del año 1986. Se concluyó el grueso de modificaciones en la parada que tuvo lugar del 25 de abril al 3 de agosto de 1987.

   Con posterioridad se han seguido realizando mejoras en la central, siendo de destacar las efectuadas en la protección contra incendios y la instalación de un panel de parada remota.

   Una vez efectuadas estas modificaciones y mejoras, la central se encuentra con niveles de seguridad comparables a los de las centrales que entraron en explotación posteriormente (2ª y 3ª generación).

Entre las incidencias que esta central ha presentado durante su explotación, cabe destacar:

- Sustitución del tipo de combustible utilizado por presentar defectos que daban lugar a una liberación de radiactividad mayor que la prevista. Esta sustitución, unida a la modificación y mejora del sistema de tratamiento de residuos gaseosos y líquidos, dio lugar a una reducción muy acusada de los efluentes radiactivos de dicha central.
- Instalación de sellos mecánicos para evitar las fugas que se presentaron en los accionadores de las barras de control.
- Problemas de corrosión intergranular en las tuberías de recirculación que fueron sustituidas parcialmente en la parada de 1985.
- Detección de grietas en soldaduras horizontales del barrilete del reactor y reparación integral del mismo en 1997.

c) La central nuclear **Vandellós I,** inició su operación en 1972. Esta central sufrió un grave incendio en 1989, que se generó en la parte convencional de la central (edificio de turbinas) y afectó a equipos relacionados con la seguridad de la planta. Los propietarios de la central decidieron su cierre definitivo, y con fecha 28 de enero de 1998 se aprobó el programa de clausura de la central. Por lo tanto, de acuerdo con el artículo 2 de la Convención, esta instalación queda fuera del alcance de la Convención.

Centrales nucleares de la segunda generación

Las centrales nucleares de la segunda generación han sido proyectadas y construidas de acuerdo con la reglamentación ya promulgada en nuestro país, con las guías y normas propuestas por los Organismos Internacionales a los que España pertenece, así como con la normativa del país de origen de diseño de las centrales (Estados Unidos para todas las correspondientes a esta generación).

Por consiguiente, durante su período de construcción, han seguido las vicisitudes de las centrales de referencia en Estados Unidos y se han incorporado aquellos nuevos dispositivos o modificaciones del proyecto, consecuencia de los estudios realizados. Especialmente, en la misma medida que han sido incorporados en las centrales nucleares de los Estados Unidos, se han incorporado las recomendaciones derivadas del análisis del accidente de la central de Three Mile Island, unidad II.

a) La central nuclear de **Almaraz** cuenta con dos unidades. La unidad I se acopló a la red el 1 de mayo de 1981. Durante el período de pruebas nucleares se detectó un problema de desgaste por vibraciones de los tubos de los generadores de vapor en la zona del precalentador. Este hecho obligó a la parada de la central, y posteriormente al funcionamiento de dicha unidad a potencia reducida (50%), para después de solucionar el problema volver a operación al 100% de potencia el 2 de agosto de 1983.

   La unidad II, que se acopló a la red el 8 de octubre de 1983, introdujo las modificaciones relativas al desgaste de los tubos de los generadores de vapor antes de acoplarla a la red.

Las dos unidades de la central nuclear de Almaraz son unidades gemelas que compartían por diseño sistemas relacionados con la seguridad nuclear. Esta situación llevó a un análisis de disponibilidad de dichos sistemas y su efecto en la seguridad de la central. Como consecuencia de dicho análisis se incorporó un nuevo generador diesel de emergencia y se realizó un importante esfuerzo de separación física de los sistemas relacionados con la seguridad, fundamentalmente en los edificios de control y de turbina.

Otras incidencias han sido:

- Asentamientos diferenciales en los edificios del combustible de ambas unidades, originados por problemas geotécnicos del terreno subyacente.

  En relación con este fenómeno, se realizó una inyección de mezclas de bentonita-cemento bajo la losa de cimentación y un control del nivel freático que han probado ser eficaces para detenerlo.

- Corrosión intergranular en los tubos de los generadores de vapor hasta la sustitución de los mismos realizada en ambas unidades en 1996 y 1997.

b) La central nuclear de **Ascó** cuenta con dos unidades. La unidad I se acopló a la red el 29 de agosto de 1983 y la unidad II lo hizo en octubre de 1985. En ambas unidades las modificaciones para subsanar defectos en los precalentadores de los generadores de vapor, idénticos a los de Almaraz, se realizaron antes de su acoplamiento a la red.

   Entre las incidencias a destacar están:

   - Levantamiento del terreno subyacente a la unidad II debido a arcillas expansivas. Como consecuencia de los estudios realizados y del intenso seguimiento que se efectúa de manera continua se garantiza que este fenómeno no afecta ni afectará en el futuro a la seguridad de la instalación.

   - Corrosión intergranular bajo tensiones en los tubos de los generadores de vapor hasta la sustitución de dichos componentes realizada en ambas unidades en 1995 y 1996.

c) La central nuclear de **Cofrentes** cuenta con una unidad, lleva catorce años de explotación comercial. Tiene un reactor de agua en ebullición y una potencia eléctrica de 1.025,4 MW. Se ha autorizado la subida de potencia del reactor de esta central, desde el inicialmente licenciado, hasta el 102% en marzo de 1988 y hasta el 104,2 en octubre de 1997.

   No se han producido incidencias destacables relacionadas con la seguridad.

Centrales nucleares de la tercera generación

Las centrales nucleares de la tercera generación son las autorizadas con posterioridad a la aprobación del Plan Energético Nacional de julio de 1979.

a) La central nuclear de **Vandellós II** lleva once años de explotación comercial. Tiene un reactor de agua a presión y una potencia eléctrica de 1.009 MW. No se han producido incidencias destacables en la operación de esta central.

b) La central nuclear de **Trillo** estaba proyectada con dos unidades. La unidad I lleva once años de explotación comercial. La unidad II fue paralizada por el Plan Energético Nacional de 1983, no habiéndose iniciado su construcción.

Trillo I es la única central española de tecnología alemana, cuenta con un reactor de agua a presión y tiene una potencia eléctrica de 1.066 MW.

Su explotación se ha desarrollado sin incidentes destacables; sin embargo, como consecuencia del descubrimiento de algunas deficiencias en el diseño de detalle no puestas de manifiesto durante la puesta en marcha y pruebas periódicas posteriores, el titular inició en enero de 1995 un programa de revisión general denominado AEOS (Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas), completado por el titular en marzo de 1998. Como consecuencia del mismo se están corrigiendo las deficiencias halladas y se han efectuando múltiples mejoras a lo largo del programa con el objeto de realizar una puesta al día de la central, que se completarán en la próxima recarga prevista para enero de 1999.

6.2 Revisión de la seguridad de las centrales

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

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

- Revisión sistemática de la seguridad de las centrales de la primera generación, realizada a primeros de los 80 para tener en cuenta los cambios que se habían producido en la normativa desde el momento de su puesta en marcha.

  Esta revisión supuso importantes mejoras en los sistemas de seguridad de la CN José Cabrera (definición y ejecución en el periodo 1981-1985) y la CN Santa María de Garoña (definición y ejecución en el periodo 1983-1986).

- Revisión continua de la seguridad nuclear durante la explotación de las centrales a través de:

  - Desarrollo de la función de inspección y control del CSN
  - Evaluación de los análisis periódicos requeridos a los titulares sobre análisis de aplicabilidad de la nueva normativa (informe semestral).
  - Análisis de experiencia operativa propia y ajena (informe anual).
  - Análisis de seguridad de las modificaciones de diseño (informe semestral).

- Desarrollo de programas de revisión y actualización de la seguridad, destacando entre ellos el Programa Integrado para la realización de APS de nivel 1 y nivel 2 para todas las centrales españolas. En el curso de la aplicación de este programa, que fue establecido en 1986 y ha sido revisado en 1998, se han identificado y corregido diversas vulnerabilidades en las diferentes centrales, con lo que se ha mejorado significativamente la seguridad de las mismas. En estos momentos, y una vez que prácticamente se han completado los APS de nivel 1 y 2 para todas las centrales, se está

en una fase de conseguir nuevos beneficios de los mismos por medio de la utilización de aplicaciones a diversos aspectos de la explotación, aspecto éste que es específicamente desarrollado en la revisión de 1998 del Programa Integrado de APS.

Otros programas en curso a destacar son:

- Implantación de medidas para la gestión de accidentes severos.
- Implantación de una nueva sistemática de mantenimiento basada en el riesgo y en los resultados.
- Mantenimiento de las bases de diseño y actualización del Estudio de Seguridad.
- Mejora de la formación y el entrenamiento del personal de operación.
    - Definición y aplicación de Programas de Gestión de Vida Útil para todas las centrales nucleares con el doble objetivo de:
        - vigilar y controlar el envejecimiento de los componentes importantes para garantizar el funcionamiento en condiciones de seguridad durante la vida de diseño de 40 años
        - dejar técnicamente preparada y abierta la posibilidad de ampliar la vida más allá de los 40 años.
    - Establecimiento de un Programa de Revisiones Periódicas de la Seguridad (RPS) de todas las centrales cada diez años para completar la revisión continua a que están sometidas. Las áreas a cubrir en estas revisiones son:
        - Experiencia operativa
        - Análisis del comportamiento de los equipos
        - Análisis del impacto de cambios en la normativa
        - Actualización del estado de los programas de evaluación y mejora de la seguridad.

Las RPS han sido solicitadas a todas las centrales españolas a excepción de la CN de Trillo, que ha realizado una completa revisión de sus bases de diseño y su experiencia operativa dentro del Programa AEOS, y a la que se le solicitará próximamente. Los informes correspondientes a cada central se presentarán entre los años 1998 y 2001, un año antes de la expiración de los correspondientes Permisos de Explotación Provisional y la evaluación de los mismos será un elemento importante para determinar la renovación de los permisos y la duración de los mismos.

6.3 Previsiones de duración de la explotación de las centrales nucleares españolas

Los niveles de seguridad obtenidos como resultado de los análisis y modificaciones realizados, junto con el proceso de revisión continua de la seguridad a que están sometidas las centrales españolas, no hacen necesario el establecimiento de planes para su cierre, por razones de seguridad, con antelación al final de su vida de diseño. Los mecanismos de revisión establecidos deberán indicar si en algún momento es necesario adelantar la parada de alguna de ellas con relación a dichas previsiones.

6.4 Valoración del grado de cumplimiento

De la información incluida en el presente artículo se concluye que las centrales españolas fueron sometidas a un exhaustivo examen de seguridad durante el licenciamiento. Desde su construcción se han realizado modificaciones para mejorar y actualizar su seguridad y se encuentran permanentemente sometidas a un proceso de revisión continua de la seguridad, que se traduce en el establecimiento de programas concretos de mejora de la seguridad en diversos aspectos.

A la vista de los niveles de seguridad obtenidos como resultado de los análisis y modificaciones realizados, junto con el proceso de revisión continua de la seguridad a que están sometidas las centrales españolas, se considera que las centrales españolas cumplen adecuadamente lo dispuesto en este artículo. Por lo tanto, no se considera necesario la realización de nuevos exámenes de seguridad o modificaciones con carácter urgente, ni el establecimiento de planes para su cierre por razones de seguridad con antelación al final de su vida de diseño.

ANEXO 6.A

Centrales nucleares existentes

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	2x2.696	2x2.696	2.775	3.010	1.381	3015
Potencia Eléctrica (MW)	160	U-1:973 U-2:982	U-1:973 U-2:966	1.009	1.066	460	1.025,4
Suminstrador	Westinghouse	Westinghouse	Westinghouse	Westinghouse	Siemens-KWU	General Electric	General Electric
Refrigeración	Mixta río Tajo Torres	Abierta embalse Arrocampo	Mixta río Ebro Torres	Abierta Mediterráneo	Cerrada Torres aportes río Tajo	Abierta Ebro	Cerrada Torres aporte río Júcar
Numero de unidades	1	2	2	1	1	1	1
Autorización previa unidades 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
Autor. Const. unidades 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. Unidades I/II	11-10-68	10-13-80 15-06-83	22-07-82 22-04-85	17-08-87	04-12-87	30-10-70	23-07-84
Año saturación piscinas combust. Unidades I/II	2015	2021 2023	2012 2013	2010	2002	2013	2011

b) Legislación y reglamentación

Artículo 7: Marco legislativo y reglamentario

En materia de energía nuclear, España dispone de un sistema legal implantado de forma muy temprana con el desarrollo de la Ley de Energía Nuclear de 1964, en la cual se definen principios o criterios de seguridad y se enuncian detalladamente los procedimientos para la obtención o retirada de las autorizaciones administrativas exigidas, estableciendo mecanismos de inspección y evaluación para comprobar que los explotadores cumplen los requisitos establecidos en las normas legales y reglamentarias y en las propias autorizaciones.

La Ley de Energía Nuclear responsabiliza a la Junta de Energía Nuclear (JEN), creada en 1951 dependiendo del Ministerio de Industria y Energía, de verificar el correcto cumplimiento de las normas vigentes y de las condiciones impuestas en las autorizaciones en los temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

La JEN se fue desmembrando con la creación de:

- ENUSA, en 1971, que asumió los aspectos relacionados con la primera parte del ciclo de combustible;
- CSN, en 1980, como responsable de los aspectos reguladores y de control e inspección de las instalaciones nucleares;
- ENRESA, en 1984, para los aspectos relacionados con la gestión y almacenamiento de los residuos radiactivos.

El Consejo de Seguridad Nuclear se crea, 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 siguen siendo competencia de la 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).

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 de este régimen fundamental se dictan, entre otros, el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas de 1972 y el Reglamento sobre Protección Sanitaria de la Población y de los Trabajadores contra los Riesgos derivados de las Radiaciones Ionizantes de 1992, que anula y deroga los de 1982 y 1987 sobre la misma materia.

7.1 Principales disposiciones legales y reglamentarias reguladoras de la seguridad nuclear

7.1.1 Normas de rango legal

Ley de Energía Nuclear (Ley 25/1964, de 29 de abril)

La Ley 25/64 de Energía Nuclear ha regulado el desarrollo y control de la energía nuclear en España desde su promulgación en 1964. La Ley introduce y define conceptos básicos que se definen seguidamente:

- *Identificación de autoridades y organismos administrativos*. La Ley señala al Ministerio de Industria y Energía como la autoridad más significativa en la Administración de la Ley y a la Junta de Energía Nuclear, ahora Consejo de Seguridad Nuclear, como el organismo técnico competente en la materia.
- *Régimen de autorizaciones para las instalaciones nucleares, instalaciones radiactivas y tenencia y utilización de materiales radiactivos*. La Ley establece las causas y circunstancias que exigen la posesión de una autorización o permiso específico para el desarrollo y utilización de materiales radiactivos, fuentes de radiación y combustibles nucleares, así como el sistema de verificación e inspección, que recae en la Junta de Energía Nuclear, ahora Consejo de Seguridad Nuclear.
- *Medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes*. La Ley reconoce la peligrosidad de las radiaciones y declara que las instalaciones y actividades objeto de autorización deben llevarse a cabo sin riesgo indebido para la salud y seguridad de los trabajadores de la instalación y el público en general.
- *Responsabilidad civil derivada de daños nucleares*. La Ley reconoce que, a pesar de las medidas preventivas y de protección se podrían generar daños nucleares a terceros cuya compensación debe estar garantizada mediante pólizas de cobertura y con la intervención del Estado en caso de necesidad.
- *Delitos, penas y sanciones administrativas*. La Ley es muy severa en cuanto a los delitos, penas y sanciones civiles y administrativas derivadas de la utilización incorrecta de materiales radiactivos, sustancias nucleares y fuentes de radiación, en especial si de ellos se derivasen muertes, lesión o daños a las personas.

Cada uno de los aspectos anteriores ha sido desarrollado en detalle en los correspondientes reglamentos de aplicación.

Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril)

Constituye al Consejo de Seguridad Nuclear como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica e independiente del Gobierno y del resto de la Administración, con competencia para efectuar las inspecciones y evaluaciones necesarias sobre las instalaciones nucleares, a fin de garantizar la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Mediante esta Ley, el CSN asume todas las funciones relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica que tenía asignada la JEN, y además:

- se establecen las competencias del Consejo;

- se establece la dependencia del CSN del Congreso de los Diputados y el Senado y la obligación de informarle semestralmente;
- se crea la estructura colegiada del CSN;
- se define el nombramiento de los consejeros,
- se establece el régimen de adopción de acuerdos;
- se crea el Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica;
- se identifican las autoridades competentes para imponer sanciones y la cuantía de las mismas.

Además mediante esta Ley se crea la Tasa por Servicios Prestados, mediante la cual se financia el CSN. (ver Art. 8.)

Ley del Sector Eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre)

Regula el funcionamiento del sector eléctrico, y resulta aplicable en algunos aspectos al sector nuclear, ya que sus Disposiciones Adicionales contienen modificaciones a la Ley de Energía Nuclear, de 29 de abril de 1964, y a la Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, de 22 de abril de 1980.

La citada Ley del Sector Eléctrico introduce un nuevo cuadro legal de infracciones y sanciones en materia de energía nuclear, sustituyendo al que regulaba el capítulo XIV de la Ley de 1964; asimismo, modifica la cobertura exigible de la responsabilidad civil por daños nucleares, que se eleva a 25.000 millones de pesetas. Por otro lado, incide en las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear, otorgando a este organismo una participación más intensa en el procedimiento sancionador, como entidad que podrá proponer la imposición de sanciones a los titulares de instalaciones nucleares que puedan haber cometido infracciones de la legislación vigente.

7.1.2 Normativa de rango reglamentario

Con valor inferior a la normativa legal, existen disposiciones de desarrollo, aprobadas por el Gobierno o la Administración, que completan y clarifican los requisitos establecidos en las leyes. Las disposiciones reglamentarias más significativas son:

Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas
(aprobado por Decreto 2869/1972, de 21 de julio)

Tiene por objeto especificar el régimen de autorizaciones correspondientes a las instalaciones nucleares, en desarrollo de lo dispuesto en la Ley de Energía Nuclear. En concreto, el emplazamiento, construcción, montaje, puesta en marcha y explotación de instalaciones nucleares, así como la fabricación en España de aparatos, equipos, o accesorios cuyo destino sea específicamente nuclear o radiactivo, son actividades que quedan sujetas a la autorización del Ministerio de Industria y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

Reglamento sobre protección sanitaria de la población y de los trabajadores contra los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes (aprobado por Real Decreto 53/1992, de 24 de enero)

En esta Disposición se recogen los criterios y medidas básicas de protección radiológica derivadas de las directivas aprobadas por el Consejo del EURATOM en esta materia (en concreto las Directivas 80/836 y 84/467, hoy revisadas por la Directiva 96/29).

Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares (aprobado por Decreto 2177/1967, de 22 de julio)

Desarrolla la Ley de Energía Nuclear en lo relativo a la responsabilidad del explotador, estableciendo el sistema y fórmulas de cobertura de dicha responsabilidad.

Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, sobre protección operacional de los trabajadores externos con riesgo de exposición a radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada.

Su objetivo es operar la transposición de la Directiva 90/641/EURATOM, que regula las obligaciones del explotador a fin de cumplir con la protección de toda persona que intervenga en una zona controlada de una instalación nuclear.

Orden de 29 de marzo de 1989, de publicación del Acuerdo del Consejo de Ministros de 3 de marzo de 1989, que aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear.

Planifica la actuación coordinada de los distintos organismos públicos en caso de producirse un accidente nuclear. Define las autoridades y las competencias en caso de emergencia nuclear en todo el territorio nacional. Enmarca los planes provinciales de emergencia en cada provincia en la que hay ubicada una instalación nuclear. En el artículo 16 se expone en detalle el contenido del Plan Básico de Emergencia Nuclear.

Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear (aprobado por Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril).

Aprueba las normas de organización y funcionamiento del Consejo de Seguridad Nuclear, su régimen jurídico y de contratación, así como el estatuto aplicable a su personal.

7.1.3 Disposiciones no vinculantes: Guías de Seguridad del Consejo de Seguridad Nuclear

El CSN edita *Guías de Seguridad*, que contienen los métodos recomendados por el CSN desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, con la finalidad de orientar y facilitar a los usurarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente.

Estas guías no tienen carácter vinculante, es decir, no son de obligado cumplimiento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificados.

Actualmente las Guías de Seguridad están clasificadas en secciones que se corresponden con las principales áreas de competencia del CSN. Estas secciones son las siguientes:

- Sección 1: Reactores de potencia y centrales nucleares
- Sección 2: Reactores de investigación y conjuntos subcríticos
- Sección 3: Instalaciones del ciclo del combustible
- Sección 4: Vigilancia radiológica ambiental
- Sección 5: Instalaciones y aparatos radiactivos
- Sección 6: Transporte de materiales radiactivos
- Sección 7: Protección radiológica
- Sección 8: Protección física
- Sección 9: Gestión de residuos
- Sección 10: Varios

En el Anexo 7.A se relacionan las guías publicadas hasta la actualidad.

7.2 Sistema de licenciamiento de las instalaciones nucleares

De conformidad con lo dispuesto en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, existen tres permisos o licencias administrativas necesarias para alcanzar la puesta en marcha de una instalación nuclear. Se trata de la "autorización previa", la "autorización de construcción" y la "autorización de puesta en marcha". Todas y cada una de ellas han de ser debidamente tramitadas por el titular en el momento exigido reglamentariamente.

a) Autorización previa

La autorización previa es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y del emplazamiento elegido, que permite después al interesado solicitar la autorización de construcción.

La solicitud de autorización previa ha de acompañar los siguientes documentos:

- Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer y justificación de la instalación.
- Memoria descriptiva de los elementos fundamentales de que consta la instalación, junto con la información básica sobre la misma.
- Estudio económico previo, relativo a las inversiones financieras y costes previstos.
- Descripción del emplazamiento elegido.
- Esquema preliminar de la organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.

La Administración acordará la apertura de un periodo de información pública, publicando (en el Boletín Oficial del Estado, y en otros boletines oficiales de ámbito territorial inferior) un anuncio extracto en el que se indicarán el objeto y las características principales de la instalación, a fin de que, en los 30 días siguientes al anuncio, las personas y entidades que se consideren afectadas por el proyecto puedan presentar las alegaciones que estimen procedentes.

Durante este proceso, el Consejo de Seguridad Nuclear recibirá copia de toda la documentación presentada por el futuro titular de la explotación, y emitirá un dictamen técnico preliminar de seguridad sobre la instalación proyectada.

La Administración competente (Ministerio de Industria y Energía), una vez recibido el dictamen del Consejo de Seguridad Nuclear, adoptará la oportuna resolución, concediendo o denegando la solicitud de "autorización previa".

En el desarrollo del artículo 14 se expone con más detalle esta autorización.

b) Autorización de construcción

Con la solicitud de autorización de construcción, el titular debe aportar nuevos documentos, entre los que el Reglamento exige los siguientes:

- Proyecto general de la instalación
- Programa de adquisiciones de equipos
- Presupuesto, financiación, plazo de ejecución y régimen de colaboración técnica
- Estudio económico del mercado, repercusiones e incidencias de explotación

- Estudio preliminar de seguridad, en el que se incluirá:
  - Descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos precisos sobre sus características topográficas, hidrográficas, hidrogeológicas, sismotectónicas, meteorológicas y demográficas, así como tipos de cultivo, industrias establecidas y cuantos datos puedan contribuir a un mejor conocimiento de aquél.
  - Descripción de la instalación en la que se incluyan los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que dependa la seguridad de la instalación.
  - Justificación de que la instalación no representa riesgo para la población durante su funcionamiento normal.
  - Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias.
  - Organización prevista por el solicitante para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.
  - Organización prevista para la futura explotación de la instalación y esquema preliminar de adiestramiento del personal de explotación.
  - Concesiones y autorizaciones administrativas que hayan de ser otorgadas por los departamentos ministeriales y organismos competentes o los documentos acreditativos de haberlas solicitado con todos los requisitos necesarios.

El Consejo de Seguridad Nuclear recibirá copia de la documentación presentada a lo largo de todo el proceso de autorización, y de su evaluación e inspecciones realizadas emitirá el informe preceptivo al que antes se ha hecho referencia.

En su Resolución de autorización de construcción, la administración competente hará constar previsiones relativas a:

- Explotador responsable.
- Definición precisa de la instalación y de su emplazamiento.
- Plazo de ejecución.
- Porcentaje mínimo de la participación de la industria nacional en el suministro de elementos y equipos.
- Garantías que ha de concertar el explotador responsable respecto a la responsabilidad civil por daños a terceros que pudieran derivarse de un accidente nuclear, según lo previsto en el Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares, aprobado por Decreto 2177/1967, de 22 de julio.
- Necesidad de establecer programas de investigación nuclear y de adiestramiento del personal.
- Condiciones especiales que puedan convenir al caso.
- Este último apartado incluirá aquellos limites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica que el Consejo de Seguridad Nuclear y la administración autorizante exijan para la adecuada explotación de la instalación, resultando todas ellas de obligado cumplimiento, al igual que el resto de las circunstancias de la autorización.

Durante la construcción y el montaje de las instalaciones nucleares, y antes de proceder a la carga de combustibles o de la admisión de sustancias nucleares en la instalación, el titular de la autorización está obligado a realizar un programa de pruebas prenucleares que acrediten el adecuado comportamiento de los equipos o partes de que consta la instalación, tanto en relación con la seguridad nuclear y protección radiológica como con la reglamentación industrial y técnica aplicable.

Asimismo, el titular de la autorización estará obligado a poner en ejecución un programa de control que asegure la calidad de los componentes y equipos relacionados con la seguridad nuclear durante las distintas fases de su fabricación e incorporación a la instalación.

El Consejo de Seguridad Nuclear ejercerá la vigilancia durante la construcción y montaje de la instalación, e inspeccionará las pruebas prenucleares que afecten a la seguridad y protección radiológica de la instalación.

En el desarrollo del artículo 14 se expone con más detalle esta autorización.

c) Autorización de puesta en marcha

La puesta en marcha de las instalaciones nucleares requerirá la obtención de un permiso de explotación provisional (PEP).

Para obtener el PEP, el titular de la autorización de construcción deberá presentar ante el Ministerio de Industria y Energía los siguientes documentos:

- *Estudio de seguridad*: Supone un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, y de los riesgos derivados de su funcionamiento, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente. En particular, debe cubrir los siguientes temas:
  - Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características físicas, geológicas y sismológicas.
  - Descripción de la instalación tal y como ha sido construida. Se debe describir la instrumentación nuclear y no nuclear, los sistemas de control y protección, estructuras sistemas y componentes, sistemas de seguridad y auxiliares, sistemas de recogida y evacuación de residuos y cualquier otro sistema o componente significativo para la seguridad de la instalación.
  - Análisis de los accidentes previsibles derivados del mal funcionamiento de los sistemas componentes y estructuras, de los errores de operación o de agentes externos a la instalación y sus consecuencias.
- *Reglamento de Funcionamiento*: Deberá contener la información siguiente:

- Cuadro del personal con responsabilidad nuclear, desde el director o jefe de operación a los supervisores, operadores y encargados de la vigilancia radiológica y quienes ejecuten las pruebas nucleares, acreditando, con la documentación necesaria, la competencia técnica para cada misión específica.
- Organización: especificando la organización del personal y sus funciones, tanto en condiciones normales como excepcionales.
- Normas de operación y protección radiológica en régimen normal y en condiciones de accidente, referidas al conjunto de la instalación y a los diversos sistemas que la componen.

- *Propuesta de Especificaciones de Funcionamiento*: Se referirá a los valores límites de las variables que afecten a la seguridad, los límites de actuación de los sistemas de protección automática, las condiciones mínimas de funcionamiento, el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes y control operativo.
- *Plan de Emergencia*: Detallará las medidas previstas para proteger a la población del área potencialmente afectada en caso de accidente y el grado de responsabilidad del personal de la instalación.
- *Programa de pruebas nucleares*: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos.
- *Participación nacional en la construcción*: Justificará el porcentaje de inversiones alcanzado en la adquisición de elementos y equipos procedentes de la industria nacional.

Comprobado el resultado satisfactorio de las pruebas realizadas, y siempre que así lo aprecie favorablemente el Consejo de Seguridad Nuclear, se otorgará el citado Permiso de Explotación Provisional, (que establecerá las pruebas nucleares a realizar*),* debiendo el titular del permiso aportar previamente el documento justificativo de haber constituido la cobertura del riesgo nuclear, conforme a lo dispuesto en la Ley de Energía Nuclear y en el Reglamento de Cobertura de Riesgos Nucleares.

Cualquier modificación en las condiciones de explotación de una instalación que, a juicio de la administración autorizante, pueda suponer una variación en su régimen de funcionamiento, requerirá una autorización específica, con un trámite similar al que se ha descrito.

En el desarrollo de los artículos 14 y 19 se expone con más detalle esta autorización.

7.3 Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones nucleares

El Consejo de Seguridad Nuclear está facultado para realizar toda clase de inspecciones en las instalaciones nucleares, en las distintas fases por las que atraviesa su montaje, construcción y puesta en marcha, así como durante su posterior funcionamiento. La misión inspectora del CSN es asegurar el cumplimiento de las condiciones previstas en la autorización, la correcta aplicación de las especificaciones establecidas en los permisos otorgados y en los documentos oficiales de explotación aprobados.

En este sentido, las funciones del CSN se centran en las siguientes actividades:

- Inspecciones periódicas para comprobar el correcto cumplimiento de las condiciones y requisitos establecidos en las autorizaciones.
- Evaluación y seguimiento del funcionamiento de la instalación, comprobando los datos, informes y documentos enviados por el titular, o recabándose nuevos datos (ver art. 14).
- Advertencias o requerimientos a los titulares, si se detectase una omisión de obligaciones, o cualquier desviación en el cumplimiento de los requisitos de la autorización, que no constituya infracción sancionable, informándole 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 en última instancia a la autoridad competente de la administración la apertura de un procedimiento sancionador en caso de detectar alguna anomalía que pueda constituir infracción de las normas sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, en su Título IV, recoge un resumen de normas básicas sobre inspección en ese tipo de instalaciones, que a continuación se exponen:

- El personal encargado de la inspección, designado por el Ministerio de Industria y Energía y por el Consejo de Seguridad Nuclear, es considerado "agente de la autoridad", en el ejercicio de su misión, pudiendo ir acompañado de aquellos expertos que se consideren necesarios.
- El titular de la instalación en proceso de inspección, estará obligado a:
    a) Facilitar el acceso de los inspectores a las partes de la instalación que consideren necesarias para el cumplimiento de su labor.
    b) Facilitar la colocación del equipo e instrumentación que se requiera para realizar las pruebas y comprobaciones necesarias.
    c) Poner a disposición de los inspectores la información, documentación, equipos y elementos que sean precisos para el cumplimiento de su misión.
    d) Permitir a los inspectores las tomas de muestras suficientes para realizar los análisis y comprobaciones pertinentes.
- El resultado de la inspección se hará constar en un Acta.
- Se invitará al titular de la instalación, o persona en quien éste delegue, a que presencie la inspección, y firme el Acta de la misma. Al firmar, puede hacer constar las manifestaciones que estime pertinentes. También puede negarse a firmar o manifestar sus objeciones.
- Como consecuencia de irregularidades detectadas durante la inspección, si éstas suponen manifiesto peligro, las autoridades del Ministerio de Industria y Energía podrían adoptar las medidas que estimen necesarias, requiriendo al titular de la instalación para que corrija las deficiencias observadas. En concreto, por razones de seguridad para las personas y bienes, el CSN podrá también adoptar las medidas urgentes necesarias a fin de que la instalación recobre la seguridad.

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 realicen en las centrales y la información de las mismas al CSN.

7.4 Sistema sancionador en materia de instalaciones nucleares

El Capítulo XIV de la Ley 25/1964 de Energía Nuclear, en la nueva redacción otorgada por la Ley 54/1997, del Sector Eléctrico, regula un cuadro de infracciones y sanciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

La Ley de Energía Nuclear clasifica las infracciones en función de su gravedad, en un espectro que distingue entre "infracciones leves", "graves" y "muy graves", según sea la naturaleza del riesgo implicado en la acción u omisión del titular de la instalación.

Según sea la calificación jurídica de la infracción cometida, las sanciones podrán consistir en multas económicas de hasta quinientos millones de pesetas (500.000.000 ptas.), combinadas, en caso de estimarse necesario, con retirada definitiva o temporal de permisos y autorizaciones. La cuantía de las sanciones se graduará atendiendo a criterios de peligro para la vida y salud de las personas, seguridad de las cosas y el medio ambiente, intencionalidad, negligencia en la comisión, reincidencia, importancia del daño o deterioro causado a personas y bienes, etc.

El Consejo de Seguridad Nuclear tiene la facultad de proponer la apertura de un procedimiento sancionador respecto de aquellos hechos que pudieran estar definidos como infracciones en materia de seguridad nuclear o protección radiológica. Para ello identifica la infracción cometida y los extremos relevantes para su valoración, emitiendo los informes que sean necesarios para contribuir a la adecuada calificación de los hechos a sancionar.

El CSN tiene por tanto una facultad de asesoramiento, y propuesta, en el ámbito del procedimiento sancionador, siendo competencia del Gobierno, o de la administración autorizante (Ministerio de Industria y Energía), la facultad de imponer la sanción que se considere legalmente procedente, tras la tramitación de un expediente administrativo a tal efecto.

El CSN puede paralizar las obras y suspender el funcionamiento de instalaciones, si existe manifiesto peligro para las personas o los bienes, o se ve comprometida la seguridad de éstos. En todo caso podría adoptar las medidas urgentes necesarias para que se restablezca la seguridad de la instalación. Estas medidas no tienen carácter sancionador, sino de precaución, y por ello se pueden aplicar con independencia de las sanciones que las autoridades públicas competentes puedan imponer en cada caso.

7.5 Valoración de grado de cumplimiento

De la información incluida en los apartados precedentes se concluye que España cumple los requisitos establecidos en este artículo relativos a establecimiento y mantenimiento de un marco legal aplicable a las instalaciones nucleares.

Como se ha descrito, el marco legal español prevé el establecimiento de requisitos aplicables en materia de seguridad, de un sistema de licenciamiento, de un sistema de inspección y evaluación para verificar el cumplimiento de los requisitos y medidas para asegurar el cumplimiento y sancionar los incumplimientos.

ANEXO 7.A

Guías de Seguridad del CSN

Guías de Seguridad del CSN

Las Guías de Seguridad del CSN contienen métodos recomendados por el CSN desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica y su finalidad es orientar y facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear española vigente. Estas guías no son de obligado cumplimento, pudiendo el usuario seguir métodos y soluciones diferentes a los contenidos en las mismas, siempre que estén debidamente justificadas.

La colección de guías de seguridad está dividida en diez secciones:

Sección 1. Reactores de potencia y centrales nucleares

GS.1.1 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación en centrales nucleares.
CSN, 1986. ISBN 84-87275-31-1

GS.1.2 Modelo dosimétrico en emergencias nucleares.
CSN, 1990. ISBN 84-87275-48-6

GS.1.3 Plan de Emergencia en centrales nucleares.
CSN, 1987. ISBN 84-87275-44-3

GS.1.4 Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares.
CSN, 1988. ISBN 84-87275-25-7

GS.1.5 Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera.
CSN, 1990. ISBN 84-87275-35-4

GS.1.6 Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación.
CSN, 1990. ISBN 84-87275-47-8

GS.1.7 Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares.
CSN, 1997. ISBN 84-87275-67-2

GS.1.9 Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.
CSN, 1996. ISBN 84-87275-65-6

GS.1.10 Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares.
CSN, 1996.ISBN 84-87275-60-5

Sección 2. Reactores de investigación y conjuntos subcríticos

Sección 3. Instalaciones del ciclo del combustible

Sección 4. Vigilancia radiológica ambiental

GS.4.1 Diseño y desarrollo del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental para centrales nucleares.
CSN, 1993. ISBN 84-87275-56-7

Sección 5. Instalaciones y aparatos radiactivos

GS.5.1 Documentación técnica para solicitar la autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de isótopos radiactivos no encapsulados (2ª y 3ª categoría).
CSN, 1986. ISBN 84-87275-33-8

GS.5.2 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de manipulación y almacenamiento de fuentes encapsuladas (2ª y 3ª categoría).
CSN,1986. ISBN 84-87275-32-X

GS.5.3 Control de la hermeticidad de fuentes radiactivas encapsuladas.
CSN, 1987. ISBN 84-87275-26-5

GS.5.5 Documentación técnica para solicitar autorización de construcción y puesta en marcha de las instalaciones de radioterapia.
CSN, 1988. ISBN 84-87275-37-O

GS.5.6 Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de instalaciones radiactivas.
CSN. 1988. ISBN 84-87275-30-3

GS.5.7 Documentación técnica necesaria para solicitar autorización de puesta en marcha de las instalaciones de rayos X para radiodiagnóstico.
CSN, 1988. ISBN: 84-87275-34-6

GS.5.8 Bases para elaborar la información relativa a la explotación de instalaciones radiactivas.
CSN. 1988. ISBN 84-87275-24-9

GS.5.10 Documentación técnica para solicitar autorización de instalaciones de rayos X con fines industriales.
CSN, 1988. ISBN 84-87275-36-2

GS.5.11 Aspectos técnicos de seguridad y protección radiológica de instalaciones de rayos X para diagnóstico.
CSN, 1990. ISBN 84-87275-20-6

GS.5.12 Homologación de cursos de formación de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas.
CSN, 1998. ISBN 84-87275-81-8

Sección 6. Transporte de materiales radiactivos

Sección 7. Protección radiológica

GS.7.1 Requisitos técnico-administrativos para los Servicios de Dosimetría Personal Individual.
CSN, 1985. ISBN 84-87275-46-X

GS.7.2 Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente Servicio o Unidad Técnica.
CSN, 1986. ISBN 84-87275-29-X

GS.7.3 Bases para el establecimiento de los Servicios o Unidades Técnicas de Protección contra las Radiaciones Ionizantes.
CSN, 1987. ISBN 84-87275-23-0

GS.7.4 Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes.
CSN,(Rev. 1, 1994). ISBN 84-87275-58-3

GS.7.5 Actuaciones a seguir en caso de personas que hayan sufrido un accidente radiológico.
CSN. 1989. ISBN 84-87275-19-2

GS.7.6 Contenido de los manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear.
CSN. 1992 ISBN 84-87275-49-4

GS.7.7 Control radiológico del agua de bebida.
CSN. 1990 (Rev.1, 1994). ISBN 84-87275-27-3

Sección 8. Protección física

Sección 9. Gestión de residuos

GS.9.1 Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de media y baja actividad.
CSN, 1991. ISBN 84-87275-28-1

Sección 10. Varios

GS.10.1 Guía básica de Garantía de Calidad para instalaciones nucleares.
CSN. 1985 (Rev.1, 1988). ISBN 84-87275-43-5.

GS.10.2 Sistema de documentación sometida a programas de Garantía de Calidad en instalaciones nucleares.
CSN, 1986. ISBN 84-87275-45-1

GS.10.3 Auditorías de Garantía de Calidad.
CSN,1986. ISBN 84-87275-21-4

GS.10.4 Garantía de Calidad para la puesta en servicio de instalaciones nucleares.
CSN, 1987. ISBN 84-87275-39-7

GS.10.5 Garantía de Calidad de ensayos, pruebas e inspecciones de instalaciones nucleares.
CSN. 1987. ISBN 84-87275-40-0

GS.10.6 Garantía de Calidad en el diseño de instalaciones nucleares.
CSN. 1987. ISBN 84-87275-41-9

GS.10.7 Garantía de Calidad en instalaciones nucleares en explotación.
CSN. 1988. ISBN 84-87275-38-9

GS.10.8 Garantía de Calidad para suministros de elementos y servicios para instalaciones nucleares.
CSN, 1986. ISBN 84-87275-42-7

Artículo 8. Órgano regulador

8.1 Órgano regulador encargado de la aplicación del marco legislativo

8.1.1 Descripción del mandato y funciones del órgano regulador

En España, la función reguladora en materia de seguridad nuclear y protección radiológica es desarrollada por las siguientes autoridades:

- El *Gobierno* que, como poder político ejecutivo, tiene facultad de dirigir la política energética y establecer los objetivos y metas de la Administración, dictando normativa reglamentaria de obligado cumplimiento.
- El *Ministerio de Industria y Energía*, como departamento administrativo que, siguiendo las estrategias gubernamentales en la materia, adopta Disposiciones reglamentarias en desarrollo de las Leyes parlamentarias y de los Reglamentos del Gobierno. Asimismo, adopta acuerdos y decisiones vinculantes en materia de emisión, modificación, suspensión o revocación de autorizaciones sobre instalaciones nucleares, con autoridad para imponer las sanciones a los explotadores que incurran en infracciones del ordenamiento jurídico. Es el responsable de la concesión de las distintas autorizaciones y permisos de las instalaciones nucleares, previo informe preceptivo y vinculante del CSN (anteriormente de la Junta de Energía Nuclear (ver Art.7).
- El *Consejo de Seguridad Nuclear*, como organismo regulador; se crea en virtud de la Ley 15/1980, de 22 de abril, como organismo público consultivo, independiente de la Administración Central de Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propios y siendo el único competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, con la responsabilidad de emitir informes y asesoramientos preceptivos, y asumiendo la facultad de inspección y evaluación permanente de tales instalaciones en sus distintas fases de construcción, puesta en marcha, y operación. Es, además, responsable del control y vigilancia radiológica de los trabajadores y de la población en general. El Consejo de Seguridad Nuclear no mantiene relaciones de jerarquía ni tutela con respecto del Gobierno, o de organizaciones encargadas de la promoción científica de la energía nuclear. Ejerce sus funciones con plena independencia tanto del Ministerio de Industria y Energía como del resto de los agentes que participan en el ámbito nuclear.

  A pesar de su carácter eminentemente consultivo, también desarrolla acciones ejecutivas, ya que se le atribuye poder para suspender el funcionamiento de una instalación o actividad cuando exista peligro para la seguridad, y puede conceder y retirar las licencias del personal de operación de las anteriores instalaciones.

  El CSN depende directamente de las Cortes a través de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados. Esta Comisión analiza y estudia los informes semestrales que, por su Ley de Creación, el CSN debe remitir al Congreso para informarle de sus actuaciones. Una vez estudiados y analizados por la Comisión, el Presidente del CSN comparece ante la misma y explica y aclara cuantas dudas tengan los diputados. Las resoluciones adoptadas por la Comisión, normalmente, contienen las valoraciones efectuadas con relación a los informes presentados. En el Anexo 8.A se presenta copia de la Resolución de 7 de abril de 1998.

8.1.2 Facultades y responsabilidades del órgano regulador

Las funciones del CSN se pueden agrupar, dependiendo de la responsabilidad o facultades que el CSN tiene asignadas por su Ley de creación y el Estatuto que la desarrolla, en los siguientes grandes grupos:

a) Actividades vinculantes y preceptivas:

- Actividades de evaluación e inspección.

  El CSN tiene que emitir informes preceptivos y vinculantes, previos a las autorizaciones de emplazamiento, construcción, puesta en marcha, explotación y clausura.

b) Actividades con responsabilidad directa.

- Obligación de remitir semestralmente al Congreso de los Diputados y al Senado un informe sobre sus actividades.
- Facultad de ordenar la paralización de las obras o la operación en caso de que aparezcan anomalías que afecten a la seguridad y hasta tanto éstas no sean corregidas, pudiendo proponer la anulación de las autorizaciones, licencias o permisos si las anomalías no fueran suceptibles de ser corregidas.
- Propuesta de normativa y reglamentaciones; el CSN no ostenta capacidad normativa propia, pero sí puede dictar directrices o instrucciones técnicas a los titulares, advirtiéndoles sobre medios para el mejor cumplimiento de las normas y autorizaciones que ostenten. Estas directrices, que tienen el valor de simples recomendaciones, sin valor vinculante, son las Guías de Seguridad (ver art. 7).
- Vigilancia y control de los niveles de radiación en el interior y exterior de las instalaciones.
- Control de las dosis recibidas por el personal de operación, y evaluación del impacto radiológico de dichas instalaciones en las personas y el medio ambiente.
- Concesión de licencias de personal de operación de las instalaciones nucleares (supervisores, operadores, y jefes de servicio de protección radiológica):
  - Licencia de supervisor, que capacita para dirigir el funcionamiento de una instalación nuclear o radiactiva y las actividades de los operadores.
  - Licencia de operador, que capacita, bajo la inmediata dirección de un supervisor, para la manipulación de los dispositivos de control y protección de la instalación.

  Además, las instalaciones nucleares disponen obligatoriamente de un servicio de protección radiológica, del que es responsable una persona acreditada por el CSN.
- Mantenimiento de relaciones oficiales con organismos similares extranjeros.
- Información a la opinión pública sobre materias de su competencia.
- Establecimiento de planes de investigación y obtención de información sobre el desarrollo de los mismos.
- Proposición de actuaciones sancionadoras al Ministerio de Industria y Energía o directamente al Gobierno, cuando lo considere oportuno.

c) Actividades de asesoramiento y colaboración.

- Asesora a las administraciones públicas y a los Tribunales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Colabora en la elaboración de planes de emergencia.
- Asesora sobre las afecciones que pudieran originarse en las personas por radiaciones ionizantes.
- Asesora al Gobierno respecto de los compromisos con otros países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

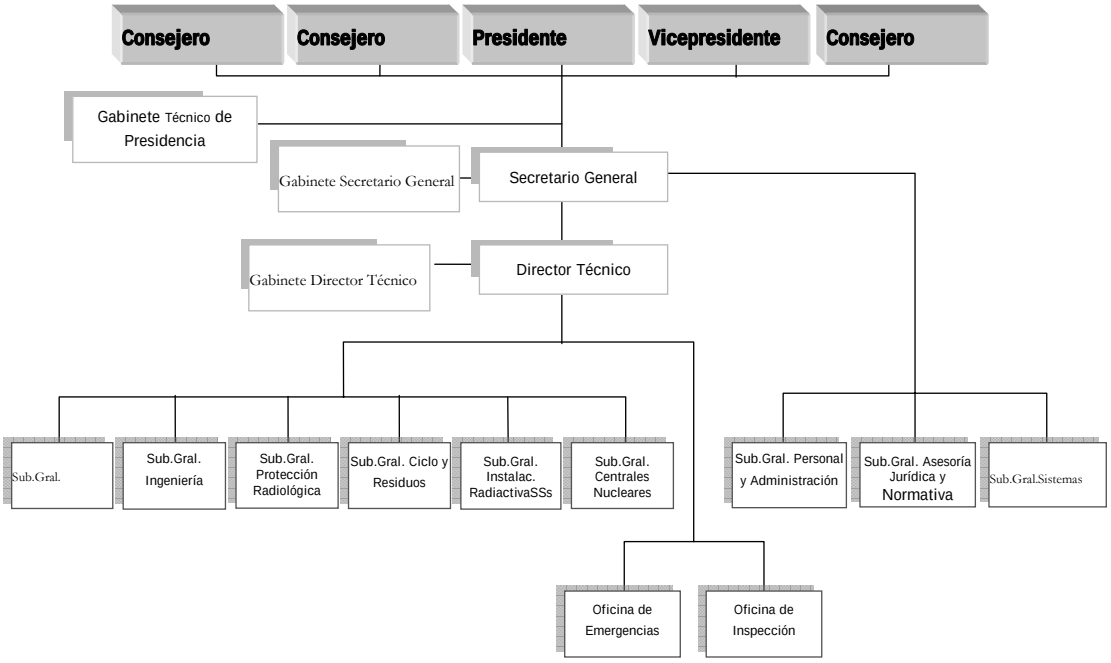
8.1.3 Estructura del CSN

La estructura organizativa y las competencias del CSN se encuentran reguladas en la Ley 15/1980, de 22 de abril, y en el Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril, por el que se aprueba su Estatuto , con las modificaciones operadas básicamente por la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sistema Eléctrico.

El Consejo de Seguridad Nuclear está compuesto por un Presidente y cuatro Consejeros, además de un Secretario General. El Presidente y los Consejeros son designados por el Gobierno, a propuesta del Ministerio de Industria y Energía, previa aceptación por una mayoría de 3/5 de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados. El Secretario General será designado por el Gobierno, a propuesta del Ministro de Industria y Energía y previo informe favorable del CSN. El periodo de permanencia en el cargo es de seis años, pudiendo ser designados mediante el mismo procedimiento, para periodos sucesivos.

De la Secretaría General depende la Dirección Técnica y el resto de servicios generales y de administración del Organismo.

En la figura siguiente se presenta el organigrama del Consejo de Seguridad Nuclear.



La Dirección Técnica elabora las propuestas de informes preceptivos a remitir a otros organismos, e inspecciona y controla el funcionamiento de las instalaciones nucleares, con el fin de garantizar su correcto funcionamiento en condiciones óptimas de seguridad.

A 31 de diciembre de 1997, junto a los altos cargos (Presidente, cuatro Consejeros, el Secretario General y el Director Técnico), la plantilla del personal del CSN está formada por 426 personas, de las cuales 187 son funcionarios del Cuerpo Técnico de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, dedicados a la inspección, control y seguimiento del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, otros 114 son funcionarios de otras administraciones públicas. El resto es personal de apoyo.

La Dirección Técnica está formada por seis Subdirecciones Generales y dos Oficinas Técnicas. En el Anexo 8.B se describen las funciones y responsabilidades de las mismas.

8.1.4 Plan de Orientación Estratégica

Aunque las funciones básicas del CSN están definidas en su Ley de Creación, el CSN realizó un primer esfuerzo de reflexión interna que quedó recogido en el Plan de Orientación Estratégica, aprobado por el Pleno del CSN en septiembre de 1995, que fue el resultado de la valoración de los cambios producidos desde la creación de la institución, en 1980, hasta esa fecha.

El Plan de Orientación Estratégica de 1995 quiso recoger aquellas orientaciones que pudieran facilitar el cumplimiento de dichas misiones tras analizar los cambios producidos. Durante esos años (1980-1995) el CSN experimentó sus propios cambios, con un rápido crecimiento y desarrollo organizativo. El CSN decidió a mediados de 1997 actualizar el Plan de Orientación Estratégica y revisar la consistencia de los objetivos que se establecieron en 1995. Esta primera revisión del Plan, aprobada por el CSN en su reunión plenaria del 5 de febrero de 1998, nuevamente recoge orientaciones que pueden servir al organismo para cumplir las misiones definidas por la Ley, estableciendo una serie de objetivos para cumplir de forma más eficaz las funciones del CSN.

Además del presente Plan, el CSN tiene aprobados y en marcha otros planes como pueden ser el Plan de Calidad Interna y el Plan de Sistemas de Información, que han de ser guías para el desarrollo y correcta adecuación del CSN a las nuevas tecnologías de la información que se están implantando.

8.1.5 Financiación del CSN

El CSN cuenta con un presupuesto y patrimonio propio e independiente de los del Estado, pero se integra en los Presupuestos Generales del Estado, y su aprobación corresponde al Parlamento.

En el momento presente el organismo se autofinancia en su totalidad y sus ingresos provienen de las tasas por servicios prestados. Esta tasa por servicios prestados se estableció en el Ley de Creación del CSN. Estos servicios son fundamentalmente de tres tipos:

a) de inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas;

b) de realización de estudios e informes previos a las autorizaciones que concede el Ministerio de Industria y Energía a las citadas instalaciones;

c) de concesión de licencias del personal destinado a operar o supervisar el funcionamiento de las instalaciones en cuestión.

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio de 1998 asciende a 5.145,96 millones de pesetas. Respecto a los gastos, algo más de la mitad corresponden a personal y una cuarta parte a gastos corrientes de funcionamiento.

En 1997, el CSN ha propuesto una modificación de la legislación relativa a las tasas que cobra por sus servicios con el fin de actualizar y racionalizar el sistema y conseguir una mayor adecuación a las prestaciones de servicios que realiza el organismo. La propuesta ha sido aprobada por el Consejo de Ministros y remitida al Congreso de los Diputados para su tramitación parlamentaria.

8.1.6 Comisiones de trabajo creadas por el Pleno del CSN

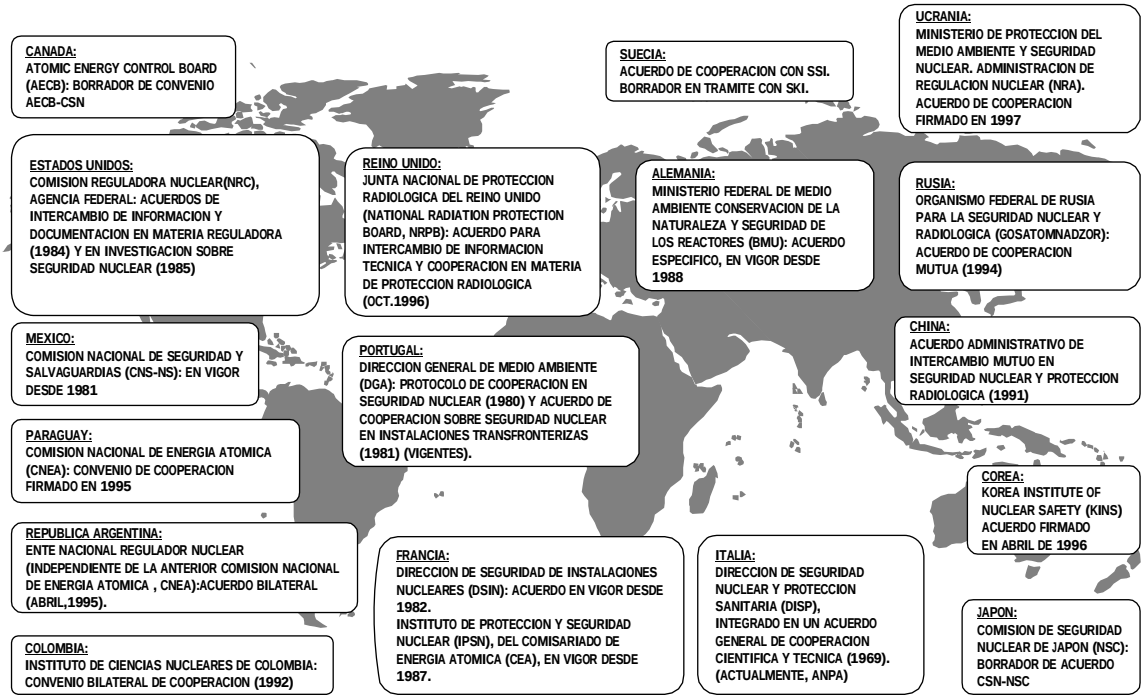
En 1996 el Pleno del CSN aprobó la creación de comisiones de trabajo para el correcto cumplimiento de las funciones del Consejo. Estas comisiones, que no tienen carácter ejecutivo, están presididas por un miembro del Pleno. La relación de las mismas y sus objetivos se presentan en el Anexo 8.C.

8.1.7 Relaciones internacionales del CSN

El CSN mantiene múltiples relaciones oficiales de carácter bilateral con organismos similares extranjeros y participa activamente en los grupos de trabajo de la Unión Europea, el OIEA, y la NEA de la OCDE. El CSN tiene acuerdos, protocolos o convenios firmados y en vigor con 14 países y gestiona acuerdos con otros dos. En el marco de tales acuerdos se establece un intercambio de información y un seguimiento de las prácticas de cada país en la regulación nuclear.

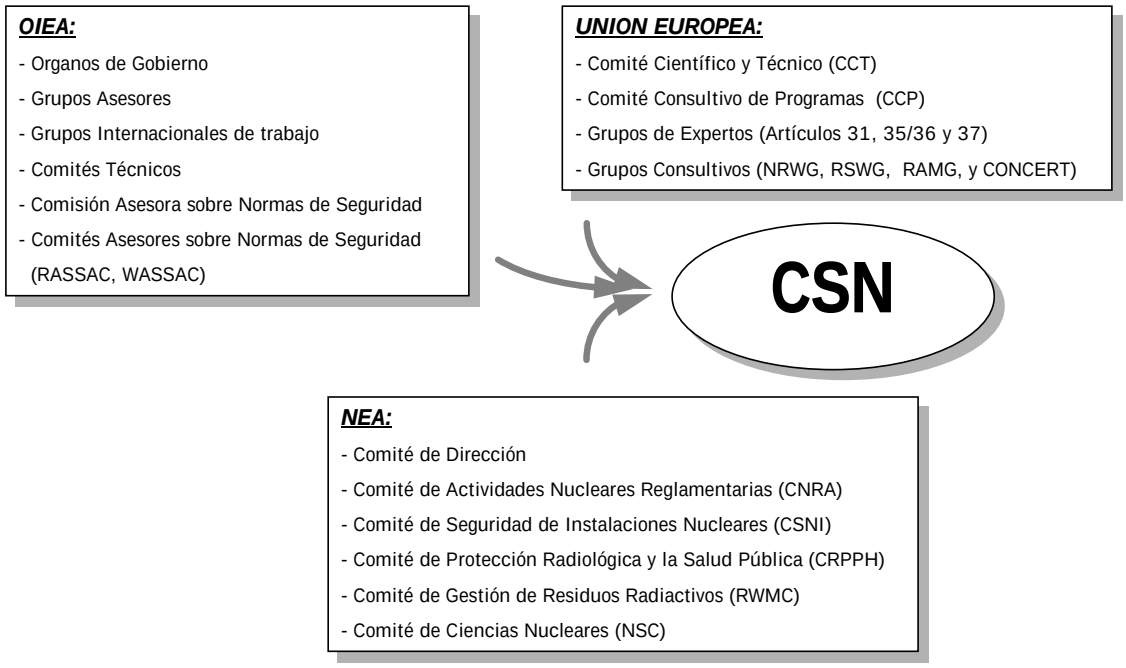
En la siguiente figura se representan los acuerdos bilaterales de cooperación firmados por el CSN:

Relaciones Bilaterales del CSN



En la siguiente figura se puede ver la participación del CSN en los diferentes grupos de trabajo de la NEA, Unión Europea y del OIEA.

Grupos de Trabajo Internacionales con Participación del CSN



El Consejo es miembro fundador de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA) y del Foro de Reguladores Iberoamericanos, y participa activamente en todas sus actividades.

Además, el CSN participa en los programas TACIS y PHARE de la Unión Europea relativos a la transferencia de las practicas de trabajo de los organismos reguladores occidentales a las autoridades de seguridad nuclear de los países del Centro y Este de Europa y de la Comunidad de Estados Independientes.

8.1.8 Investigación y desarrollo

El CSN no realiza directamente actividades de investigación. Su función es establecer planes de investigación en temas de seguridad nuclear y protección radiológica. Para ello colabora con otras instituciones públicas y privadas que desarrollan programas concernientes a la investigación. Promueve el desarrollo de proyectos dedicados a optimizar la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, mejorar las capacidades y herramientas de su personal a fin de velar mejor por la seguridad y la protección contra las radiaciones ionizantes.

En julio de 1997 el CSN aprobó el Plan Quinquenal de Investigación 1997-2001, que organiza actividades de investigación en dos líneas básicas: protección radiológica y seguridad nuclear. Los proyectos del Plan se llevan a cabo en colaboración con organizaciones nacionales (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas" (CIEMAT); “Centro de Estudios de Experimentación” (CEDEX); "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos" (ENRESA); "Empresa Nacional del Uranio" (ENUSA);

diferentes universidades, institutos y centros de investigación y hospitales, etc.), e internacionales (NRC de Estados Unidos, IPSN francés, etc.)

Además, el CSN ha establecido un acuerdo marco de colaboración en actividades de investigación con el sector eléctrico representado por UNESA. Mediante este acuerdo se pretende mantener el esfuerzo dedicado por la industria nuclear a actividades de investigación, en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica, en el nuevo marco económico de libre competencia en el mercado eléctrico español que ha entrado en vigor a comienzos del año 1998. Dentro de este acuerdo se ha establecido un Plan Conjunto de Investigación mediante el que se promueve la realización de numerosos proyectos, en áreas de interés común para el CSN y el sector eléctrico.

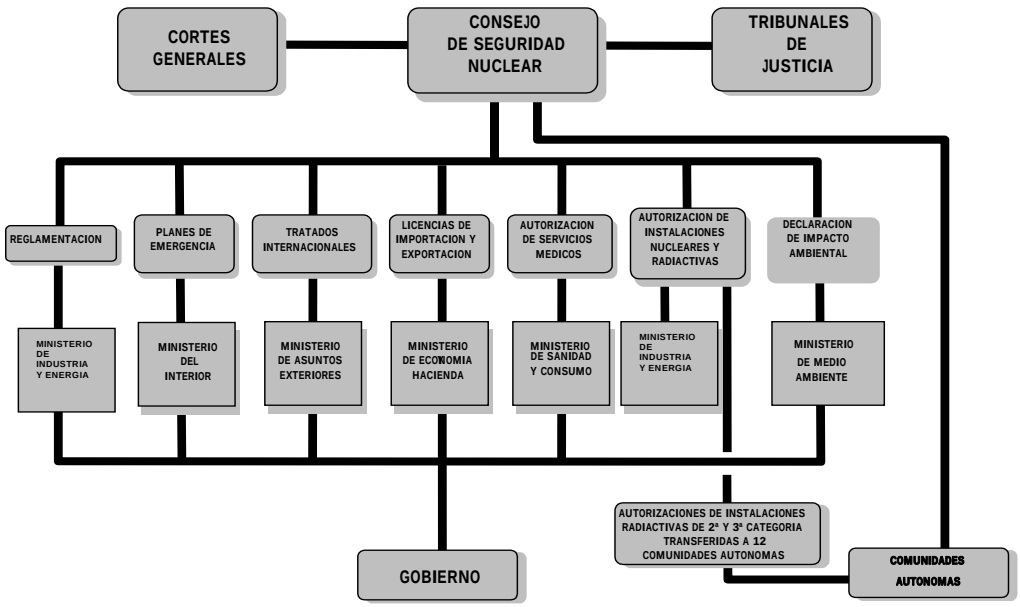
8.2 Separación efectiva entre las funciones del órgano regulador y las del fomento de la energía nuclear

Como organismo independiente del Gobierno el CSN no participa en ninguna actividad de fomento o utilización de la energía nuclear. Depende directamente del Congreso de los Diputados y tiene la obligación legal de remitirle cada seis meses un Informe sobre sus actividades, resumiendo la situación y principales incidencias ocurridas en las instalaciones nucleares cuya vigilancia le está encomendada.
Además el CSN responde por escrito a las preguntas formuladas por los distintos grupos políticos, y aporta cuanta información le es solicitada por las comisiones del Congreso de los Diputados y del Senado

En el cumplimiento de las funciones que le han sido atribuidas legalmente, el CSN establece un marco de relaciones oficiales con otros entes e instituciones públicas, pertenecientes a la Administración del Estado, u otras administraciones públicas.

Las relaciones del CSN con instituciones y organismos públicos encargados de la promoción y la utilización de la energía nuclear pueden resumirse según el diagrama incluido en la siguiente figura.

Relaciones Institucionales del CSN



- *Ministerio de Industria y Energía,* al que el CSN remite los informes preceptivos requeridos para conceder autorizaciones sobre instalaciones nucleares y las propuestas de reglamentación en materia de seguridad nuclear.
- *Ministerio de Medio Ambiente,* ante la exigencia de realizar conjuntamente con dicho departamento una declaración sobre el impacto radiológico ambiental de las instalaciones nucleares.
- *Ministerio del Interior*, con el que se colabora en la confección de Planes Provinciales de Emergencia en caso de accidente nuclear y en la ejecución de los mismos.
- *Ministerio de Sanidad y Consumo*, en relación con aspectos de la protección de la salud que puedan derivarse de la exposición a radiaciones ionizantes y en las propuestas de reglamentación sobre protección radiológica.
- *Ministerio de Asuntos Exteriores,* en materia de estudio y colaboración en la firma de Tratados Internacionales por el Gobierno español y en general de relaciones con los organismos internacionales.

8.3 Valoración del grado de cumplimiento

De la descripción realizada sobre la constitución y funciones del Consejo de Seguridad Nuclear y sus recursos financieros y humanos se concluye que España cumple adecuadamente los requisitos del apartado primero de este artículo.

El contenido de la Ley de Creación del CSN y los mecanismos establecidos para la designación de sus miembros que se han descrito, garantizan adecuadamente la independencia del organismo respecto a cualquier actividad de fomento o utilización de la energía nuclear tal y como requiere el apartado segundo de este artículo.

ANEXO 8.A

Resoluciones de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados de 7 de abril de 1998

En cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 97 del Reglamento de la Cámara, se ordena la publicación en el BOLETIN OFICIAL DE LAS CORTES GENERALES de las Resoluciones aprobadas por la Comisión de Industria, Energía y Turismo, en su sesión del día 31 de marzo de 1998, en relación con los informes del primer y segundo semestre de 1996 del Consejo de Seguridad Nuclear (núms. expte. 401/000003 y 401/000004, respectivamente).

Palacio del Congreso de los Diputados, 2 de abril de1998

El Presidente del Congreso de los Diputados,

Federico Trillo-Figueroa Martínez-Conde.

La Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, en su sesión del día 31 de marzo de 1998, recibidos en virtud del artículo 11 de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, los Informes Semestrales de actividades de dicho Consejo correspondientes al primer y segundo semestre de 1996 (401/000003 v 401/0000004) y habiendo tenido lugar la correspondiente comparecencia ante dicha Comisión del Presidente del Consejo de Seguridad nuclear, ha aprobado por unanimidad las siguientes Resoluciones:

Primera. Teniendo en cuenta los dos sucesos de contaminación interna de trabajadores ocurridos en el desmantelamiento de Vandellós I, se solicita al Consejo de Seguridad Nuclear la presencia de un inspector residente durante los próximos tres años a fin de reducir cuanto sea posible la probabilidad que se repitan estos sucesos.

Segunda. Se solicita al Consejo de Seguridad Nuclear que remita a esta Cámara un informe en el que se detallen las actuaciones desarrolladas en el marco del programa AEOS en la central nuclear de Trillo, el grado de ejecución del mismo, sucesos más destacados (incluidos o no en la escala INES) y modificaciones de la planta que de él se deriven. Dicho informe debe ser remitido una vez concluido el AEOS.

Tercera. Se solicita al Consejo de Seguridad Nuclear que solicite a la central nuclear de Trillo que implante las modificaciones que sean necesarias en el sistema de ventilación del edificio de emergencia (UV-3) a fin de que el límite de temperatura (35G) se ajuste a la norma alemana KTA 3601 en su versión definitiva de 1990.

Cuarta. Se solicita al Consejo de Seguridad Nuclear que remita a esta Comisión cada dos meses un catalogo de los informes más representativos sobre el funcionamiento de las centrales nucleares, con independencia del informe que se emite cada seis meses.

Quinta. La Comisión de Industria, Energía y Turismo toma conocimiento de que a juicio del Consejo de Seguridad Nuclear, de conformidad con la normativa vigente, las operaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas existentes en el territorio español, han tenido lugar durante los periodos antes indicados sin que hubieran registrado incidentes que pudiesen afectar a las personas o al medio ambiente.

Sexta. La Comisión constata la progresiva disminución de las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos, así como que la calidad radiológica del medio ambiente no ha sufrido detrimento alguno como consecuencia de la operación de las

instalaciones nucleares y radiactivas y que la actividad de los vertidos líquidos y gaseosos se ha mantenido muy por debajo de los límites legalmente establecidos.

Séptima. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear para que impulse la progresiva modernización reglamentaria y legal de acuerdo con las nuevas necesidades, identificando las carencias de la normativa actual y elaborando las propuestas correspondientes.

Octava. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a continuar la mejora de los programas de formación de los operadores y supervisores de las centrales nucleares y a continuar el estudio en relación con los simuladores a utilizar para la formación de este personal.

Novena. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear para que potencie al máximo posible los planes de I+D en los que participa, así como su participación en los grupos de trabajo de organismos internacionales como EURATOM, el OIEA, la NEA así como sus relaciones bilaterales.

Décima. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a elaborar un informe sobre las eventuales repercusiones que el nuevo marco regulador previsto en la Ley del Sector Eléctrico pudiera tener en la seguridad en las centrales nucleares y en las competencias del CSN, así como las modificaciones en las estructuras del organismo que, en su caso, requeriría la adecuación a la Normativa.

Undécima. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear, al Ministerio de Interior y al Ministerio de Industria y Energía a que profundicen en el desarrollo de la colaboración dentro de sus respectivas competencias en el ámbito de protección física de los materiales nucleares, en el marco de las previsiones del Real Decreto 158/1995, de 3 de febrero, sobre protección física de los materiales nucleares, con el objetivo de garantizar la mayor protección de los mismos.

Duodécima. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear y al Ministerio de Sanidad y Consumo a que en el marco de la Ponencia especial sobre protección radiológica creada en el seno del Consejo Interterritorial de Salud, se impulse la generalización de los servicios de protección radiológica en los hospitales de la red pública, tanto del INSALUD como de los Servicios de Salud de las Comunidades Autónomas.

Decimotercera. La Comisión constata que se están acusando retrasos en ciertas comunidades autónomas que tienen transferidas funciones del Ministerio de Industria y Energía en materia de industria (aplicable a instalaciones radiactivas) en la tramitación de los expedientes administrativos, tanto en la concesión de autorizaciones como en la resolución de expedientes sancionadores y que este es un problema que debería solventarse a la mayor brevedad posible.

Decimocuarta. La Comisión solicita al Consejo de Seguridad Nuclear, antes del mes de julio de 1998, información sobre las previsiones de las centrales nucleares españolas relativas al aumento de la potencia y las medidas que el Consejo de Seguridad Nuclear adoptará para asegurar que se realizan garantizados todas las condiciones exigibles de seguridad.

Decimoquinta. La Comisión constata la necesidad y urgencia de una nueva Ley de Tasas que regule la contraprestación por los servicios que presta el Consejo de Seguridad Nuclear en el nuevo marco regulador previsto en la Ley del Sector Eléctrico, instando al Gobierno a tramitar y presentar ante la Cámara el Proyecto de Ley a la mayor brevedad.

Decimosexta. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear y al Ministerio de Medio Ambiente a que avancen en la delimitación de sus respectivas competencias en el ámbito de la protección radiológica medioambiental en el país, con el objetivo de garantizar una adecuada protección radiológica de las personas y del medio ambiente.

Decimoséptima. La Comisión considera necesario dedicar una dotación de recursos que garantice la adecuada operatividad de la organización del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Dirección General de Protección Civil para el desarrollo en estrecha coordinación con las comunidades autónomas implicadas del Plan Básico de Emergencia Nuclear y los Planes Provinciales de Emergencia.

Decimoctava. Solicita al Consejo de Seguridad Nuclear, antes del 30 de junio de 1998, información relativa a las medidas adoptadas en la fábrica de combustible de Juzbado para mejorar el control ejercido sobre el material nuclear y evitar la ocurrencia de nuevos incidentes.

Decimonovena. Solicita al Consejo de Seguridad Nuclear, antes del 30 de junio de 1998, información sobre el programa de inspección previsto para las soldaduras y tirantes del barrilete de la central nuclear de Santa María de Garoña, así como las previsiones del estado de ese elemento en el futuro.

Vigésima. La Comisión solicita al Consejo de Seguridad Nuclear la potenciación de sus actividades de información y comunicación con los ciudadanos, en aquellas materias que son de su competencia, con la apertura al público de un Centro de información y el mantenimiento de un servidor de la Red Internet que permita la actualización sistemática de la información relativa a la situación de las instalaciones y a la vigilancia del medio ambiente.

Vigésimo primera. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a intensificar las inspecciones de su competencia en el ámbito hospitalario.

Vigésimo segunda. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a proponer un programa de renovación de aparatos de rayos X obsoletos en hospitales y clínicas públicos y privados.

Vigésimo tercera. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a que se pronuncie sobre la conveniencia de realizar un estudio con el fin de clarificar que residuos hospitalarios deben tener la categoría de residuos radiactivos y cuáles no.

Vigésimo cuarta. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear a intensificar la especialización del equipo inspector del CSN en protección radiológica en hospitales y centros sanitarios.

Vigésimo quinta. La Comisión insta al Consejo de Seguridad Nuclear para que, de acuerdo con sus competencias y para incrementar la seguridad global en la zona afectada, vele expresamente por la máxima transparencia e información en todo el proceso de desmantelamiento de la Central Nuclear Vandellós I. Para ello, se considera necesario establecer mecanismos que garanticen el pleno conocimiento del proceso y sus consecuencias a los entes locales de la zona (ayuntamientos y consejos comarcales), así como a las Cortes Generales y al propio Parlament de Catalunya. Esta transparencia comportará, sin duda, una mayor confianza y seguridad de la población en el desarrollo de todo el proceso, que ya se ha iniciado, de forma adecuada, por parte de ENRESA.

Palacio del Congreso de los Diputados, 1 de abril de 1998.

El Presidente de la Comisión de Industria, Energía Turismo

Francesc Homs i Ferret.

ANEXO 8.B

Estructura de la Dirección Técnica del CSN

- Subdirección General de Centrales Nucleares (SCN)l

  A la SCN corresponde la realización de informes técnicos, propuestas, inspecciones y el seguimiento de las centrales nucleares, así como los relativos a la concesión y renovación de las licencias para el personal de operación de las instalaciones nucleares.

  La SCN es también responsable de la evaluación y análisis de la experiencia operativa, el control de la formación y las licencias del personal de operación de las centrales, la actualización de los requisitos de seguridad aplicables a las mismas y de la evaluación y seguimiento de los programas de garantía de calidad de las centrales y los informes y propuestas de autorización de empresas de fabricación, instalación y montaje de componentes nucleares.

- Subdirección General de Instalaciones Radiactivas (SIR)

  Corresponde a la SIR la realización de informes técnicos, propuestas, inspecciones y el seguimiento de las instalaciones radiactivas, de los transportes y las empresas que prestan asistencia técnica, así como las relativas a la concesión y renovación de las licencias para el personal de operación de las instalaciones radiactivas.

  También son funciones de esta Subdirección las actividades del CSN relativas a las instalaciones de rayos X con fines diagnóstico y las de homologación y fabricación de equipos radiactivos, los servicios de protección radiológica y las UTPRs.

- Subdirección General de Ciclo y Residuos (SCR)

  Corresponde a la SCR la realización de informes técnicos, propuestas, inspecciones y el seguimiento de las instalaciones del ciclo del combustible y residuos y de las instalaciones en proceso de clausura y desmantelamiento, así como los relativos a la concesión y renovación de las licencias para el personal de operación de dichas instalaciones.

  Coordina la participación del CSN en la revisión del Plan General de Residuos Radiactivos y gestiona y coordina los proyectos de I+D sobre residuos de alta actividad, salvo los que se asignen a la STN. También le corresponde realizar evaluaciones e inspecciones relativas a la gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares y radiactivas en operación.

- Subdirección General de Protección Radiológica (SPR)

  Corresponde a la SPR la realización de estudios, informes técnicos e inspecciones en materia de protección radiológica, tanto de las personas profesionalmente expuestas como de la población en general.

  También es responsable del control y vigilancia de los niveles de radiación en el interior y exterior de las instalaciones y del de su influencia en las zonas en que se enclavan, de proponer los programas de vigilancia radiológica ambiental independiente, a realizar por el CSN y las comunidades autónomas y de proponer criterios para el establecimiento de la Red Nacional de Vigilancia Radiológica Ambiental.

  La SPR es responsable de la propuesta de desarrollo y orientación en la aplicación de los criterios, métodos, normas y procedimientos para la gestión del sistema de protección radiológica adoptado en España. La SPR gestiona y coordina los proyectos de I+D sobre protección radiológica.

Esta Subdirección es responsable de las actuaciones del CSN relacionadas con servicios de dosimetría personal y servicios médicos de vigilancia del personal profesionalmente expuesto.

- Subdirección General de Ingeniería (SIN)

  Corresponde a la SIN la realización de estudios, informes técnicos e inspecciones en las áreas relacionadas con la construcción, diseño, operación y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas en los temas de su especialidad.

  Los temas en los que se especializa la SIN son: los sistemas nucleares, la ingeniería mecánica y estructural, los sistemas eléctricos, la instrumentación y el control, los sistemas auxiliares y el mantenimiento.

  La SIN participa en la evaluación de los sucesos notificables relacionados con las disciplinas de su competencia en el Panel de Revisión de Incidentes, y en el Grupo de Análisis Operativo de la Organización de Emergencias del CSN.

- Subdirección General de Tecnología Nuclear (STN)

  Corresponde a la STN el desarrollo y puesta al día de los conocimientos técnicos y las metodologías necesarias para mejor cumplimiento de las funciones del Consejo de Seguridad Nuclear, así como realizar estudios, informes técnicos e inspecciones en los temas de sus especialidades.

  Los temas en los que se especializa la STN son: la ingeniería nuclear, los análisis probabilistas de seguridad, los factores humanos, las ciencias de la tierra, la modelización y simulación y la coordinación en I+D.

- Oficina de Inspección (OFIN)

  Corresponde a la OFIN la coordinación de los programas de inspección y auditoría, tanto de las instalaciones como de las actividades bajo la supervisión del Consejo de Seguridad Nuclear.

  Esta Oficina es también responsable del seguimiento de los programas de inspección ejecutados por las comunidades autónomas con encomienda de funciones en el campo de la inspección, así como de la coordinación de las propuestas de expedientes sancionadores.

- Oficina de Emergencias (OFEM)

  Corresponde a la OFEM la coordinación de la respuesta rápida, correcta y eficaz del Consejo de Seguridad Nuclear, en el ámbito de sus competencias, ante situaciones de emergencia radiológica.

  Son objeto de esta coordinación las actividades relacionadas con el Plan de Actuación del CSN para situaciones de emergencia, simulacros y ejercicios de emergencia nuclear o radiológica, y las que, en el marco del Plan Básico de Emergencia Nuclear, desarrollan los Grupos Radiológicos de los Planes de Emergencia Provinciales, incluyendo la coordinación con la Dirección General de Protección Civil y otros organismos e instituciones involucradas en la gestión de emergencias nucleares y radiológicas.

ANEXO 8.C

Comisiones de trabajo creadas por el Pleno del CSN

- Comisión de Política Institucional

  Funciones:

  a) Seguimiento de las relaciones con las instituciones políticas, la Administración Central y Autonómica, las fuerzas sociales, los grupos ecologistas, etc.

  b) Seguimiento de las relaciones con los organismos homólogos del Consejo y los organismos internacionales

  c) Seguimiento de las actividades de información al público y comunicación social.

  d) Análisis y seguimiento de la gestión presupuestaria.

  e) Análisis y seguimiento de los proyectos, normativa y asuntos judiciales en tramitación.

- Comisión de Recursos Humanos

  Funciones:

  a) Seguimiento de las actividades de formación del personal, tanto laboral como funcionario, del organismo.

  b) Seguimiento de las actividades de relación con los órganos de representación del personal funcionario y laboral.

  c) Análisis y propuestas en materia de política de gestión de personal.

- Comisión de Investigación y Política Tecnológica

  Funciones:

  a) Análisis de los diversos aspectos del desarrollo tecnológico relativo a la seguridad nuclear y protección radiológica.

  b) Elaboración del programa de investigación y desarrollo y de sus sucesivas modificaciones, así como el seguimiento de sus resultados.

- Comisión de Desarrollo Normativo y Asuntos Jurídicos

  Funciones:

  a) Análisis comparativo del desarrollo normativo internacional y su incidencia actual y propuesta de líneas de optimización.

  b) Proponer un programa de desarrollo normativo

  c) Análisis de la acción reguladora y propuesta de un plan para la mejora progresiva de su eficacia y de nivel de seguridad de sus instalaciones.

- Comisión de Experiencia Operativa y Programas de Formación de Personal con Licencia

  Funciones:

  a) Análisis y propuestas de los programas de formación el personal con licencia de las instalaciones nucleares y radiactivas controladas por el CSN.

  b) Análisis de las incidencias operativas asociadas a factores humanos en instalaciones nucleares y radiactivas.

- Comisión de Organización, Calidad y Sistemas

  Funciones:

  a) Proponer la estrategia del Consejo en cuanto a organización, calidad interna y sistemas, desarrollarla y vigilar su implantación.

  b) Analizar las evaluaciones de la calidad de las actividades desarrolladas por el Consejo y su percepción externa e interna, impulsando y supervisando medidas de mejora.

  c) Conocer e informar las propuestas del Plan de Calidad y Plan Estratégico de Sistemas, y sus revisiones, antes de su elevación al Pleno.

  d) Seguir la aplicación de estos planes y realizar las propuestas de revisión que sean necesarias.

  e) Informar sobre programas, presupuestos y contratación de equipos, sistemas y servicios relacionados con sus funciones.

Artículo 9. Responsabilidad del titular de la licencia

9.1 Responsabilidad de la seguridad de las instalaciones

9.1.1 Preceptos legales

Los preceptos legales en los que se asigna la responsabilidad de las instalaciones descansan en la Ley de Energía Nuclear de 1964 y en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas de 1972. Desde el punto de vista de la cobertura del riesgo por daños nucleares también se señala al titular de la instalación como responsable de la seguridad de la misma. La reglamentación española en materia de seguridad nuclear establece como principio que la responsabilidad de la seguridad de las instalaciones recae en el titular de la licencia.

En la Ley 25/1964 de Energía Nuclear se define al Explotador de una instalación nuclear como la persona natural o jurídica titular de la autorización necesaria para su puesta en marcha.

El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) en vigor establece que:

- para obtener la autorización de construcción, el solicitante debe presentar la organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción de la instalación,
- se describa detalladamente cada uno de los puestos de la organización del explotador y las responsabilidades asignadas a los mismos en materia de seguridad nuclear;
- además, se debe presentar la organización prevista para la futura explotación de la instalación y el esquema preliminar del adiestramiento del personal de explotación;
- durante la verificación prenuclear, el titular de la autorización está obligado a poner en ejecución un programa de control que asegure la calidad de los componentes y equipos relacionados con la seguridad nuclear;
- las pruebas y verificaciones se harán bajo la responsabilidad del titular de la autorización;
- el supervisor, junto con los operadores (personal de operación con licencia otorgada por el CSN), son los responsables directos del funcionamiento de la instalación; están obligados a cumplir y hacer cumplir los documentos oficiales de explotación. Deben seguir las normas de los manuales de operación;
- el supervisor tiene plena autoridad para detener en cualquier momento el funcionamiento de la instalación si estima que se han reducido las debidas condiciones de seguridad;
- el titular está obligado a llevar un diario de operación, numerado y aprobado por el CSN, en el que se anoten las incidencias de la operación;

En las Resoluciones por las que se conceden los permisos de explotación provisional:

- se identifica la entidad o entidades titulares de la licencia, designándoles como explotador responsable de la instalación;
- se aprueban las revisiones vigentes de los documentos oficiales. Estos documentos sólo entran en vigor una vez evaluados y aprobados por el CSN;

- se indican las garantías que ha de concertar el explotador responsable con respecto a la responsabilidad civil por daños a terceros, de acuerdo con el reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares.

9.1.2 Organización del titular con respecto a la seguridad

En el Reglamento de Funcionamiento de la instalación, el titular presenta su organización para la operación. Se definen las responsabilidades y funciones de todos los puestos relacionados con la seguridad, así como los programas de formación necesarios para mantener y mejorar las capacidades del personal (con licencia o sin ella) de la instalación.

Merece especial atención la unidad de Garantía de Calidad de las instalaciones (ver Art. 13), puesto que esta unidad depende directamente de la dirección de la empresa titular de la central, lo cual beneficia notablemente su independencia de criterio al no estar involucrada en la línea de producción de la instalación. Esta unidad tiene que aprobar todos los procedimientos, manuales, propuestas de modificaciones, etc, de los sistemas relacionados con la seguridad.

En las Especificaciones de Funcionamiento se requiere la existencia de los Comités de Seguridad Nuclear de la Central y del Explotador, así como la composición, funciones y responsabilidades de los mismos. Su misión fundamental es revisar las actividades e incidencias significativas relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, analizando sus consecuencias y proponiendo las acciones o modificaciones pertinentes a la Dirección de la central o de la empresa titular respectivamente.

La organización del explotador para casos de emergencia y las misiones y responsabilidades asignadas a cada uno de los puestos se establecen detalladamente en el Plan de Emergencia Interior.

El titular de la instalación lleva a cabo una gran cantidad de actividades por iniciativa propia, al margen de los requisitos legales o peticiones del CSN, que representan una autoevaluación del funcionamiento de la instalación y que de hecho a largo plazo puede suponer una cierta autorregulación. Este factor deberá potenciarse más a raíz de la liberalización del sector eléctrico.

9.1.3 Responsabilidad por daños nucleares

De acuerdo con la Ley de Energía Nuclear, el explotador de una instalación nuclear o de cualquier otra instalación que produzca o trabaje con materiales radiactivos o que cuente con dispositivos que puedan producir radiaciones ionizantes, será responsable de los daños nucleares. Esta responsabilidad será objetiva y estará limitada en su cuantía hasta el límite de cobertura que se señala en la Ley.

En efecto, el artículo 55 de la Ley de Energía Nuclear dispone que todo explotador de una instalación nuclear, además de obtener la previa autorización, deberá establecer una cobertura de los riesgos que puedan producirse en relación con la responsabilidad derivada de accidentes nucleares. Las condiciones y requisitos de esa cobertura están fijados en el citado Reglamento sobre Cobertura de Riesgos Nucleares.

Recientemente, la Ley del Sector Eléctrico de 1.997 ha actualizado las cuantías de la cobertura exigible a las instalaciones nucleares, de acuerdo con lo establecido en el artículo

57 de la Ley de Energía Nuclear. Así, en el caso de instalaciones nucleares, la cobertura exigible, será de 25.000 millones de pesetas. No obstante, el Ministerio de Industria y Energía podrá imponer otro límite, no inferior a 1.000 millones de pesetas, cuando se trate de transportes de sustancias nucleares o de cualquier otra actividad, cuyo riesgo, a juicio del Consejo de Seguridad Nuclear, no requiera una cobertura superior. Estas cifras serán elevadas al Gobierno, a propuesta del Ministerio de Industria y Energía. Podrá aumentarse la cuantía, cuando los compromisos internacionales aceptados por el Estado español lo hagan necesario o cuando el transcurso del tiempo o la variación del índice de precios al consumo lo impongan.

9.2 Vigilancia del CSN

Si bien el explotador es el responsable de la operación en condiciones de seguridad de la instalación, el CSN es quien ha de ejercer la vigilancia y control del mantenimiento de esas condiciones, para lo cual puede efectuar las inspecciones necesarias en las instalaciones y equipos, y puede suspender cautelarmente el funcionamiento de la instalación cuando no sea suficientemente seguro, o presente riesgos que excedan de los límites tolerables. En todo caso, el cumplimiento de los requisitos impuestos por el organismo regulador no exime al explotador de la obligación fundamental de garantizar la protección del público, los trabajadores y el medio ambiente.

El CSN tiene competencias para vigilar su correcto cumplimiento y, en todo caso, cualquier modificación que proponga el titular y afecte al contenido de tales documentos de licencia, según se requiere en los permisos de explotación, deberá someterse nuevamente a una autorización expresa del Ministerio de Industria y Energía, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

El CSN tiene acceso a las actas de reunión de los Comités de seguridad nuclear de la central y del explotador, de tal forma que puede analizar que éstos están cumpliendo sus misiones establecidas.

Por otro lado el CSN evalúa e inspecciona todas aquellas acciones del titular o modificaciones, tanto procedimentales como físicas de la instalación, para comprobar que se mantienen o incrementan las condiciones de seguridad de la misma. Además, mediante las oportunas auditorías, comprueba que el titular ha seguido y cumplido con lo estipulado en sus procedimientos internos y, si no los ha seguido, comprueba que el titular ha estudiado porqué no los ha seguido y que ha tomado las medidas necesarias para prevenir esa situación de nuevo.

9.3 Valoración del grado de cumplimiento

Aunque el desarrollo legislativo en esta materia no ha sido suficientemente extenso, se ha suplido mediante los límites y condiciones sobre seguridad nuclear impuestas en las Resoluciones por las que se autoriza la puesta en marcha de las instalaciones. Con las medidas establecidas en la reglamentación española y la práctica seguida en materia de responsabilidad sobre la seguridad nuclear y por daños nucleares, se considera que se cumplen los requisitos de este artículo.

c) Consideraciones generales relativas a la seguridad

Artículo 10. Prioridad a la seguridad

10.1 Criterios rectores en materia de seguridad

Según se desarrolla en el apartado b) Legislación y reglamentación, el marco legal existente en el Estado Español (Ley 15/64 de Energía Nuclear, Ley 15/80 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas) establece la prioridad de los requerimientos relativos a la seguridad en las distintas etapas del proyecto de las centrales nucleares y define las obligaciones de los titulares de las mismas y la responsabilidad que adquieren sobre la seguridad de las instalaciones.

Las autorizaciones de explotación establecen la obligación del titular de atenerse en todo momento a las exigencias de seguridad que definen los documentos oficiales de explotación y la obligación de efectuar una revisión continua de la seguridad de la central, así como una revisión periódica, según se describe en el apartado correspondiente al artículo 14.
El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas define la necesidad de presentación por el solicitante de la Autorización de Puesta en Marcha de una central nuclear de un Reglamento de Funcionamiento. Este documento, que es evaluado por el Consejo de Seguridad Nuclear con carácter previo a la concesión de la autorización de la central, define las responsabilidades en materia de seguridad en los diferentes puestos de la organización del titular, comenzando por el más alto nivel de la misma, y los principios rectores para la explotación, destacando la prioridad concedida a los aspectos de seguridad.

Según se establece en las condiciones asociadas a las autorizaciones de todas las centrales, cualquier cambio en el Reglamento de Funcionamiento debe ser autorizado por el Ministerio de Industria con informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear.

El Reglamento de Funcionamiento y las Especificaciones de Funcionamiento definen la necesidad de la existencia en cada central de un Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC) y un Comité de Seguridad Nuclear del Explotador (CSNE), la periodicidad mínima de sus reuniones y las misiones de los mismos.

En el CSNC están presentes el jefe de central y los responsables de las distintas secciones de la central y sus funciones son:

- Revisión de los procedimientos que afectan a la seguridad nuclear.
- Revisión de pruebas o experimentos que afecten a la seguridad nuclear.
- Revisión de los cambios a las Especificaciones de Funcionamiento.
- Revisión de los cambios o modificaciones de equipos o sistemas de la planta que afecten a la seguridad nuclear.
- Investigación de toda violación de las Especificaciones de Funcionamiento, incluyendo la preparación y emisión de informes al CSNE evaluando el incidente y proponiendo recomendaciones para evitar su repetición.
- Revisión de los sucesos que requieren notificación al CSN en 24 horas.
- Revisión de la operación de la central para detectar riesgos potenciales para la seguridad nuclear.

- Realización de revisiones especiales, investigaciones e informes si es requerido para ello por el jefe de la central o el CSNE.
- Revisión del Plan de Seguridad Física y sus procedimientos complementarios, así como proponer cambios al CSNE.
- Revisión del Plan de Emergencia y sus procedimientos complementarios, así como proponer cambios al CSNE.

En el CSNE están presentes los máximos responsables del titular (gerente, jefe de central, jefe de Garantía de Calidad, entre otros) y representantes de las compañías propietarias y en consecuencia su misión fundamental es velar por el cumplimiento de los principios que establecen la consideración prioritaria de la seguridad nuclear. Sus funciones consisten en revisar:

- Las evaluaciones de seguridad para cambios en el diseño, equipos o sistemas y pruebas o experimentos.
- Las propuestas de cambios en los procedimientos, equipos o sistemas que constituyan una cuestión de seguridad no revisada.
- Las propuestas de pruebas o experimentos que constituyan una cuestión de seguridad no revisada.
- Las propuestas de cambios a las Especificaciones de Funcionamiento o al Permiso Provisional de Explotación.
- Violaciones de códigos, normas, Especificaciones Técnicas, requisitos de licenciamiento, procedimientos e instrucciones que tengan importancia desde el punto de vista de la seguridad nuclear.
- Anomalías operativas significativas y desviaciones del comportamiento normal esperado del equipo relacionado con la seguridad nuclear.
- Los sucesos que requieren notificación en 24 horas al CSN.
- Todas las indicaciones que manifiesten una deficiencia importante en algún aspecto del diseño u operación de estructuras, sistemas o componentes relacionados con la seguridad.
- Los informes y actas de reunión del CSNC.

Asimismo, debe auditar las actividades de la central, abarcando:

- La verificación de que la Central se está explotando de acuerdo con las disposiciones contenidas en la Especificaciones de Funcionamiento y en el permiso de Explotación.
- El desempeño de sus funciones, entrenamiento y cualificación del personal de la Central con responsabilidad nuclear.
- Los resultados de acciones emprendidas para corregir deficiencias que se produzcan en equipos, estructuras, sistemas o métodos de operación de la Central que afecten a la seguridad nuclear.
- La ejecución de actividades requeridas por el programa de Garantía de Calidad durante la Explotación.
- El Plan de Emergencia de la Central y los procedimientos para llevarlo a cabo.

- El Plan de Seguridad Física de la Central y los procedimientos para llevarlo a cabo.
- El Manual Contraincendios y los procedimientos para llevarlo a cabo.

Estos Comités constituyen un elemento fundamental para mantener la implicación y el compromiso de la dirección y los propietarios de las centrales en todas las cuestiones relativas a la seguridad. Sus actividades son objeto de inspección por el CSN.

10.2 Cultura de seguridad y su desarrollo

El concepto de la cultura de seguridad, aunque ha existido implícitamente desde los inicios de la industria nuclear, ha sido desarrollado con posterioridad al accidente de Chernobyl y supone que la Dirección del proyecto y las organizaciones internas y externas involucradas prestan una gran atención a las cuestiones relacionadas con la Seguridad Nuclear, lo que conlleva la introducción de prácticas a todos los niveles de la empresa (incluida muy especialmente la Dirección) tendentes no sólo a obtener este objetivo, sino a crear el ambiente de conciencia adecuado para su consecución.

Este concepto, que no está reglamentado, se ha venido aplicando en diferente medida por las organizaciones involucradas en los proyectos nucleares españoles, pero su implantación de una forma sistemática y particularizada en cada caso se ha iniciado recientemente dentro de un amplio programa coordinado por UNESA.

Con objeto de mantener y fortalecer la cultura de seguridad en todas las centrales españolas, se realizan actividades con participación de todo el personal y que son objeto de seguimiento por el CSN, como las siguientes:

- Reuniones de explicación de los principios contenidos en el documento INSAG-4.
- Desarrollo de técnicas de calidad total y mejora continua, remarcando la implicación de todo el personal en conseguir el mantenimiento y la mejora de la calidad en sus actividades, y con ello la mejora de la seguridad de la instalación, por medio de la impulsión por la dirección de las centrales de grupos y círculos de mejora.

10.3 Firmeza en el empeño de conseguir la seguridad

Las actividades descritas de los Comités de Seguridad del Explotador y Seguridad Nuclear, así como las iniciativas adoptadas para el refuerzo de la cultura de seguridad, hacen patente para todo el personal el compromiso con la seguridad de la dirección de las centrales.

10.4 Control reglamentario

La aplicación de los programas de inspección del CSN sobre las actividades del titular y sobre sus contratistas (suministrador principal, ingeniería, fabricantes) es el instrumento reglamentario para comprobar e imponer, en su caso, la efectiva realización de la prioridad que el titular debe dar a los temas de seguridad. El CSN tiene establecida una sistemática para efectuar una valoración del comportamiento de la organización de las centrales, mediante la aplicación del programa ESFUC. Según este programa se valora periódicamente el funcionamiento de la central y de la organización de la misma en las cinco áreas funcionales siguientes: operación, protección radiológica, mantenimiento-vigilancia, apoyo técnico y emergencias. Para efectuar la valoración, tras cada inspección, se consideran los

siguientes criterios, que van más allá de las comprobaciones puntuales correspondientes al sistema o componente objeto de inspección:

- Compromiso de la dirección en la mejora de la calidad y la seguridad.
- Capacidad de autoevaluación del explotador.
- Consideración de las implicaciones de seguridad en la resolución de temas técnicos. Efectividad de las acciones correctoras.
- Incidencias de explotación relacionadas con los temas y actividades inspeccionadas.
- Recursos humanos de la organización.
- Programas de formación y cualificación.
- Desviaciones, violaciones de normas o condiciones de seguridad e incumplimientos de programas.

Los aspectos valorados están estrechamente relacionados con la actitud de la organización y sus responsables hacia los temas de seguridad, y con la prioridad concedida a los mismos. Los informes ESFUC elaborados por el CSN categorizan el funcionamiento de la central y su organización en cada una de las áreas mencionadas, en la Guía elaborada para el desarrollo del programa se prevé que sean enviados a cada uno de los titulares para su conocimiento y toma de las acciones pertinentes. Los resultados de la aplicación del programa ESFUC son utilizados por el CSN para la planificación de las inspecciones del siguiente periodo, buscando una asignación eficaz de los recursos del organismo.

El CSN está realizando un estudio sobre las relaciones entre la organización de las centrales y la seguridad, que tiene como objetivo determinar qué aspectos organizativos y de gestión de las centrales pueden tener una mayor influencia en su seguridad, y cómo se debe reflejar en la organización y transmitir a través de la misma una política de la dirección que dé adecuada consideración a tales aspectos.

10.5 Actividades y buenas prácticas voluntarias relacionadas con la seguridad

Por parte de las centrales se han adoptado múltiples iniciativas tendentes a la mejora de la seguridad que van más allá de las exigencias reglamentarias, como la introducción de diversas renovaciones de equipos y modificaciones de diseño, o mejoras en las practicas de trabajo, como es el caso de la implantación de una sistemática para la reducción del riesgo en parada, las modificaciones introducidas en base a los resultados de los análisis probabilistas de seguridad y el Programa de Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS) de la central nuclear de Trillo.

10.6 Valoración del grado de cumplimiento

Los requisitos establecidos en el Reglamento de Funcionamiento sobre la composición y funciones de los Comités de Seguridad Nuclear de la Central y el Explotador, así como las actividades relacionadas con el desarrollo y aplicación del concepto de cultura de seguridad, garantizan que los explotadores de las centrales españolas den prioridad a la seguridad nuclear. Lo anterior junto con las medidas de seguimiento, control e inspección por el CSN aseguran el cumplimiento de los requisitos establecidos en este artículo.

Artículo 11. Recursos financieros y humanos

11.1 Recursos financieros y humanos del titular de la licencia/solicitante

La disponibilidad de los adecuados recursos humanos y financieros es un elemento clave para el mantenimiento de las condiciones de seguridad de las instalaciones nucleares. En el Reglamento de Funcionamiento de las centrales españolas se describe la organización del Titular, incluyendo las funciones y responsabilidades de todos aquellos puestos que tienen relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica. Así mismo, en el Plan de Emergencia Interior se fijan las responsabilidades y recursos humanos necesarios para hacer frente a las situaciones de emergencia. Las modificaciones de ambos documentos deben ser aprobadas por la Dirección General de la Energía del Ministerio de Industria y Energía, previo informe preceptivo del CSN.

11.2 Financiación de las mejoras de la seguridad

Hasta finales de 1997, la financiación de las mejoras de la seguridad introducidas en las instalaciones durante su explotación estaba cubierta dentro del sistema de regulación del sector eléctrico, reconociéndose las mismas como inversiones extraordinarias e incluyéndose sus costes en la fijación de las tarifas eléctricas. Este sistema ha desaparecido a primeros de 1998 debido a la liberalización del sector, planteando un reto importante tanto a las propias compañías eléctricas como al CSN, que tienen la responsabilidad de garantizar el mantenimiento y la actualización de las condiciones de seguridad dentro de un marco competitivo, en el que las instalaciones nucleares funcionen de manera rentable y segura. En este nuevo marco se debe reforzar la atención y vigilancia del organismo regulador sobre los aspectos organizativos y los recursos humanos y financieros disponibles por el titular, para evitar reducciones de los mismos que puedan mermar las inversiones necesarias para la mejora de las condiciones físicas de la instalación, así como los niveles de competencia, motivación y cualificación del personal de explotación. Simultáneamente, el Consejo de Seguridad Nuclear debe ampliar su labor normativa y centrar la acción reguladora en los aspectos esenciales para la seguridad, evitando imponer cargas innecesarias o relacionadas con aspectos marginales.

11.3 Disposiciones sobre recursos financieros y humanos para el programa de clausura y la gestión de desechos radiactivos

En relación con la clausura y la gestión de desechos radiactivos, la responsabilidad de los mismos está adjudicada a la empresa pública ENRESA, creada por el Real Decreto 1522/1984, del 4 de julio de 1984, y cuya financiación se hace a cargo de los productores de los residuos. Para los residuos de baja y media actividad se dispone actualmente de un almacén centralizado en El Cabril, mientras que los residuos de alta actividad se almacenan en las piscinas de combustible gastado de las centrales, estando en consideración otras soluciones a medio y largo plazo.

Durante la vida útil de las centrales nucleares ENRESA efectúa una provisión de fondos destinada a cubrir los gastos asociados a la retirada del emplazamiento de los residuos de media y baja actividad, a la gestión futura de los residuos de alta y a las actividades de

desmantelamiento. Esta provisión se realiza mediante una cuota porcentual sobre la facturación por venta de energía eléctrica de todo el Sector Eléctrico.

11.4 Cualificación, capacitación y readiestramiento del personal

El Decreto 2869 de 1972 Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) establece que el desempeño de los puestos de Jefe de Servicio de Protección Radiológica (JSPR), Supervisor y Operador de Instalaciones Nucleares o Radiactivas requieren la posesión de licencias específicas. Cada una de tales licencias es personal, faculta a su titular a desarrollar su labor en una instalación determinada y son concedidas por el Consejo de Seguridad Nuclear previo examen de competencia de los candidatos por un Tribunal designado por el CSN.

Los tribunales constan de 5 miembros. Los correspondientes a las licencias de Supervisor y Operador de centrales nucleares son específicos de cada central y sus miembros son expertos en la tecnología y operación de la central en cuestión y cuentan con un vocal designado propuesto por el explotador de entre sus técnicos. El tribunal de JSPR es único para todas las instalaciones de España y todos sus miembros son expertos del CSN. Aparte de la competencia técnica expuesta a continuación, los candidatos han de acreditar condiciones físicas y psíquicas adecuadas para ejercer sus funciones.

La Guía de Seguridad del CSN 1.1. *Cualificaciones para la obtención y uso de licencias de personal de operación de centrales nucleares* establece los requisitos para obtener las licencias de operador y supervisor, básicamente:

- *Formación básica*: Estudios universitarios de tres años en una especialidad científica o técnica; un curso de cuatro meses en tecnología nuclear básica (física nuclear, termohidráulica, química, materiales, instrumentación, etc.); un curso de cuatro meses sobre el diseño y operación específicos de la planta; conocimientos de legislación nuclear básica.
- *Experiencia*: Trabajo en centrales nucleares durante un mínimo de 2 años (el supervisor 3), al menos 1 en operación (el supervisor al menos 1 como operador y otro como ayudante de supervisor).
- *Entrenamiento*: El operador se entrenará al menos 120 horas en un simulador de alcance total adecuado, incluyendo escenarios de operación normal, transitorios y accidentes y actuará un mínimo de 480 horas como operador en sala de control estrechamente vigilado por el supervisor. El supervisor se entrenará al menos 40 horas en un simulador adecuado y estudiará en profundidad las especificaciones técnicas de funcionamiento, tratamiento de residuos y efluentes radiactivos, bases de diseño de la central, etc.
- *Reentrenamiento*: Incluirá 20 horas anuales de simulador y 100 horas de estudio planificado, incluyendo modificaciones de diseño, de procedimientos y de normas administrativas, así como experiencias operativas de la planta y externas.

La competencia en todas estas materias se demuestra mediante tres exámenes ante el Tribunal del CSN: teórico, de simulador y de planta. Los tres deben ser aprobados con calificaciones superiores al 80% en cada uno. Las licencias se conceden con una validez de dos años, para prorrogarlas hay que demostrar documentalmente el mantenimiento de las aptitudes y el seguimiento con provecho del programa de reentrenamiento.

Se considera de la máxima importancia la formación de los operadores en simuladores, estando en curso un plan elaborado de acuerdo con las directrices del CSN para mejorar los

simuladores de alcance total actuales. Todas las centrales disponen, asimismo, como herramienta de formación, de Simuladores Gráficos Interactivos.

La Guía de Seguridad del CSN 7.2. *Cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica,* o Jefe de Servicio de Protección Radiológica (JSPR) establece los requisitos para obtener esta licencia :

- *Formación básica*: Licenciatura universitaria en una especialidad científica o técnica; un curso de cuatro meses en protección radiológica (física de las radiaciones ionizantes, detectores, efectos biológicos de las radiaciones, dosimetría, manejo de equipos o sustancias que producen radiaciones ionizantes, blindajes y sistemas de confinamiento); conocimientos de legislación y reglamentación aplicable, así como de la seguridad nuclear de su instalación.
- *Experiencia*: Trabajo durante un mínimo de 5 años en protección radiológica, de los cuales, tres años podrán ser en técnicas afines y los dos años restantes en técnicas directamente ligadas con la protección radiológica.
- *Entrenamiento*: Del total del tiempo dedicado a la protección radiológica, los candidatos habrán empleado un mínimo de seis meses de entrenamiento en una instalación del tipo de la que va a prestar sus servicios.

La competencia para obtener la licencia, que se concede con validez indefinida, se demuestra mediante examen ante el Tribunal del CSN.

El propio RINR requiere que previa la puesta en marcha de una instalación nuclear, el titular debe presentar al CSN un Reglamento de Funcionamiento en que se haga constar la relación del personal de explotación, desde el director a los operadores, ejecutantes de pruebas nucleares y otros acreditando la competencia técnica de los ocupantes de cada puesto. El CSN evalúa este documento y una vez en explotación hace inspecciones periódicas, enfocadas principalmente a comprobar la formación académica, experiencia y formación requerida en cada tipo de puesto, la formación básica en protección radiológica de todos los operarios, el alcance de los programas de reentrenamiento y que éstos cubren cambios de normativa, modificaciones de diseño y experiencias operativas relevantes, así como que el diseño de esos programas se inspira en la metodología Systematic Approach to Training (Enfoque sistemático de la formación) propuesta por la US NRC recogida en el 10CFR50.120, también adoptada por el OIEA en el documento Technical Report Series 380 "NPP personnel training and its evaluation".

Los titulares han de remitir al CSN un informe anual que resume las principales actividades de formación y rentrenamiento de su personal relacionadas con la seguridad nuclear o la protección radiológica.

11.5 Valoración del grado de cumplimiento

No existen en España medidas de rango legal que obliguen a los explotadores durante el funcionamiento de la central a mantener unos recursos financieros preestablecidos para garantizar la seguridad. Es la actuación del CSN en su función de vigilancia y control de las instalaciones y la actuación de los propios titulares bajo el principio de *responsabilidad del explotador* lo que asegura la disponibilidad de esos fondos.

El sistema establecido para la concesión y renovación de las autorizaciones de explotación asegura la reevaluación de la seguridad y la incorporación de las modificaciones necesarias para su mantenimiento durante toda la vida de la central.

Para el caso de la clausura y la gestión de residuos radiactivos de las centrales sí se han establecido medidas de carácter reglamentario para la provisión de fondos.

La reglamentación española incluye un sistema de concesión de licencias para el personal de operación de las centrales nucleares. La concesión de licencias se realiza por un tribunal tras la realización de un programa de formación establecido en las correspondientes guías del CSN.

Artículo 12. Factores humanos

12.1 Métodos para prevenir, detectar y corregir los errores humanos, incluido el análisis de dichos errores, la interfaz persona-máquina, los aspectos operacionales y la retroalimentación de experiencia

El objetivo actual de las actividades relativas a factores humanos es asegurar que las actuaciones de las personas involucradas en la explotación de las instalaciones se traduce siempre en el mantenimiento o mejora de la seguridad de las mismas y que se corrigen posibles deficiencias del pasado.

Durante la construcción, puesta en marcha y licenciamiento de las primeras centrales nucleares, la atención de los explotadores y del organismo regulador estaba centrada en conseguir una alta fiabilidad de los equipos, lo que permitió la concepción de algunos diseños que no tenían en cuenta suficientemente las características y limitaciones del ser humano. Esta situación tuvo un punto de inflexión notable a raíz del accidente de Three Mile Island (TMI), momento en el que, siguiendo las directrices internacionales, se empezó a prestar mayor atención al impacto del ser humano en el riesgo.

El objetivo final se ha venido concretando desde entonces en una serie de objetivos específicos que se pueden clasificar en tres conjuntos bien diferenciados. Los tres conjuntos de objetivos y las actividades derivadas se describen en los párrafos siguientes.

El primer conjunto se centra en el cumplimiento de las centrales nucleares con los criterios establecidos en varias parcelas de los factores humanos. Las principales actividades acometidas por los explotadores y evaluadas por el CSN son:

- Análisis de los aspectos de fiabilidad humana incluidos en los APSs de las centrales nucleares españolas, de acuerdo al Programa Integrado de APS del CSN. Estos análisis han supuesto una revisión detallada de los posibles errores humanos con impacto en el riesgo y mejoras significativas en los procedimientos y el diseño.
- Revisiones de diseño de las salas de control. Estos proyectos han sido finalizados por la mayoría de las centrales, encontrándose su evaluación en las últimas etapas.
- Implantación de Sistemas de Presentación de Parámetros de Seguridad (SPDSs) desde el punto de vista de factores humanos. Todas las centrales con diseño originario de EEUU han implantado ya este sistema, la última en 1997. La evaluación de estos sistemas desde el punto de vista de factores humanos se encuentra en una etapa intermedia.
- Revisión de Procedimientos de Operación de Emergencia (POE) desde el punto de vista de factores humanos. Se está llevando a cabo la conversión de los POEs de la central de Trillo, de diseño alemán, a un nuevo formato modular y su evaluación por el CSN.
- Evaluación de incidentes operativos en los que las causas atribuibles a factores humanos sean un contribuyente importante. Todas las centrales tienen establecidos grupos encargados de la revisión de la experiencia operativa propia y externa. La mayor parte utilizan la metodología HPES (Human Performance Enhancement System) para realizar el análisis de causas raíces. El CSN cuenta con personal entrenado en el análisis de causas raíces y con un Panel de Revisión de Incidentes donde se clasifican los incidentes operativos ocurridos en las centrales nucleares y se definen actividades de seguimiento.

- Evaluación desde el punto de vista de factores humanos de las propuestas de las centrales nucleares españolas relativas a los simuladores a utilizar en los programas de entrenamiento del personal con licencia de operación, así como del diseño de los programas de formación del personal de la central nuclear, tanto con licencia como sin licencia de operación. Se pretende garantizar que el diseño de estos programas sea sistemático y responda a las necesidades del personal para acometer con éxito sus respectivas funciones.

El segundo conjunto de objetivos específicos se centra en el desarrollo de proyectos de I+D, cuyos frutos deberán dar soporte a futuras actividades de mejora. Actualmente las principales actividades acometidas son:

- Evaluación y modelación del impacto de la organización y gestión en la seguridad de las centrales nucleares. El objetivo de este proyecto conjunto CSN - UNESA es desarrollar metodologías de análisis, tanto de carácter preventivo como correctivo, así como modelos que permitan incorporar factores organizacionales a los APSs.
- Identificación e incorporación de errores humanos de comisión en los APSs. Este proyecto conjunto CSN - UNESA, tiene como objetivo incorporar a los análisis de fiabilidad humana de los APSs los errores humanos de comisión inducidos por condiciones de contexto determinadas, adicionalmente a los errores humanos aleatorios considerados tradicionalmente.
- Actividades de I+D relativas a sistemas hombre-máquina. Dentro de esta línea resulta de especial interés el desarrollo de metodologías que permitan la evaluación adecuada de las nuevas interfases hombre-máquina que están apareciendo en las salas de control convencionales a medida que se va sustituyendo (o incluso añadiendo) tecnología analógica por digital, dando lugar a las que se están empezando a conocer como salas de control híbridas.

El desarrollo de estas actividades de I+D se está llevando a cabo en el marco de un consenso entre las compañías eléctricas y el CSN, con la colaboración de otras organizaciones nacionales con experiencia en el campo de los factores humanos como son por ejemplo el CIEMAT y TECNATOM y, frecuentemente, en el marco de referencia de acuerdos bilaterales con organizaciones extranjeras similares (por ejemplo la NRC) o de proyectos internacionales (por ejemplo el Halden Reactor Project).

Finalmente, con el tercer grupo de objetivos específicos se pretende mantener y mejorar las capacidades de los técnicos en el campo de los factores humanos, por medio de la asistencia a cursos de formación y la participación en grupos de trabajo internacionales (de la NEA, del OIEA y de la UE) que permiten el intercambio de experiencias y la puesta en común sobre medidas para abordar problemáticas similares.

12.2 Cuestiones de dirección y organización

Los aspectos organizativos y de dirección que afectan a la seguridad están establecidos en el Reglamento de Funcionamiento y en los requisitos administrativos de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, dos documentos oficiales cuya modificación requiere la aprobación del CSN. En las centrales la responsabilidad en los temas de seguridad se asigna a la línea de la organización, si bien existen grupos o comités como el Comité de Seguridad de la Central y el Comité de Seguridad del Explotador que, como se ha descrito en el artículo 10, velan por la concesión de una adecuada prioridad a las cuestiones de seguridad.

Los explotadores, además de disponer de los sistemas usuales de garantía de calidad, están implantando programas de cultura de seguridad y de evaluación de la gestión como el Modelo de la Fundación Europea para la Gestión de la Calidad (EFQM).

El CSN vigila la eficacia de las actividades de dirección y organización por medio de los resultados de las inspecciones (programa ESFUC) y de los resultados de la experiencia operativa.

12.3 Papel del órgano regulador y del explotador en lo que respecta a las cuestiones de actuación profesional humana

En este ámbito el papel del organismo regulador y del explotador es similar al de otras especialidades. El CSN y el explotador hacen un seguimiento de los requisitos y normas relacionados con factores humanos emitidos en el país origen de los proyectos, y de las prácticas internacionales, siendo responsabilidad del explotador la realización de las acciones necesarias para dar respuesta a los requisitos aplicables y siendo función del CSN la evaluación de que dichas respuestas sean adecuadas. No obstante, es reseñable que la normativa publicada es limitada, incluso después de TMI, existiendo en diferentes temas simplemente recomendaciones, buenas prácticas o proyectos de investigación.

En lo que concierne a aspectos organizativos, el CSN cuenta desde 1990 con un grupo específico de técnicos encargado de los temas relativos a factores humanos. En las centrales nucleares y compañías eléctricas españolas no existen tales grupos específicos, pero sí disponen de una compañia común con amplia experiencia en temas dentro del marco de los factores humanos, y contratan otras actividades a organizaciones externas. Además, las centrales nucleares cuentan con especialistas en otros temas con formación y experiencia en determinadas materias relacionadas con factores humanos, tales como: análisis de errores humanos en incidentes operativos, desarrollo de sistemas computarizados de apoyo al operador, análisis de tareas y entrenamiento, etc.

12.4 Valoración del grado de cumplimiento

Los requisitos aplicados a los aspectos de factores humanos han evolucionado segun las prácticas establecidas en los países de origen de la tecnología y a nivel internacional. En aquellas areas en las que han existido requisitos bien definidos (implantación del SPDS, revisión de diseño de sala de control, POEs, APS) se ha procedido a su implantación. En otras areas más complejas y novedosas (errores humanos de comisión, impacto de la organización en la seguridad) existen proyectos de investigación que facilitarán nuevas mejoras. La revisión sistemática de la experiencia operativa propia y ajena permite identificar y corregir situaciones en las que los factores humanos no habían sido tenidos en cuenta de forma adecuada en el diseño u operación de la instalación. Sin embargo, es necesario mantener una vigilancia continua de estos aspectos, introduciendo nuevas mejoras, cuando sean precisas.

Artículo 13. Garantía de Calidad

13.1 Criterios rectores en materia de Garantía de Calidad

Las disposiciones en materia de Garantía de Calidad en el sistema jurídico español se recogen en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, de 21 de julio de 1972 y en el Reglamento para la Calidad y la Seguridad Industrial, de 28 de diciembre de 1995.

13.1.1 Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas

El Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor únicamente impone requisitos relacionados con la Garantía de Calidad a las instalaciones nucleares en construcción. Los requisitos son los siguientes:

- Artículo séptimo, e): para la concesión de autorización previa a una instalación nuclear se requiere la presentación de un esquema preliminar de la organización prevista por el solicitante para garantizar la calidad durante la construcción.
- Artículo catorce, e): para la concesión de autorización de construcción de una instalación nuclear se requiere la presentación de un estudio preliminar de seguridad que comprenda la organización prevista por el solicitante para garantizar la calidad durante la construcción.
- Artículo veintiuno: durante la construcción y montaje de la instalación, y antes de proceder a la carga de combustible o de la admisión de sustancias nucleares, se requiere al titular de una autorización de construcción que ponga en ejecución un programa de control que asegure la calidad de los componentes y equipos relacionados con la seguridad nuclear durante las distintas fases de su fabricación e incorporación a la instalación.

13.1.2 Reglamento para la Calidad y la Seguridad Industrial

Este Reglamento, que se aplica a todos los sectores de la industria, no solamente al nuclear, pretende adaptar la regulación de la actividad industrial en España a la derivada de la pertenencia a la Unión Europea a través de la normalización, la armonización de las reglamentaciones e instrumentos de control, así como el nuevo enfoque comunitario basado en la sustitución progresiva de la homologación administrativa de productos por la certificación que realizan empresas y otras entidades, con la correspondiente supervisión de sus actividades por los poderes públicos.

Para ello establece los requisitos de organización y funcionamiento que deben cumplir los agentes públicos o privados que constituyen la infraestructura para la calidad y la seguridad industrial, indicando que los agentes que operen en el ámbito voluntario de la calidad regulado en el reglamento, si voluntariamente desean integrarse en la infraestructura para la calidad requerirán acreditación por una entidad de acreditación de las definidas en el mismo.

13.2 Programas de Garantía de Calidad en todos los aspectos de seguridad a lo largo de la vida de las instalaciones

Como se ha visto en el apartado 13.1, los únicos requisitos de Garantía de Calidad de carácter obligatorio son los indicados en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Para suplir esta falta de requisitos, en todas las autorizaciones concedidas a las instalaciones nucleares españolas se ha exigido la existencia de un programa de Garantía de Calidad aplicable al ámbito de la autorización.

En la actualidad todas las instalaciones nucleares españolas, con excepción de Vandellós I, están en operación y sus programas de Garantía de Calidad se reflejan en sus respectivos manuales de Garantía de Calidad.

Estos manuales reflejan la filosofía de calidad aplicable a todas las actividades que se llevan a cabo durante la operación y se desarrollan en sus correspondientes procedimientos. Recogen de modo programático las actividades planificadas y sistemáticas necesarias para conseguir la calidad requerida al conjunto de equipos y actividades de una instalación.

Como pauta para la realización de las actividades de Garantía de Calidad el CSN ha emitido diversas guías de seguridad, la primera de las cuales tiene por objeto recomendar la normativa en que deben basarse los programas de Garantía de Calidad de las instalaciones nucleares españolas.

Esta guía indica como aceptable una norma de la industria española específicamente aplicable al sector nuclear (UNE 73-401), que refleja básicamente los 18 criterios del Apéndice B del 10 CFR 50 de EEUU, así como los códigos y normas de aquellos organismos internacionales a los que pertenece el Estado Español (Código 50-C-QA del OIEA) o los de aplicación reconocida por la industria nuclear, en particular los establecidos en el país de origen del proyecto.

Las centrales españolas han seguido fundamentalmente el criterio de seguir la normativa del país de origen de proyecto y la citada norma de la industria.

La guía es aplicable a todas las actividades relacionadas con la seguridad nuclear realizadas por y para las instalaciones nucleares españolas. Se incluyen, por lo tanto, no sólo aquellas actividades realizadas en las propias instalaciones nucleares, en sus diversas fases de estudio de emplazamiento, proyecto, construcción, puesta en marcha, explotación, paralización temporal y clausura, sino todas aquellas relacionadas con las mismas como son la ingeniería, fabricación e inspección.

Las otras guías emitidas por el CSN para la realización de estas actividades, que se relacionan en el anexo 7.A, sección 10, cubren los aspectos de Garantía de Calidad en el diseño, explotación, puesta en servicio, ensayos, pruebas e inspecciones, auditorías y suministro de elementos y servicios, y recomiendan para la realización de estas actividades el seguimiento de diversas guías del OIEA de la serie 50-SG-QA, recientemente revisadas por el OIEA.

Los manuales de Garantía de Calidad vigentes en las instalaciones nucleares españolas están orientados al objetivo básico de operar la central de modo seguro, fiable y económico, cumpliendo todas las normas y requisitos legales aplicables, para garantizar con un nivel de confianza adecuado que su explotación no supone un riesgo indebido para la seguridad y la salud públicas.

Los manuales describen los criterios de calidad que se han de aplicar para alcanzar y mantener los niveles de calidad exigidos durante la fase de explotación de las centrales e indican los requisitos, interrelaciones y responsabilidades para la ejecución de los respectivos programas de Garantía de Calidad. Los manuales se revisan periódicamente con objeto de mantenerlos al día de acuerdo con la experiencia adquirida y la normativa vigente aplicable.

El cumplimiento de los requisitos de los manuales es obligatorio para el personal de las instalaciones y todos aquellos que realicen actividades cubiertas por el programa de Garantía de Calidad deben estar familiarizados con los requisitos y responsabilidades establecidos en el mismo que les sean aplicables.

13.3 Métodos utilizados para la aplicación y evaluación de los programas de Garantía de Calidad

Las instalaciones tienen la responsabilidad última del establecimiento y ejecución del programa de Garantía de Calidad.

La organización de Garantía de Calidad está claramente definida, estableciéndose las responsabilidades funcionales, los niveles de autoridad y las líneas de comunicación internas y externas necesarias para gestionar, dirigir y ejecutar el programa de Garantía de Calidad.

Siguiendo las últimas tendencias en este campo las instalaciones españolas reconocen que la Garantía de Calidad es una función interdisciplinaria que involucra a muchos componentes de la organización de la central, por lo que no se considera como el dominio exclusivo del grupo de Garantía de Calidad.

La estructura de las organizaciones de Garantía de Calidad es tal que la obtención de los objetivos de calidad corresponde a los responsables de la ejecución del trabajo y la verificación de la conformidad con los requisitos de calidad establecidos se realiza en cambio por aquellos que no hayan participado directamente en la ejecución del trabajo a verificar.

La estructura de estas organizaciones varía de unas instalaciones a otras, pero en todas ellas las personas con responsabilidad en Garantía de Calidad disponen de suficiente autoridad y libertad para identificar las condiciones adversas a la calidad, iniciar, recomendar o facilitar soluciones y verificar la puesta en práctica de tales soluciones. Asimismo dependen de un nivel de dirección tal que les garantice la autoridad y libertad requeridas dentro de la organización general y les proporcione la suficiente independencia en relación con los costos y plazos.

La comprobación y evaluación de que se cumplen todos los aspectos del programa de Garantía de Calidad en cada instalación se lleva a cabo con la implantación de un programa de auditorías internas y externas, que son responsabilidad de las organizaciones de Garantía de Calidad. Los programas de auditorías se emiten anualmente y son aprobados por la jerarquía correspondiente.

Los programas de auditoría no son rígidos, pudiendo sufrir modificaciones. Se pueden incorporar auditorías no previstas, sin embargo todas las incluidas en los programas anuales se llevan a cabo salvo circunstancias especiales que justifiquen su no realización.

Con anterioridad a la realización de cada auditoría se establecen por escrito los puntos a cubrir utilizando listas de comprobación.

La organización responsable de las auditorías selecciona y asigna auditores debidamente cualificados, que no tienen ninguna responsabilidad sobre las actividades sometidas a auditoría. En el caso de auditorías internas, las personas responsables de la selección del equipo auditor no tienen responsabilidad directa en la realización de las actividades sometidas a auditoría.

Los auditores informan por escrito de los resultados de las auditorías al nivel de dirección apropiado de las organizaciones responsables del área sometida a auditoría, el cual toma las acciones correctoras necesarias sobre las deficiencias encontradas en la auditoría.

Asimismo se establecen medidas para controlar los elementos que no cumplan los requisitos establecidos y evitar que se usen o instalen inadvertidamente.

También se establecen las medidas adecuadas para permitir el seguimiento de las acciones correctoras y para comprobar que las deficiencias descubiertas en las auditorías y sus causas se corrigen dentro de los plazos acordados.

13.4 Actividades de control reglamentario

El Manual de Garantía de Calidad es un documento oficial de explotación de las instalaciones nucleares españolas, que como se ha indicado anteriormente se ha exigido en todos los permisos de explotación de éstas.

El Manual inicial de cada central fue aprobado por la autoridad de seguridad existente en ese momento y en la actualidad las revisiones posteriores se deben presentar al CSN en el plazo de un mes desde su implantación. En otras instalaciones, como es la Fábrica de Combustible de Juzbado, las revisiones del Manual deben aprobarse por el Ministerio de Industria y Energía.

La revisión que se recibe en el CSN se evalúa de acuerdo con la normativa aplicable, indicándose al titular si debe incorporar modificaciones a la misma o no. El CSN hace el seguimiento y control de las actividades de Garantía de Calidad de las instalaciones mediante evaluaciones e inspecciones. Se realizan evaluaciones de los manuales de Garantía de Calidad cuando se presentan por vez primera y posteriormente de sus revisiones. Como se ha indicado anteriormente, si el manual o las revisiones posteriores no se consideran adecuados se notifica a la central para su modificación.

Las inspecciones de Garantía de Calidad se llevan a cabo de acuerdo con lo establecido en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor y abarcan la actuación de las organizaciones de Garantía de Calidad de cada instalación y la aplicación del programa de Garantía de Calidad en el resto de secciones y servicios de la instalación.

Al final de cada año se realiza la programación del año siguiente. En ella se establecen las inspecciones que se van a realizar a cada instalación teniendo en cuenta los resultados de las inspecciones de los años anteriores y la existencia o no de proyectos específicos que lleven asociado su plan de calidad correspondiente y que requieran una atención especial por parte de la organización de Garantía de Calidad. Además de estas inspecciones programadas, se llevan a cabo aquellas derivadas de incidentes que requieran comprobación de las actividades de Garantía de Calidad.

Es importante mencionar también las actividades de control respecto a los fabricantes y suministradores a las instalaciones nucleares de componentes y servicios relacionados con la seguridad. Según el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, la fabricación de aparatos, equipos o accesorios, cuyo destino sea específicamente nuclear o radiactivo,

requerirá autorización del Ministerio de Industria y Energía, previo informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear.

Para la realización de sus informes preceptivos, el Consejo de Seguridad Nuclear evalúa los programas de Garantía de Calidad de estos fabricantes e inspecciona su aplicación a la fabricación de los componentes que requieren autorización.

Los suministradores de servicios relacionados con la seguridad no requieren autorización según la legislación vigente, pero el Consejo de Seguridad Nuclear lleva a cabo inspecciones de sus programas de Garantía de Calidad a través de la instalación a la que suministran los servicios.

13.5 Valoración del grado de cumplimiento

Con el requisito establecido en las autorizaciones de explotación para que los explotadores dispongan de un Manual de Garantía de Calidad, el contenido del mismo, la organización del explotador para su cumplimiento y el control del CSN que se han descrito, se considera que España cumple los requisitos de este artículo.

En la actualidad se están llevando a cabo algunas actuaciones con objeto de facilitar a las instalaciones el cumplimiento de los requisitos de Garantía de Calidad aplicables. Estas actuaciones comprenden la actualización de las guías de seguridad del CSN relativas a Garantía de Calidad que se citan en el anexo 7.A, sección 10, y el seguimiento de las nuevas tendencias internacionales en esta materia.

Asimismo, se están elaborando nuevas guías para tratar aspectos que no están recogidos en las guías actuales y que facilitarán también el cumplimiento de los criterios de Garantía de Calidad por las instalaciones, como por ejemplo la Garantía de Calidad en la fabricación.

En lo relativo a las nuevas tendencias internacionales en materia de Garantía de Calidad, se está siguiendo el desarrollo de la aplicación de requisitos graduales de Garantía de Calidad (como aplicación de los programas de Análisis Probabilistas de Seguridad) que se lleva a cabo en EEUU, con el objeto de poder evaluar y controlar su implantación en las instalaciones nucleares españolas.

Artículo 14. Evaluación y verificación de la seguridad

14.1 Procedimiento para otorgar licencias e informes analíticos de seguridad en las diferentes etapas de un proyecto para una instalación nuclear

Como se ha indicado en el Artículo 7, hasta la obtención del Permiso de Explotación provisional (PEP) que capacita al explotador para la realización de las pruebas nucleares, el proceso de licenciamiento incluye sucesivamente las siguientes etapas:

- Obtención de la autorización previa o de emplazamiento
- Obtención de la autorización de construcción
- Aprobación del programa de verificación prenuclear

Estos permisos, aprobaciones y autorizaciones son concedidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe preceptivo y vinculante del CSN en lo que a seguridad nuclear y protección radiológica se refiere.

En las autorizaciones concedidas a las centrales de la segunda generación se introdujo el concepto de central de referencia. Con ello se consiguió que el titular identificase una central similar en el país de origen del proyecto y analizase todos los requisitos reguladores que le fuesen requiriendo en su país. Una vez analizados los mismos para su central, debía presentar al CSN un programa para implantar los resultados de esos estudios, análisis o modificaciones, según el caso. Este concepto de central de referencia se ha convertido en una práctica habitual en el licenciamiento y control de las centrales nucleares españolas.

Autorización previa o de emplazamiento

La autorización previa es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y del emplazamiento elegido, que faculta al interesado para solicitar la autorización de construcción de la instalación.

La documentación que presente el solicitante deberá especificar los criterios, códigos, normas y disposiciones aplicadas a las distintas partes de los proyectos.

Concretamente, los proyectos de las instalaciones se basarán en un prototipo probado, identificando una central de referencia. Se define una aceleración horizontal mínima del suelo, y se establece una zona bajo control del explotador y una zona protegida indicándose los criterios radiológicos para su establecimiento. Además, y lo principal en esta fase, es que se efectúan estudios geológicos, geofísicos, meteorológicos, hidrográficos, etc. que analizan las características del emplazamiento elegido.

En esta fase del proceso, el organismo regulador evalúa los estudios de emplazamiento y de la organización del proyecto y de Garantía de Calidad del titular. Se mantienen con el solicitante cuantas reuniones se consideren necesarias para aclarar o discutir determinados aspectos que el organismo regulador considere de interés.

Se comprueba mediante métodos deterministas que los parámetros más importantes del emplazamiento son los indicados por el solicitante y se efectúan los cálculos y verificaciones independientes para asegurarse que los emplazamientos seleccionados son compatibles con la instalación proyectada.

La evaluación realizada se refleja en un informe sobre seguridad nuclear y protección radiológica que contiene una propuesta de condiciones que se deben cumplir para que se

pueda conceder la autorización solicitada. Este informe, que es preceptivo y vinculante, se traduce en un condicionado sobre seguridad y protección radiológica que se incluye como anexo a la autorización que concede el MIE.

Autorización de construcción

Antes de transcurrido el plazo fijado al efecto en la autorización previa, el titular deberá presentar la solicitud de autorización de construcción. La normativa aplicable a cada caso es, en primer lugar, la española, seguida de la internacional y la establecida en el país de origen del proyecto (EEUU o Alemania). La solicitud se acompañará, entre otros documentos, de un Estudio Preliminar de Seguridad (EPS) cuyo contenido básico se ha descrito en el artículo 7, y que está basado en el formato estándar definido en la RG 1.70 de la US NRC.

Es en el EPS donde se definen con precisión los criterios de diseño y la normativa aplicable a cada uno de los aspectos del diseño, fabricación, construcción y montaje de la instalación. Las estructuras, sistemas y componentes se clasifican, según la importancia de su función respecto a la seguridad nuclear, en clases de seguridad dependiendo de los requisitos de diseño, fabricación e inspección de las mismas.

El organismo regulador evalúa la información remitida por el solicitante con el fin de emitir el correspondiente dictamen técnico preliminar de seguridad sobre la instalación proyectada. Esta evaluación hace especial hincapié en la comprobación de la calidad de los datos y parámetros del emplazamiento y en todos los aspectos del diseño básico anteriormente citados. En esta labor es de gran importancia la consideración de la información relativa a la central de referencia tanto en cuanto al contenido del propio EPS como del proceso y de la documentación de licenciamiento generada por el organismo regulador del país de origen del proyecto. Asimismo se analiza la organización del explotador y de las organizaciones más importantes que intervienen en el proyecto (suministrador principal, arquitecto-ingeniero, etc.), así como sus manuales de Garantía de Calidad, con el fin de comprobar su capacidad para llevar a cabo el diseño de detalle y la construcción. El dictamen técnico elaborado por el CSN tiene una serie de condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se imponen en la autorización de construcción emitida por el Ministerio de Industria y Energía.

Las autorizaciones de construcción de las centrales nucleares españolas han evolucionado mucho desde las concedidas a las centrales de la primera generación (José Cabrera y Santa María de Garoña, años 60) hasta las de la tercera generación (finales de los años 70 y comienzo de los 80). A medida que aumentaba el conocimiento y la experiencia de los propios solicitantes y del organismo regulador, se incrementaba la profundidad de los estudios y documentos presentados así como las evaluaciones e inspecciones efectuadas, de acuerdo con la asimilación de la tecnología del país origen del proyecto. Para la concesión de las autorizaciones de construcción se utilizó siempre la metodología determinista.

Programa de verificación prenuclear

El organismo regulador evalúa el programa de verificación prenuclear presentado por el solicitante. Para ello requiere los procedimientos de las pruebas, los evalúa e inspecciona aquellas partes que considera apropiado, levantando la correspondiente acta de inspección. Se evalúa si se han cumplido los criterios de aceptación de las diferentes pruebas y en caso contrario, se requieren acciones correctoras necesarias, hasta que se cumplan. De esta forma, todo el programa de pruebas prenucleares es sometido a una evaluación e inspección por parte del CSN.

Una vez aprobado y superado el programa de pruebas prenucleares, se procede a la evaluación del programa de pruebas nucleares en el que, al igual que en el caso anterior, se evalúan e inspeccionan aquellas que se consideren apropiadas.

Permiso de Explotación Provisional (PEP)

Una vez superada la fase de pruebas prenucleares, se concede el Permiso de Explotación Provisional (PEP), mediante el cual se faculta al titular de la instalación a realizar las pruebas nucleares y a operar la central dentro de los límites y condiciones que sobre seguridad nuclear y protección radiológica se introducen como anexo al Permiso que se concede. En esta fase inicial se van concediendo autorizaciones parciales para realizar diferentes pruebas a diferentes potencias nucleares y comprobar que los sistemas normales y de emergencia se comportan de acuerdo con el diseño previsto.

Los PEP de las centrales son similares en cuanto a su estructura, y contienen en su anexo límites y condiciones que se deben cumplir por parte de las centrales. Unas condiciones son de cumplimiento inmediato y otras son de plazo fijo. En los PEP se define, además, la revisión vigente de los documentos oficiales que se citan en el Artículo 19 de este documento, de acuerdo a los cuales se ajustarán las actividades de explotación (Reglamento de Funcionamiento, Plan de Emergencia Interior, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y Estudio Final de Seguridad). Cualquier modificación o cambio de estos documentos debe ser aprobado, antes de su entrada en vigor, por el Ministerio de Industria previo informe del CSN, antes de su entrada en vigor. Además, en el PEP se establecen cuáles son los informes periódicos o no periódicos que se deben remitir al CSN. Todos esos informes son evaluados por el CSN y consecuencia de sus evaluaciones son las reuniones, inspecciones y auditorías que se efectúan al titular de la instalación cuando el CSN lo considera necesario.

Estos PEP se renuevan cada cierto periodo de tiempo; hasta finales de los años 80 se renovaban de forma anual o de acuerdo al ciclo de operación; actualmente cada cuatro o cinco años, dependiendo de la central. Antes de renovarse, el titular ha de demostrar que ha cumplido todos los requisitos del condicionado. Además el CSN efectúa una evaluación de detalle tanto del cumplimiento del condicionado como del estado de la central, evaluación que queda reflejada en la propuesta de dictamen técnico.

14.2 Resumen de los resultados genéricos esenciales de la observación permanente y evaluaciones periódicas de seguridad

Dadas las características del sistema de concesión de los PEP que se ha seguido en España desde el inicio de la operación de las centrales en las que las licencias se concedían de forma provisional y por un periodo de tiempo muy determinado y relativamente breve, el organismo regulador ha efectuado un seguimiento directo y una evaluación continua de la operación de las centrales.

Las centrales de la primera generación, que iniciaron su operación comercial en los primeros años 70, efectuaron a comienzo de los ochenta un programa de reevaluación de la seguridad similar al que se efectuó en EEUU dentro del Systematic Evaluation Program (SEP) de la US NRC. El objetivo de esta revisión era analizar el grado de cumplimiento con los criterios generales de diseño que se establecieron en EEUU en el apéndice A del 10CFR50, después de construidas y puestas en marcha dichas centrales. Ello supuso, en la práctica, mejorar muchos de los sistemas de seguridad de las centrales (sistemas eléctricos, protección contra incendios, sistemas de ventilación, revisión de las estructuras, sistemas y componentes, etc.).

Adicionalmente, las centrales han efectuado modificaciones para corregir situaciones o problemas que se han ido presentando en sus propias instalaciones, como pueden ser la sustitución de las tuberías del sistema de recirculación de la central nuclear de Garoña, debido a la aparición de grietas de corrosión intergranular bajo tensiones o la implantación de sellos mecánicos en las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control debido a la aparición de grietas debido al mismo proceso. Estas modificaciones se analizaron y aprobaron por el CSN, tras las debidas evaluaciones de seguridad y pruebas realizadas.

Las centrales de la segunda generación, que entraron en funcionamiento en los primeros años de la década de los ochenta, tuvieron que introducir las modificaciones necesarias surgidas de las lecciones aprendidas de los incidentes de las centrales americanas de TMI y Browns Ferry. Esto además supuso que el CSN exigiese paulatinamente a los titulares de las instalaciones que siguiesen muy de cerca los incidentes y la experiencia de operación de las centrales del país origen de su tecnología y que efectuasen un análisis sistemático de las posibles consecuencias para su central de esos incidentes. Todos estos análisis se remiten al CSN y éste los evalúa para ver si se están adoptando las medidas correctoras necesarias.

Las centrales de la tercera generación se pusieron en funcionamiento habiendo introducido en sus diseños las modificaciones necesarias como consecuencia de los incidentes operacionales mencionados anteriormente. En la central nuclear de Trillo, como consecuencia del descubrimiento de algunas deficiencias en la implantación del diseño en algunos componentes, se ha desarrollado un programa de análisis de experiencia operativa (AEOS) que ha supuesto la revisión completa de los sistemas de seguridad para comprobar que se cumplen los criterios de diseño del proyecto. Este programa ha sido seguido muy de cerca por parte del CSN. Como consecuencia del mismo se han efectuado diversas modificaciones de diseño para solucionar los problemas detectados.

Las centrales nucleares españolas están sometidas en la práctica a una evaluación continua y permanente por dos vías diferentes: por un lado, con la concesión de los permisos de explotación provisionales, que ahora se tiende a que sean cada 10 años; por otro, con la existencia de los inspectores residentes del CSN en los propios emplazamientos (dos inspectores por emplazamiento). Ellos efectúan un seguimiento diario de la operación de la central y de sus incidentes y llevan un control de cómo se van solucionando las incidencias de operación, cumplimiento de las ETF, o requerimientos del CSN. Además, los inspectores residentes están en contacto permanente con los jefes del proyecto de cada central del CSN, a los que mantienen al corriente del día a día de la situación de cada central.

Adicionalmente a la revisión diaria de la seguridad de las centrales, el CSN ha requerido, aunque más tarde que otros organismos reguladores de otros países, la realización de Revisiones Periódicas de Seguridad con carácter decenal, que se describen seguidamente.

Revisiones periódicas (decenales) de la seguridad de las centrales nucleares (RPS)

Las revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares se elaborarán cada diez años de acuerdo con el contenido de la Guía de Seguridad GSG-01.10 del CSN.

Estas revisiones periódicas no intentan sustituir a las prácticas de análisis, control y vigilancia que se llevan a cabo de manera continua en las centrales, sino realizar una valoración global de la seguridad de cada central y de las posibles mejoras a introducir teniendo en cuenta su estado actual.

Los objetivos de estas evaluaciones son:

- Asegurar que el proceso de análisis derivado de la experiencia de operación se ha aplicado correctamente, incluyendo la revisión global de las modificaciones llevadas a cabo como consecuencia de estudios genéricos.
- Analizar el comportamiento global de la central en periodos largos de operación, incluyendo los resultados de los requisitos de vigilancia y del mantenimiento de equipos, con la idea de verificar que los niveles de seguridad de la central no han disminuido a lo largo de dichos periodos y garantizar la operación segura durante el siguiente periodo.
- Evaluar la seguridad de la central con respecto a los nuevos requisitos exigidos en la normativa nacional, en las recomendaciones internacionales y en las prescripciones del país de origen del proyecto a centrales de diseño similar, cuya aplicación nacional haya sido establecida por el CSN de forma genérica o específica.
- Actualizar el estado de los diferentes programas de evaluación y mejora de la seguridad cuya aplicación se realiza de forma continua.

Programa de inspección en servicio

Una de las áreas que exigen una atención permanente tanto por parte de los explotadores como por el organismo regulador es la inspección en servicio de las estructuras, sistemas y componentes.

Las ETF de las centrales requieren la ejecución y mantenimiento de un programa de inspección en servicio, consistente en un conjunto de exámenes y pruebas periódicas cuyo objeto es verificar la integridad estructural y la capacidad operacional de sistemas, equipos y componentes mecánicos relacionados con la seguridad.

La normativa de inspección en servicio que se aplica en las centrales nucleares españolas es la Sección XI de Código ASME (EEUU), inspeccionándose las soldaduras de equipos y sistemas mecánicos, los soportes y amortiguadores, las bombas y las válvulas.

La inspección se realiza mediante inspección visual, ensayos no destructivos (END) superficiales (líquidos penetrantes y corrientes inducidas), END volumétricos (rayos X, ultrasonidos y corrientes inducidas), pruebas hidrostáticas, de fugas y funcionales. Estas inspecciones se realizan principalmente durante la parada de recarga.

Una vez finalizada cada parada de recarga la central debe remitir al CSN un informe preliminar con las conclusiones de las inspecciones realizadas. Este informe es preceptivo para poder proceder al arranque de la central.

A lo largo de la vida de la central, cada diez años, se produce un intervalo durante el cual debe haberse completado una inspección total con el alcance establecido. Cada intervalo se divide en tres periodos de tres o cuatro años cada uno y dentro de cada periodo se efectúan tantas campañas de inspección en servicio como recargas tengan lugar.

Las inspecciones deben realizarse de acuerdo con procedimientos homologados y, asimismo, los inspectores deben de estar adecuadamente homologados según sus responsabilidades dentro de los tres niveles establecidos en la normativa.

El explotador debe presentar al CSN:

- Un Manual de Organización de la Inspección en Servicio (MOIS), que recoja la organización, actividades y procedimientos generales.
- Para cada intervalo un Manual de Inspección en Servicio (MISI) que recoja los códigos y normas aplicables, el alcance y los límites de inspección, los programas de inspección, los procedimientos técnicos y los equipos y medios disponibles. El MISI es un documento vivo que debe de ponerse al día cuando sea requerido.
- Para cada recarga, debe presentarse el programa de inspección en servicio previsto, incluyendo la información que se relaciona en el Apéndice I de la Guía de Seguridad GSG-01.05 del CSN, así como un informe final de resultados.

Programas de mantenimiento

Las centrales nucleares españolas tienen implantados desde el inicio de su explotación programas de mantenimiento de tipo predictivo, preventivo y correctivo. Con la experiencia adquirida durante la operación se han ido introduciendo, además, programas predictivos.

Estos programas son llevados a cabo por unidades de mantenimiento pertenecientes a la organización de explotación. Las funciones y responsabilidades de las organizaciones de mantenimiento están recogidas en manuales y procedimientos. Existen programas de formación, cualificación, reentrenamiento y recualificación para el personal de mantenimiento. El mantenimiento preventivo supone del orden de un 70% del total y aplica a un 100% de los sistemas de seguridad.

En la actualidad se está implantando un programa basado principalmente en la Regla de Mantenimiento, el 10CFR50.65 (EEUU), con el fin de vigilar el comportamiento o estado de las estructuras, sistemas y componentes (ESC) en relación con objetivos previamente establecidos, de manera que quede asegurado el funcionamiento de los ESC de acuerdo con sus funciones. Esta vigilancia no será requerida cuando quede demostrado el correcto funcionamiento de una ESC a través de un adecuado mantenimiento preventivo. La implantación de la Regla de Mantenimiento se está realizando como experiencia piloto en Cofrentes y en Vandellós II. Las dificultades de metodología e implantación están siendo analizadas conjuntamente por los titulares y el CSN.

14.3 Actividades de control reglamentario

Es función del CSN llevar a cabo la evaluación, inspección y control de las instalaciones nucleares, con objeto de asegurar el cumplimiento de las normas y condiciones establecidas en las citadas autorizaciones y aprobaciones.

La documentación remitida por el explotador a lo largo de los procesos de autorización y aprobación descritos es evaluada y analizada por el CSN, con el objetivo de comprobar el cumplimiento con los condicionados y normas requeridas. A lo largo de este proceso de evaluación se puede requerir del explotador cuantas aclaraciones, justificaciones y detalles se estimen necesarios. Para revisar con detalle los cálculos realizados por el explotador, se pueden llevar a cabo por el CSN cálculos alternativos o inspecciones de comprobación en las oficinas de las ingenierías que los han realizado.

En los PEP se requiere que, de forma sistemática, cada seis meses, las centrales remitan al CSN un informe de las modificaciones efectuadas, en curso y previstas, junto con el análisis de su impacto sobre la seguridad de la central o los documentos oficiales de explotación. A la

vista de la experiencia adquirida con los años, el CSN está elaborando una guía de seguridad sobre modificaciones de diseño que establezca los análisis que deben efectuar los titulares para determinar si la modificación afecta a la seguridad o no y, en caso afirmativo, establecer el alcance del análisis de seguridad que tienen que presentar al CSN para su evaluación y aprobación.

14.3.1 Análisis Probabilista de Seguridad

El CSN aprobó en 1986 un plan integrado de Análisis Probabilista de Seguridad que requirió que todas las centrales españolas realizasen un APS de nivel 1. El objetivo era doble:

- Realizar los APS de cada una de las centrales españolas de acuerdo con unas ideas básicas sobre la planificación de los mismos. Es decir, los APS se iban a realizar de una forma escalonada en tiempo y alcance, de tal manera que, para llegar en el futuro a un alcance común en todas las centrales, al menos los primeros APS se deberían de actualizar hasta el alcance de los últimos. De esta manera se quería favorecer el uso de recursos españoles y la adquisición y asimilación de la tecnología. Consecuentemente, el énfasis en el texto de aquella primera edición se ponía especialmente en la realización de los APS.
- Utilización de los APS. Por ello ya se describían las aplicaciones que se preveían de los modelos de los APS una vez desarrollados. Las aplicaciones previstas se iban a basar en la gran capacidad de estos análisis de riesgos para poder discriminar la importancia, o contribución, que tienen para el riesgo diferentes aspectos del diseño y operación de la instalación.

En el cuadro adjunto se presentan los resultados obtenidos de los APS, expresados en términos de frecuencia de daño al núcleo.

Frecuencia de daño al núcleo (reactor/año)

CN José Cabrera	3,35 E-5 *
CN Sta Mª de Garoña	2.51 E-4
CN Almaraz	3.78 E-5
CN Ascó	5.51 E-5
CN Cofrentes	2.13 E-6
CN Vandellós II	6.38 E-5
CN Trillo	4,34 E-5*

* Pendiente evaluación por CSN.

Está finalizada por parte del CSN la evaluación de los APS de nivel 1 de las centrales Almaraz, Ascó y Cofrentes.

La realización del APS de nivel 1 supuso un conocimiento mayor de las centrales tanto por parte del explotador como por el CSN. De su realización se han acometido algunas modificaciones de diseño en temas muy específicos.

Actualmente está en fase de análisis por parte del CSN la aprobación de un nuevo plan integrado de APS hasta nivel 2 con la consideración de los sucesos externos, riesgo en otros

modos de operación para operación a baja potencia y en parada; riesgo por otras fuentes de productos radiactivos.

14.3.2 Inspecciones

Con el fin de verificar que las centrales nucleares están operando de acuerdo con los condicionados y normativa establecidos y que las acciones requeridas en las diversas autorizaciones y aprobaciones se implementan adecuadamente, el CSN lleva a cabo un programa de inspecciones. Además dispone de dos inspectores residentes en cada emplazamiento.

El programa de inspecciones incluye:

- Inspecciones genéricas programadas que suelen tener una periodicidad anual o bianual, como es el caso de las realizadas a los programas de cualificación ambiental, garantía de calidad, mantenimiento, inspección en servicio, cumplimiento de los requisitos de vigilancia, pruebas de arranque de ciclo, cumplimiento de la normativa de protección contra incendios, comprobación del estado de las estructuras, revisión de sistemas eléctricos y de instrumentación, análisis de nuevos requisitos del organismo regulador del país de origen del proyecto, análisis de experiencia operativa, etc. Estas inspecciones se realizan de acuerdo con listas de comprobación genérica ya elaboradas.

- Inspecciones específicas programadas a procesos de implantación de mejoras o acciones correctoras, como es el caso de la sustitución de los generadores de vapor en las centrales PWR, programas de revisión de las bases de diseño, modificaciones de diseño, reparaciones programadas, programas sistemáticos para la detección de errores en el diseño, etc.

- Inspecciones no programadas, que deben realizarse tras la aparición de un problema no previsto, como puede ser la vulneración de ETFs, fallo de equipos, sucesos que afectan a la seguridad nuclear, etc.

Las inspecciones son realizadas por el personal técnico del CSN, participando en las mismas el personal especializado en las disciplinas incluidas en el alcance de las mismas.

Junto al programa de inspecciones descrito, se ha desarrollado un Programa para la Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las centrales nucleares (ESFUC) en el que se hace una valoración del comportamiento de la organización del explotador en relación con cinco áreas funcionales: operación, controles radiológicos, mantenimiento y vigilancias, ingenierías y apoyo técnico y preparación para emergencias, seguridad física e incendios. Las valoraciones están basadas en informes de los propios inspectores en los que se asignan determinadas calificaciones sobre los aspectos relacionados con las áreas funcionales que se hayan considerado durante la inspección.

Con el conjunto de los informes ESFUC así obtenidos durante un ciclo de explotación se elabora un informe global para cada área funcional. Los resultados obtenidos permiten sacar consecuencias sobre el grado de profundización de la cultura de seguridad de la organización del explotador, así como dirigir de una manera más eficaz los esfuerzos de control e inspección del organismo regulador hacia aquellas áreas que lo requieran.

14.4 Valoración del grado de cumplimiento

La evaluación y verificación de la seguridad de las centrales nucleares españolas debe de valorarse como muy positiva, tanto bajo el punto de vista de los sistemas de licenciamiento e inspección vigentes, que permiten garantizar un nivel de seguridad nuclear semejante al de los países mas avanzados en este ámbito, como desde el punto de vista de su eficacia, ya que ha permitido detectar los problemas de diversa índole que han ido apareciendo.

Existen puntos que pueden mejorarse y que el CSN está decidido a impulsar para llevar a cabo una labor más eficaz desde el punto de vista de la evaluación e inspección continua. El CSN dentro de su plan estratégico tiene definidas las siguientes líneas de actuación:

- La experiencia acumulada determina que el CSN considere adecuado implantar progresivamente una política de concesión de permisos de explotación por periodos de diez años, precedidos de una revisión sistemática de la seguridad y de la protección radiológica de la central.

  Dicha revisión se realizará teniendo en cuenta la experiencia operativa desde el inicio de la explotación, el análisis del comportamiento de los equipos, estructuras y sistemas, el impacto del cambio de normativa aplicable a la tecnología del proyecto, los resultados del análisis probabilista de riesgos realizado y los requisitos que puedan establecerse en la reglamentación nacional durante ese periodo.

- Reforzamiento de la evaluación continua de la seguridad y del análisis operativo de las centrales nucleares. Establecimiento de las políticas y procedimientos de inspección teniendo en cuenta los resultados obtenidos en la operación y la evaluación efectuada por el CSN del funcionamiento de la organización de las centrales. Asimilación y aplicación al caso concreto español de los temas genéricos y requisitos definidos en otros países, para su consideración dentro de los programas de revisión continua de la seguridad.

- Potenciación del Programa Integrado del Análisis Probabilista de Seguridad y utilización de los resultados en la mejora de la seguridad de las centrales

- Implantación y desarrollo de una política de defensa frente a accidentes severos. Uno de los elementos esenciales para desarrollar una política de defensa frente a los accidentes severos es la realización de estudios probabilistas de seguridad de nivel 2.

- Seguimiento del envejecimiento de las instalaciones y gestión de la vida útil. El CSN debe seguir detalladamente los programas de las plantas para conocer el estado de degradación de los sistemas y componentes críticos y los programas de mantenimiento y sustitución de equipos, y para mejorar su competencia en la evaluación de la eficacia de las técnicas de regeneración de componentes y en el conocimiento de la fiabilidad y disponibilidad de los mismos para cumplir su función.

- Evaluación de los programas de desmantelamiento y clausura de centrales nucleares. Seguimiento de las actuaciones en el campo internacional, adaptación de experiencias ajenas a la situación española, definición del contenido técnico de los documentos base de la autorización de desmantelamiento y declaración de clausura y establecimiento de criterios de segregación de materiales contaminados y residuos.

- Validación de programas y métodos de cálculo avanzado que sirvan de soporte a la evaluación de la seguridad de las centrales nucleares y nuevos tipos de combustible.

  El CSN debe estar atento a la posible evolución de los combustibles y evaluar las

implicaciones de la tendencia internacional a utilizar combustibles mixtos de uranio y plutonio en las centrales nucleares actuales.

- El CSN debe revisar el sistema de inspección con atención específica a los criterios generales sobre los tipos de inspecciones a realizar, la sistemática de preparación y ejecución de las mismas, las responsabilidades de los inspectores y los criterios aplicables durante su realización. Asimismo es necesario elaborar un Manual de Procedimientos Técnicos de Inspección y optimizar las actividades de la inspección residente en centrales nucleares.

Se deben mantener, y en su caso establecer, los programas específicos que permitan mejorar la utilización de las inspecciones en la evaluación del funcionamiento de las instalaciones.

Se considera que España cumple los requisitos de este artículo.

Artículo 15. Protección radiológica

15.1 Resumen de las Leyes, reglamentos y requisitos referentes a la protección radiológica aplicada a instalaciones nucleares

Las disposiciones en materia de protección radiológica en la reglamentación española se recogen fundamentalmente en la Ley 15/1980 de 22 de abril de Creación del CSN, en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes de 24 de enero de 1992 y en el Real Decreto sobre Protección Operacional de los Trabajadores Externos con Riesgo de Exposición a Radiaciones Ionizantes por Intervención en Zona Controlada, de 21 de marzo de 1997.

15.1.1 Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

Asigna a este organismo las funciones de vigilar y controlar los niveles de radiactividad, tanto en el interior como en el exterior de las centrales nucleares y su incidencia particular o acumulativa en las zonas en que se enclavan, controlar las dosis recibidas por el personal de operación y conocer del Gobierno y asesorar al mismo respecto de los compromisos con otros países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

15.1.2 Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes

Este reglamento establece las normas básicas de protección radiológica para prevenir efectos biológicos ciertos y limitar la probabilidad de aparición de efectos biológicos estocásticos, hasta valores que se consideren aceptables para los trabajadores profesionalmente expuestos y los miembros del público, como consecuencia de las actividades que impliquen un riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes. Constituye la trasposición a la reglamentación española de las Directivas 80/836/EURATOM y 84/467/EURATOM de la UE.

Como principios básicos de protección establece los de *justificación*, *optimización* y *limitación*, estableciendo a continuación normas generales y medidas fundamentales de vigilancia para la protección de trabajadores profesionalmente expuestos, estudiantes, miembros del público y la población en su conjunto. Para cada uno de estos grupos establece los límites de dosis admisibles de acuerdo con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica en su publicación número 26 (ICRP-26).

Para los trabajadores profesionalmente expuestos se prevé la existencia de Servicios y Unidades Técnicas de Protección Radiológica que podrán realizar las funciones de protección encomendadas a los titulares de las instalaciones, y se establecen los requisitos de formación de los trabajadores. Para la prevención de la exposición de los trabajadores se clasifican éstos según sus condiciones de trabajo; también se clasifican los lugares de trabajo en diferentes zonas en función de las dosis anuales que es posible recibir en los mismos y se establecen las normas y medidas de control a aplicar en las diferentes zonas y a las distintas categorías de trabajadores. Asimismo, se establecen requisitos para la determinación de las dosis y su registro y para la vigilancia medica de los trabajadores.

En relación con la protección radiológica del público se establece la obligación de realizar

una evaluación de las dosis que pudieran ser recibidas por la población a causa del funcionamiento normal de la instalación y en caso de accidente. La realización de estas evaluaciones se requiere para la obtención de la autorización administrativa de la instalación correspondiente.

Se establecen normas de carácter general para evitar o reducir al mínimo la emisión de sustancias radiactivas al medio ambiente, tanto en funcionamiento normal de las instalaciones como en caso de accidente.

Finalmente se establece el régimen de inspecciones por el Consejo de Seguridad Nuclear de todas las actividades reguladas en el propio reglamento y el régimen de sanciones por incumplimiento de los preceptos establecidos en el mismo.

15.1.3 Real Decreto sobre Protección Operacional de los Trabajadores Externos con Riesgo de Exposición a Radiaciones Ionizantes por Intervención en Zona Controlada

Constituye la trasposición a la reglamentación española de la Directiva 90/641/ EURATOM de la UE. Requiere que las empresas que vayan a realizar actividades en zona controlada se inscriban en un registro establecido por el CSN, declarando las actividades que realizan y asegurando disponer de medios adecuados para el cumplimiento de lo establecido en el Real Decreto. El CSN podrá realizar el control e inspección de las empresas externas para verificar el cumplimiento de lo dispuesto en el Real Decreto.

Establece como obligaciones de las empresas el cumplimento del Reglamento de Protección Sanitaria Contra las Radiaciones Ionizantes, proporcionar formación sobre protección radiológica a los trabajadores, controlar las dosis recibidas por éstos, mantener su vigilancia médica y solicitar al CSN la asignación del Documento Individual de Seguimiento Radiológico.

Como obligaciones del titular de la instalación se establecen los aspectos operativos de la protección radiológica para asegurar el cumplimiento de los preceptos del Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, asegurarse de que las empresas externas cumplen los requisitos citados en el párrafo anterior, asegurarse de que los trabajadores disponen en cada intervención de los equipos de protección individual adecuados y registrar las dosis recibidas en el Documento Individual de Seguimiento Radiológico.

Se establece la obligación de los trabajadores de colaborar con los responsables de protección radiológica de la empresa y del titular de la instalación.

Se establecen las características y contenido del Documento Individual de Seguimiento Radiológico. Finalmente, se establece el régimen de infracciones y sanciones en relación con lo dispuesto en el propio Real Decreto.

15.2 Aplicación de las leyes, reglamentos y requisitos nacionales relativos a protección radiológica

15.2.1 Límites de dosis

Los límites de dosis actualmente vigentes en España para los trabajadores de las centrales nucleares se establecen en el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes; están basados en las recomendaciones de la ICRP-26 y son los siguientes:

- Exposición global del organismo

  Límite de dosis anual (12 meses consecutivos)

  50 mSv

- Exposición parcial del organismo

  Límites de dosis anual (12 meses consecutivos)

Dosis efectiva	Dosis equivalente Cristalino	Dosis equivalente cualquier otro órgano o tejido
50 mSv	150 mSv	500 mSv

Para los miembros del público los límites de dosis establecidos son:

- Exposición global del organismo

  Límite de dosis anual (12 meses consecutivos)

  5 mSv

- Exposición parcial del organismo

  Límites de dosis anual (12 meses consecutivos)

Dosis efectiva	Dosis equivalente Cristalino	Dosis equivalente cualquier otro órgano o tejido
5 mSv	15 mSv	50 mSv

15.2.2 Cumplimiento de las condiciones de emisión de sustancias radiactivas

Los requisitos establecidos en el Reglamento en relación con la emisión de efluentes radiactivos al medio ambiente se recogen en los Títulos IV (Medidas de Vigilancia) y V (De los residuos radiactivos) y pueden resumirse en los siguientes puntos:

- La vigilancia para la protección del público debe basarse en la evaluación de las dosis que pudieran ser recibidas por el individuo que hace uso del entorno; dicha evaluación debe ser adecuada al riesgo que impliquen las actividades y tener, al menos, periodicidad anual.
- Los límites para la emisión de efluentes radiactivos deben ser tales que las concentraciones de actividad de los radionucleidos que contienen y las dosis que pudieran producir en el público sean las más bajas posibles y siempre inferiores a los límites básicos de dosis o a aquellos límites inferiores establecidos en su caso por el CSN.
- Las instalaciones que puedan dar lugar a residuos radiactivos deben estar equipadas con sistemas de almacenamiento, tratamiento y evacuación independientes, debiendo ser objeto de revisiones adecuadas para evitar emisiones incontroladas.
- Toda evacuación de residuos radiactivos al medio ambiente requiere una autorización administrativa expresa, donde deben especificarse las condiciones para su ejecución.

- Con objeto de que no se alcancen los límites básicos de dosis o los establecidos por el CSN, las autorizaciones administrativas correspondientes deben fijar los límites y condiciones de emisión de efluentes radiactivos.

En el anexo 15.A se describe la aplicación de estos principios para las centrales nucleares españolas.

15.2.3 Medidas adoptadas para garantizar que la exposición a las radiaciones se mantenga en el nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse

Para tratar de resolver el problema de hasta dónde se debe llegar en la reducción de las dosis de radiación, la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP) creó el concepto de *optimización* de la protección, comúnmente denominado criterio ALARA.

El criterio ALARA se encuentra recogido en la reglamentación española citada anteriormente. Su aplicación en España como requerimiento de carácter general se realiza conforme a lo establecido en esa reglamentación y en las normas básicas de las Comunidades Europeas y en las del OIEA.

Los métodos para analizar y alcanzar un nivel óptimo para la protección varían desde el estricto sentido común hasta las técnicas más complejas de análisis coste/beneficio y multiatributos. El proceso de optimización está relacionado esencialmente con la fuente de radiación y debe ser aplicado primeramente en la fase de diseño. Es en esta fase donde es más eficaz alcanzar reducciones de dosis siguiendo análisis cuantitativos. En la fase operacional, en cambio, predominan los análisis informales, basados en la experiencia, la buena práctica y el juicio de ingeniería.

En relación con el cumplimiento del requisito reglamentario de que las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas se mantengan en niveles tan bajos como razonablemente sea posible alcanzar, cabe señalar que:

- La aplicación racional de este principio en las centrales nucleares se traduce en alcanzar un nivel de exposición a las radiaciones suficientemente bajo para garantizar una adecuada protección de los trabajadores (dentro de un rango de dosis muy inferior a los límites establecidos), pero sin que se llegue a cuestionar la viabilidad económica de las instalaciones.

- Uno de los índices más utilizados a nivel internacional para la valoración del grado de aplicación del criterio ALARA es el valor de la *dosis colectiva anual por reactor*. El CSN realiza regularmente un análisis comparativo de los valores que para este índice se obtienen en las centrales españolas y en las de EEUU y países de la OCDE.

  Los resultados obtenidos para el citado índice ponen de manifiesto que, en términos globales, la situación de las centrales españolas, en cuanto a la aplicación del criterio ALARA se refiere, está en consonancia con la que existe en otros países. A fin de conseguir que esta situación se mantenga el CSN está promoviendo actualmente un mayor desarrollo en la implantación del principio ALARA. Son dos las líneas de actuación que se siguen al respecto:

  - La utilización de índices más completos y adecuados para una valoración efectiva del grado de implantación del principio ALARA en las centrales españolas.

En esta línea se ha publicado la Guía de Seguridad del CSN, GSG-01.05 *Documentación sobre actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera,* que permite conocer, a partir de 1991, de forma completa la información de la dosis colectiva asociada a cada una de las tareas realizadas en las recargas, utilizando para estas tareas una codificación compatible con la utilizada en la UE.

En esta misma línea el CSN participa activamente en el Sistema de Información sobre Exposición Ocupacional (ISOE), promovido por la NEA-OCDE. Esta participación permite al CSN tener acceso a información internacional sobre los datos de dosis colectiva por tareas y de las técnicas de reducción de dosis que se aplican en las centrales de los diferentes países.

- Una revisión en profundidad del contenido, estructura y alcance de los programas de reducción de dosis implantados en las centrales españolas, basada en tres líneas de actuación:
    - Extender la responsabilidad de la aplicación del principio ALARA (actualmente delegada a los Servicios de Protección Radiológica) a otras unidades de la organización de la central, en particular a los niveles de gestión más elevados.
    - Potenciar la eficacia de la aplicación del criterio ALARA a través de la existencia de una estructura específica y permanente para su gestión.
    - Homogeneizar los programas de reducción de dosis (REDOS) ya implantados en las centrales españolas.

En relación con la protección radiológica de los miembros del público y de la población en general, la legislación española requiere que las instalaciones dispongan de sistemas adecuados de tratamiento y evacuación, a fin de garantizar que las dosis debidas a los vertidos radiactivos cumplen el principio ALARA y son inferiores a los límites recogidos en las correspondientes autorizaciones administrativas.

La aplicación rigurosa del criterio ALARA requiere realizar para cada instalación estudios complejos de optimización, mediante técnicas coste/beneficio u otras equivalentes. En la práctica, ante las dificultades inherentes a la asignación de un valor monetario al Sv-persona, en la mayoría de los países se ha seguido el proceso inverso, es decir, se han establecido unos valores de dosis muy bajos que han servido de base para el diseño de los sistemas de tratamiento. Dichos valores se fijan como un pequeño porcentaje de los límites de dosis al público y son generalmente muy conservadores, de modo que no es previsible que un estudio de optimización concreto de como resultado una dosis menor. Los valores establecidos para las centrales nucleares españolas provienen de la normativa de EEUU y son inferiores al 10% de los límites básicos. En la mayoría de los países de la Unión Europea se utilizan, asimismo, valores del orden del 10% de los límites básicos.

La Nuclear Regulatory Commission (NRC) estadounidense efectuó una serie de estudios genéricos de optimización para los reactores de agua ligera de tecnología americana; estos estudios permitieron obtener unos valores de dosis que se incorporaron a la legislación norteamericana (10CFR50) como objetivos de diseño de los sistemas de tratamiento de efluentes. Por tanto, toda instalación de estas características cuyos sistemas de tratamiento satisfagan dichos valores genéricos, puede considerarse implícitamente optimizada; no obstante, podrían ser admisibles valores ALARA superiores siempre que sean el resultado de un proceso de optimización específico.

Durante la operación de la central estos valores de dosis, establecidos originalmente como base para el diseño de los sistemas de tratamiento, se aplican como Condiciones limitativas de operación, requiriéndose que durante el funcionamiento los sistemas cumplan los objetivos de diseño. Asimismo, en esta fase se define la instrumentación de vigilancia y los programas de muestreo y análisis de los vertidos necesarios para verificar el cumplimiento de las condiciones limitativas establecidas.

15.2.4 Vigilancia radiológica ambiental

Como se ha indicado anteriormente, el CSN tiene asignada en su Ley de Creación la función de controlar y vigilar los niveles de radiación en el interior de las instalaciones. Además, España ha firmado el tratado EURATOM que establece 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 Europea.

Para satisfacer estos requisitos, el CSN evalúa y controla el impacto radiológico de las centrales nucleares. En las actividades sometidas a autorizaciones administrativas, como son las centrales nucleares, la concesión de esta autorización lleva consigo la realización de un programa de medida adecuado a las características de cada central y de su entorno, que cumpla con los objetivos de la vigilancia radiológica ambiental que se describen en los párrafos siguientes.

La vigilancia radiológica ambiental se establece con los objetivos de detectar y vigilar la presencia de elementos radiactivos en el medio ambiente, seguir su evolución en el tiempo, estimar el posible riesgo radiológico de la población y determinar la necesidad de tomar, si procede, alguna precaución o establecer alguna medida correctora.

En la zona de influencia de las centrales la vigilancia se realiza mediante los programas de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) implantados por los titulares. Los programas de vigilancia aplicados suponen el muestreo de las principales vías de exposición al hombre y de otros elementos del ecosistema que, sin ser vía directa de exposición, son buenos indicadores de la evolución de las concentraciones de actividad de los diferentes isótopos en el medio ambiente.

En el título de medidas fundamentales de vigilancia para la protección del público del Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (Real Decreto 53/1992) se indica que la vigilancia se basará fundamentalmente en la evaluación de las dosis que pudieran ser recibidas como resultado del funcionamiento de la central (Art. 48); para la obtención de las autorizaciones administrativas el solicitante deberá aportar estudios adecuados para determinar el riesgo de exposición a que pudiera estar sometida la población (Art. 49) y en dichas autorizaciones se especificará si se debe disponer de un sistema específico de vigilancia para controlar, durante el ejercicio de la actividad, las dosis que pudieran ser recibidas por el público (Art. 51).

A la hora de evaluar las dosis susceptibles de ser recibidas por la población se presenta la dificultad de que, a diferencia de lo que sucede en el caso de las personas profesionalmente expuestas, no resulta viable un control dosimétrico directo para los individuos del público. Esta realidad obliga a que dicha valoración deba ser realizada mediante estimaciones, utilizando modelos del comportamiento de los efluentes emitidos por la central en los diferentes elementos del ecosistema, que permitan cuantificar, con un conjunto adicional de hipótesis sobre el posible comportamiento del individuo-modelo, el impacto radiológico sobre la población.

Los Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) se establecen para verificar que los modelos físico-matemáticos utilizados en los cálculos reflejan adecuadamente el comportamiento real de los efluentes emitidos y que no se han producido emisiones incontroladas de dichos efluentes. Los PVRA están constituidos por la red de vigilancia y los procedimientos de muestreo, análisis y medida encaminados a determinar el posible incremento de los niveles de radiación y la presencia de radionucleidos debidos al funcionamiento de la central, a fin de estimar el impacto radiológico sobre la población .

En el anexo 15.B se describen los programas de vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de las centrales nucleares y el control realizado por el CSN sobre los mismos.

15.3 Actividades de control reglamentario

En relación con la protección radiológica de los trabajadores profesionalmente expuestos, de acuerdo con lo requerido por la reglamentación, las centrales nucleares deben disponer de un servicio de protección radiológica autorizado por el CSN, siendo también responsabilidad del CSN la concesión de la titulación necesaria a las personas que han de actuar como jefe de dichos servicios.

Las centrales nucleares españolas disponen de un documento denominado Manual de Protección Radiológica en el que se recogen las normas de protección radiológica que deben seguirse en la instalación. El contenido de este documento se establece en la Guía de Seguridad del CSN GSG-07.06 *Contenido de los Manuales de protección radiológica de instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear.* Si bien el Manual de Protección Radiológica no es documento que deba ser sometido a aprobación administrativa, en las condiciones anexas a los permisos de explotación de las centrales nucleares se establece la obligación de cumplir lo dispuesto en el mismo y de enviar al CSN las sucesivas revisiones de este documento que se realicen. El CSN evalúa el contenido de los manuales de protección radiológica de las centrales nucleares asegurándose de que mediante su aplicación se garantiza el cumplimiento de lo dispuesto en la reglamentación española en materia de protección radiológica.

En relación con el cumplimiento con los límites de dosis establecidos para los trabajadores profesionalmente expuestos, la normativa vigente en España en materia de protección radiológica, recoge los siguientes requisitos en relación con la dosimetría de las personas que, a consecuencia de su actividad laboral, están expuestas a la acción de las radiaciones ionizantes:

- Se debe disponer de sistemas de vigilancia adecuados para determinar las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas.
- La dosimetría individual debe ser realizada por entidades expresamente autorizadas por el Consejo de Seguridad Nuclear.
- El trabajo en presencia de radiaciones ionizantes se debe desarrollar de forma que las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas sean inferiores a los límites de dosis establecidos.

Un análisis de la situación de la dosimetría de las personas profesionalmente expuestas en las centrales nucleares españolas se puede realizar en base a una valoración del grado en que estos requisitos reglamentarios se satisfacen en la práctica.

La práctica seguida por las centrales españolas, en cuanto a los sistemas de vigilancia radiológica utilizados para la determinación de las dosis recibidas por su personal, es coherente con las

directrices que al respecto emanan de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP); en efecto:

- Los trabajadores profesionalmente expuestos clasificados como de Categoría A están provistos de dosímetros físicos individuales (*dosimetría oficial*) cuyo procesado, con periodicidad mensual, permite conocer las dosis por ellos recibidas en el conjunto de actividades que hayan desarrollado durante ese periodo de tiempo.
- Adicionalmente, para la realización de tareas en el interior de zona controlada, se utilizan dosímetros individuales de lectura directa (*dosimetría operacional*), que permiten conocer de forma inmediata las dosis recibidas en la realización de esas tareas, lo que permite una adecuada planificación de las mismas desde el punto de vista radiológico.
- Aparte de estos sistemas de vigilancia radiológica individual, se dispone de sistemas de vigilancia de zonas, fijos y portátiles, que se distribuyen en áreas preseleccionadas de la central y que, asimismo, permiten una valoración de las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas durante su permanencia en dichas áreas.

Este esquema general de los sistemas de vigilancia radiológica de que se dispone para la determinación de las dosis recibidas por las personas profesionalmente expuestas es común a la totalidad de las centrales españolas. La idoneidad de los sistemas de vigilancia utilizados se evalúa por el CSN en la fase de proyecto de las instalaciones; son asimismo objeto de evaluación los aspectos relativos al mantenimiento y operación de dichos sistemas que, adicionalmente, se verifican en las inspecciones periódicas del CSN.

En todas las centrales españolas el procesado de los dosímetros utilizados como sistema de dosimetría oficial se realiza por entidades específicamente autorizadas por el CSN. En todas las centrales españolas el procesado de los dosímetros de carácter oficial se realizaba por un único laboratorio de dosimetría; en la actualidad todas las centrales cuentan con laboratorios de dosimetría propios, oficialmente autorizados por el CSN.

Ante la nueva situación que se plantea el hecho de que las centrales lleven a cabo la dosimetría de su propio personal, se han establecido requisitos específicos para la autorización de los servicios de dosimetría propios de las centrales, incidiendo especialmente en los mecanismos disponibles para minimizar en lo posible cualquier falta de objetividad de los datos obtenidos; así:

- Los sistemas que se han autorizado son de elevado grado de automatismo lo que minimiza la posibilidad de errores en el proceso de cálculo de dosis.
- Los requisitos establecidos para el archivo de resultados son especialmente estrictos, obligando a almacenar todo el conjunto de datos necesarios para poder reproducir, en cualquier momento, una dosis asignada a un trabajador (a partir de los parámetros obtenidos en la lectura del dosímetro que dicho trabajador utilizó).
- Las condiciones y procedimientos que regulan el funcionamiento de los servicios de dosimetría de las centrales recogen la necesidad de justificar documentalmente cualquier modificación de la información inicialmente obtenida en la lectura de un dosímetro.
- Cada servicio de dosimetría queda sometido a un régimen de auditorías por el CSN, habitualmente con periodicidad anual, en las que se presta una especial atención al archivo de resultados.

La situación de las centrales españolas en relación con la no superación de los límites de dosis reglamentarios, puede calificarse de satisfactoria ya que:

- En cuanto a dosimetría externa, no se ha producido ningún caso de superación de los límites de dosis reglamentarios. Más aún, los resultados obtenidos muestran que, sistemáticamente, un elevado porcentaje (superior al 90%) de las personas profesionalmente expuestas presentan dosis inferiores a la décima parte de dichos límites.
- En cuanto a dosimetría interna, la experiencia obtenida hasta la fecha es satisfactoria, ya que sólo se producen casos de contaminación interna de forma muy esporádica. De hecho, a pesar de que el nivel de registro establecido por el CSN (1% del Límite Anual de Incorporación reglamentario) es muy inferior al que al respecto recomienda la Comisión Internacional de Protección Radiológica (10% del Límite Anual de Incorporación), sólo en contados casos se ha superado dicho nivel de registro.

Los valores de dosis obtenidos mediante los sistemas de dosimetría oficial en la centrales nucleares son periódicamente remitidos al CSN que se encarga de la gestión y mantenimiento de un banco dosimétrico de alcance nacional. Este envío hace posible la evaluación por el CSN de los datos dosimétricos estableciendo en caso de detectarse alguna anomalía las acciones correctoras oportunas. Asimismo los titulares de las centrales están obligados a notificar al CSN cualquier incidente de potencial sobreexposición a radiaciones evaluándose la idoneidad de las actuaciones realizadas por los servicios de protección radiológica de las centrales y requiriéndose si es necesario la adopción de medidas adicionales, así como las actuaciones necesarias para evitar la repetición de incidentes análogos.

En relación con la protección radiológica de los miembros del público y de la población en su conjunto las actuaciones de control reglamentario se realizan sobre los programas de limitación y control de vertidos de las centrales y sobre los programas de vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de las mismas.

En el primer caso el CSN supervisa de forma continua el cumplimiento de las especificaciones técnicas de vertido que se traducen en el Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER) cuyo desarrollo se recoge en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en operación normal (MCDE). El contenido del PROCER y el MCDE se describe en el anexo 15.A.

En el caso de los PVRA, el CSN evalúa las propuestas de programas y calendario para la realización de las campañas anuales de recogida de muestras y realización de análisis, así como el informe final con los resultados de las campañas anuales. Adicionalmente el CSN realiza una recogida de muestras y análisis de las mismas independiente de la del titular, contrastando con ello la calidad de los datos contenidos en esos informes de resultados.

En los informes semestrales del CSN al Congreso de los Diputados se recoge la siguiente información relativa a aspectos de protección radiológica de las centrales nucleares españolas:

- Número de trabajadores controlados dosimétricamente en el semestre.
- Dosis por exposición externa acumuladas en el semestre para el colectivo de trabajadores de las centrales nucleares tanto de plantilla como de contrata, considerando operación normal y recarga.
- Controles realizados sobre los trabajadores de las centrales para detectar posibles casos de contaminación interna, resultados y su evaluación.
- Actividad de vertidos líquidos y gaseosos descargada al medio ambiente en cada semestre por las centrales nucleares, valorándose en relación con semestres anteriores.

- Resultados de los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental en la zona de influencia de las centrales correspondientes a la campaña anual inmediatamente anterior. Estos resultados se presentan en términos de dosis efectiva anual externa, interna y total en la zona alrededor de cada central, valorándose su significación en relación con los obtenidos en campañas anteriores.

En el anexo 15.C se adjunta la información relativa a protección radiológica incluida en el informe semestral del CSN al Congreso de los Diputados correspondiente al segundo semestre de 1997.

15.4 Valoración del grado de cumplimiento

Mediante las medidas de protección radiológica de los trabajadores, los programas de vigilancia, limitación y control de efluentes y los programas de vigilancia radiológica ambiental que se han descrito, junto con la aplicación del criterio ALARA se considera que las centrales españolas cumplen correctamente los requisitos establecidos en este artículo.

Actualmente existen en España las siguientes actuaciones en curso y previstas con el objetivo de mejorar el ámbito de la protección radiológica en las centrales nucleares:

- Modificación de la reglamentación en materia de protección radiológica para adaptarla a los dispuesto en la Directiva 96/29/EURATOM en la que se incorporan las recomendaciones realizadas por la ICRP en su publicación número 60.
- Optimización del control del CSN sobre los PVRA realizados por los titulares de las centrales y establecimiento de nuevos niveles de aviso adecuados a los límites de vertido establecidos en términos de dosis equivalente efectiva.
- Adaptación de las organizaciones de los titulares de las centrales de acuerdo con las últimas doctrinas en materia de aplicación del criterio ALARA (gestión del trabajo).
- Implantación del nuevo marco de distribución de responsabilidades en materia de protección radiológica entre empresas titulares de las instalaciones y empresas externas que prestan sus servicios en las centrales.
- Definición de requisitos de formación en materia de protección radiológica para los trabajadores de empresas externas.
- Implantación del nuevo Documento Individual de Seguimiento Radiológico que de acuerdo con la reglamentación debe sustituir al actual carnet radiológico.

ANEXO 15.A

Limitación, vigilancia y control de vertido de sustancias radiactivas en las centrales nucleares españolas

De acuerdo con los requisitos reglamentarios, las centrales españolas disponen de sistemas de tratamiento de efluentes líquidos y gaseosos, en cuyo diseño se ha tenido en cuenta el principio de optimización, e incorporan la instrumentación necesaria para efectuar una adecuada vigilancia y control de los efluentes antes de su descarga al exterior.

15.A.1 Los límites autorizados

En los permisos de explotación de las centrales nucleares españolas se establecen los Límites y Condiciones de funcionamiento, los cuales se incluyen en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (Límites autorizados).

El licenciamiento de las centrales nucleares españolas ha tenido lugar en el periodo de dos décadas comprendido entre finales de los años sesenta y finales de los ochenta; los avances tecnológicos y la evolución en materia de limitación que tuvieron lugar en paralelo con su entrada en servicio, originaron una gran diversidad, tanto en la formulación concreta de los límites como en los requisitos aplicables a la vigilancia y control de los efluentes radiactivos.

Ante los problemas derivados de la falta de homogeneidad (dificultad para efectuar estudios comparativos de los vertidos en las distintas centrales, complejidad en el seguimiento y evaluación de las emisiones por el CSN, etc) se planteó la necesidad de estandarizar las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relativas a los efluentes radiactivos a fin de establecer objetivos de protección similares, aplicando criterios equivalentes a todas las instalaciones y estableciendo un marco común que facilitara el seguimiento y control de los vertidos.

En efecto, con la entrada en funcionamiento de la central de Trillo, que se presentaba ya como el último proyecto en España de la actual generación de reactores nucleares, pareció llegado el momento de efectuar una revisión del sistema de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos en las centrales españolas. Dado que los diferentes tipos de límites vigentes se basaban en los modelos dosimétricos de ICRP-2, la revisión se planteó en dos fases:

- Estandarización de las especificaciones de vertido
- Adaptación de los límites a las recomendaciones más recientes de ICRP.

Modelo de especificaciones estándar

En el proceso de estandarización se decidió adoptar como modelo ***las Radiológical Effluent Technical Specifications*** establecidas por la NRC para las centrales americanas.

En esta elección intervinieron varios factores; en primer lugar, el hecho de que estas especificaciones constituyen un sistema integral y coherente, que engloba todos los aspectos relativos a la limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos, con una importante base documental que comprende desde los principios básicos hasta los procedimientos de detalle que los desarrollan; por otra parte, en el licenciamiento de algunas de las centrales más modernas se habían implantado, en mayor o menor medida, dichas especificaciones, lo cual suponía una importante ventaja adicional; por último, este modelo es totalmente coherente con el sistema regulador español.

Las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento relativas a los efluentes radiactivos contemplan los siguientes aspectos:

- La instrumentación mínima requerida para la vigilancia y control de los efluentes y sus requisitos de operabilidad, incluidas las pruebas de vigilancia y la determinación de los puntos de tarado de los monitores.

- Límites instantáneos de concentración para efluentes líquidos, definiéndose el programa de muestreo y análisis necesario para verificar el cumplimiento de los mismos.
- Límites instantáneos de tasa de dosis para efluentes gaseosos, y el correspondiente programa de muestreo y análisis.
- Las Condiciones limitativas de operación para efluentes líquidos y gaseosos, estableciéndose como requisito de vigilancia la obligatoriedad de estimar las dosis debidas a los vertidos.
- Requisitos de operabilidad de los sistemas de tratamiento, y la obligación de efectuar una proyección de las dosis con objeto de planificar el tratamiento de los efluentes antes de su descarga al exterior.

En la tabla 15.A.1 se resumen los límites de vertido establecidos en el modelo adoptado en el proceso de estandarización.

Tabla 15.A.1 Límites de vertido. Especificaciones técnicas estándar

Instantáneos (10CFR20)*

Vertidos	Variable	Valor
Gaseosos	Tasa de dosis equivalente al cuerpo entero	5 mSv/a
Líquidos	Concentración zonas no restringidas	10CFR20

Integrados (condiciones limitativas de operación) (10CFR50)

Vertido	Variable	Valor	
		Trimestral(**)	Anual
Gaseosos (Gases Nobles)	Dosis absorbida en aire		
	Beta	100 mGy	200 mGy
	Gamma	50 mGy	100 mGy
	Dosis equivalente a cualquier órgano (Radioyodos, partículas y H-3)	75 mSv	150 mSv
Líquidos	Dosis equivalente		
	Cuerpo entero	15 mSv	30 mSv
	Organo crítico	50 mSv	100 mSv

(*) Normativa americana equivalente al RPSRI

(**) Como control adicional de las emisiones se establece un límite equivalente a la mitad del valor anual en un trimestre

Así pues, el modelo adoptado limita el valor máximo de concentración en cualquier descarga (límites instantáneos) y el vertido total de material radiactivo al medio ambiente en periodos prolongados de tiempo (límites trimestral y anual).

La combinación de ambos límites garantiza con un margen de seguridad muy amplio que ningún miembro del público recibirá dosis significativas como consecuencia de la emisión de efluentes radiactivos durante la explotación normal de una central nuclear española, a la vez que permiten la necesaria flexibilidad operativa.

Los límites instantáneos se establecen para facilitar la vigilancia y control de los efluentes de modo continuo y aplican al conjunto de las unidades en un emplazamiento; su superación implica la suspensión inmediata de las descargas y sirven de base para calcular los puntos de tarado de los monitores de vigilancia de efluentes. Se expresan en magnitudes derivadas; para los efluentes líquidos se establecen límites de concentración máxima en el canal de descarga y para los efluentes gaseosos límites de tasa de dosis en el límite del emplazamiento, considerando las diferencias que existen entre líquidos y gases en cuanto a dispersión y vías de transferencia en el medio ambiente.

Dada su función, podrían aplicarse distintos criterios para establecer los límites instantáneos; en la práctica se fijan los valores medios anuales de concentración y de tasa de dosis, derivados de los límites de dosis al público; es decir, valores que teniendo en cuenta todas las vías de exposición darían lugar a una dosis total anual de 5 mSv por vía líquida y de 5 mSv por vía gaseosa al individuo adulto.

Los valores que recoge la tabla anterior están expresados en términos de dosis equivalente al cuerpo entero y al órgano crítico establecidos según los modelos metabólicos y dosimétricos de ICRP-2, en los cuales se basaba en ese momento la legislación americana.

Las condiciones limitativas de operación aplican a cada unidad dentro de un emplazamiento y son mucho más restrictivos que los límites básicos de dosis, lo que permite cierta flexibilidad en su aplicación práctica; esta flexibilidad significa que su superación no constituye en sí misma una violación de la normativa, sino un incumplimiento de un objetivo de diseño derivado de un proceso de optimización.

En el sistema de limitación adoptado, la aplicación del criterio ALARA va aún más allá, requiriendo la operabilidad de los sistemas de tratamiento cuando las dosis previstas superen una pequeña fracción de las Condiciones limitativas de operación; de no existir este requisito podrían efectuarse vertidos de efluentes sin tratar siempre que las dosis debidas a los mismos fuesen inferiores a dichas Condiciones Limitativas.

Apenas iniciado el proceso de estandarización de las especificaciones de efluentes de las centrales nucleares españolas, la NRC publicó una Carta Genérica proponiendo una reordenación de estas especificaciones, en el marco de los programas de reestructuración y mejora de las especificaciones técnicas de funcionamiento, a fin de que recojan solamente los aspectos básicos, cuyo desarrollo se transfiere a otros documentos de explotación.

En el caso de las especificaciones de efluentes, se establece el Programa de Control de Efluentes Radiactivos (PROCER) en el capítulo de las Especificaciones relativo a procedimientos y ñrogramas, y se requiere que el mismo se desarrolle en detalle en el Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE), cuyo contenido es el siguiente:

- La descripción precisa de los diferentes términos que recoge el documento
- Un plano del área restringida para el público y límites del emplazamiento.
- Una breve descripción de las vías de vertido para efluentes líquidos y gaseosos y su instrumentación de vigilancia
- El desarrollo del PROCER, estableciéndose para cada uno de sus apartados:

- El control propiamente dicho, que recoge las condiciones establecidas en relación con la emisión de efluentes, la instrumentación de vigilancia asociada y la operabilidad de los sistemas de tratamiento, indicándose además las circunstancias en que son aplicables y las acciones a tomar si las condiciones no se satisfacen.
- Los requisitos de vigilancia necesarios para garantizar que se cumple lo establecido en el control.
- Los principios en los que se basa cada control.

- Una descripción detallada de la metodología seguida en la estimación de las dosis al individuo crítico y en los cálculos de los puntos de tarado de los monitores de efluentes, así como los parámetros utilizados.
- Una relación de los procedimientos que desarrollan en detalle los requisitos establecidos en cada control.

En efecto, los vertidos de todas las centrales nucleares españolas son equivalentes a los de las centrales europeas y americanas de la misma tecnología, como se pone de manifiesto en la tabla 15.A.2.

Tabla 15.A.2. Emisiones de efluentes radiactivos (GBq/GWh)*

Efluentes gaseosos

Componentes	España		Países UE		USA	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
Gases nobles	2,61E+01	4,11E+01	5,42E+02	8,13E+01	3,07E+01	2,55E+02
Y-131	3,09E-05	8,02E-05	3,33E-05	6.02E-05	1,76E-04	1,19E-03
Partículas	2,19E-04	1,08E-04	6,08E-05	6,82E-05	7,37E-04	2,87E-03
Tritio	2,97E-01	6,57E-02	3,27E-02	7,62E-02	6,53E-01	4,59E-01

Efluentes líquidos

Componentes	España		Países UE		USA	
	PWR	BWR	PWR	BWR	PWR	BWR
P. Fisión-Activación	6,16E-03	2,13E-03	1,34E-01	4,47E-02	1,27E-02	1,35E-02
Tritio	2,75E+00	5,63E-02	1,26E+02	1,69E-00	3,42E-00	1,31E-01

(*) Valores medios 1980-1994

Las dosis debidas a los vertidos representan un 10% de las condiciones limitativas de operación, y son generalmente inferiores al 1% de los límites básicos de protección al público.

Tras la implantación de este modelo, las especificaciones de vertido de todas las centrales españolas incluyen en la sección de procedimientos y programas el programa de control de efluentes radiactivos, desarrollado en el Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior.

Actualización del modelo

Una vez concluido el proceso de homogeneización en marzo de 1993 con la entrada en vigor de las nuevas especificaciones de efluentes y los manuales asociados, se inició, en 1997, la segunda etapa; en esta fase se actualiza la limitación de los vertidos, no siendo preciso modificar el sistema de vigilancia y control excepto en algunos parámetros afectados por la nueva limitación.

Como objetivos para esta segunda etapa se propusieron:

- Clarificar el concepto de límite

  Los valores de dosis establecidos como condiciones limitativas de operación no tienen el sentido regulador de un límite, aunque con frecuencia se han tomado como tal; en efecto, la denominación de ***límite*** se ha aplicado tradicionalmente de forma indistinta a valores de muy diversa significación, magnitud y función en el esquema de la protección del público.

  Este hecho y las posibles implicaciones legales inherentes al propio concepto de límite y su superación, aconsejaban un replanteamiento de la terminología utilizada, adoptándose los siguientes criterios:

  - El término límite se aplica exclusivamente a los límites básicos de dosis y a los valores derivados de los mismos, cuya superación implica una suspensión inmediata de las descargas.
  - Las condiciones limitativas de operación se denominan ***restricciones operacionales,*** expresión propuesta en el seno de la NEA-OCDE_ para aquellas dosis inferiores a las dosis restringidas establecidas a efectos de control del funcionamiento de las instalaciones.

- Incorporar las recomendaciones de ICRP-26

  Si bien inicialmente se pretendía incorporar las recomendaciones de ICRP-60, cuando en 1993 se planteó en el CSN el inicio de esta fase resultó evidente que la adaptación de la legislación de la Unión Europea y española a ICRP-60 se demoraría aún unos años.

  En efecto, hasta la aprobación en septiembre de 1994 de las Basic Safety Standards del OIEA, no han existido unos valores de los factores de conversión de dosis por grupos de edad suficientemente consensuados; por otra parte, aunque en 1996 se aprobó la Directiva sobre Normas Básicas de Protección Radiológica de la Unión Europea, el plazo máximo establecido en la propia Directiva para la transposición de las normas a las legislaciones nacionales es de cuatro años.

  No obstante, la adaptación a ICRP-26 se ha planteado de tal forma que la futura incorporación de las recomendaciones de ICRP-60 pueda efectuarse de forma casi inmediata.

La realización de la segunda fase del proceso de estandarización de las especificaciones de efluentes ha supuesto:

- Definir los nuevos límites instantáneos para efluentes líquidos y gaseosos

  Como límites instantáneos de concentración para efluentes líquidos y de tasa de dosis para efluentes gaseosos se han establecido los derivados de los límites de dosis del Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.

- Asignar a las restricciones operacionales unos valores de dosis basados en ICRP-26.

  Estos valores se han definido teniendo en cuenta las primitivas condiciones limitativas de operación y los vertidos de todas las centrales desde el inicio de su explotación, imponiéndose las siguientes condiciones a la dosis equivalente efectiva total (efluentes líquidos y gaseosos) anual:

- ser inferior al valor propuesto en el CSN como dosis restringida para este tipo de instalaciones
- no superar el 10% del límite básico de dosis.

Tras los estudios realizados y teniendo en cuenta las condiciones anteriores se ha establecido una dosis equivalente efectiva total anual de 0,1 mSv; dicho valor no se verá modificado cuando se incorporen las recomendaciones de ICRP-60 a la reglamentación española, según se ha puesto de manifiesto en un análisis genérico efectuado.

A efectos de control de los sistemas de tratamiento, este valor se distribuye en los MCDE entre los efluentes líquidos y gaseosos, con un reparto indicativo de 20% a los primeros y 80% a los segundos.

En la Tabla 15.A.3 se resumen los nuevos límites de vertido.

Tabla 15.A.3. Nueva limitación de vertidos

Límites instantáneos (RPSRI)

Vertidos	Variable	Valor
Gaseosos	Tasa de dosis equivalente efectiva	5 mSv/a
Líquidos	Concentración zonas no restringidas	RPSRI (5 mSv/a)

Restricciones operacionales

(Dosis integradas establecidas por el CSN)

Vertidos	Variable	Valor
Total	Dosis equivalente efectiva	0,1 mSv/a
Gaseosos	Dosis equivalente efectiva	0,08 mSv/a
Líquidos	Dosis equivalente efectiva	0,02 mSv/a

El sistema de limitación de vertidos descrito ha conducido a unos valores reales de vertido muy inferiores a los límites autorizados y perfectamente homologables a nivel internacional.

La combinación de los límites instantáneos y las restricciones operacionales garantiza con un margen de seguridad muy amplio que ningún miembro del público recibirá dosis significativas como consecuencia de la emisión de efluentes radiactivos durante la explotación normal de las centrales nucleares.

ANEXO 15.B

Programas de vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de las centrales nucleares españolas

Se describen a continuación los programas de vigilancia radiológica ambiental desarrollados por los titulares en la zona de influencia de las centrales nucleares, analizándose brevemente los resultados de los mismos.

15.B.1 Vigilancia radiológica ambiental en torno a las centrales nucleares

Los titulares de las centrales son los responsables de su desarrollo e implantación, siguiendo las directrices del CSN; estas se recogen en la Guía de Seguridad GS-04.01 ***Diseño y desarrollo del programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares.***

La selección del número y situación de los puntos de muestreo que se incluyen en un PVRA, el tipo de muestras a recoger y la instrumentación a utilizar se realiza en una fase anterior a la operación de la central y constituye lo que se denomina la ***fase preoperacional***.

La fase preoperacional del PVRA, con una duración mínima de dos años, tiene como objetivo la caracterización de la situación radiológica del emplazamiento (fondo radiológico) antes de que éste se vea afectado por la emisión de efluentes desde la central.

Se puede disponer así de una información de referencia muy valiosa a la hora de investigar, en la fase operacional, si se produce un incremento de ese fondo radiológico como consecuencia del funcionamiento de la central.

La implantación de un PVRA implica el desarrollo de procedimientos de muestreo, calibración de instrumentos, procedimientos de medida, etc, y a fin de garantizar la necesaria fiabilidad de los resultados siempre se establece un programa de garantía de calidad de amplio espectro; dentro de éste son de especial interés los aspectos relativos al control de calidad aplicable a los análisis de muestras.

El esquema general que se sigue en las centrales nucleares es el siguiente:

- Los análisis de muestras se realizan por laboratorios propios de la central o de otras entidades, que están sometidos a un régimen de supervisión y auditorías por el CSN.

- Existe además un control de calidad interno de los PVRA, según el cual una fracción significativa (5-15%) de las muestras se toma por duplicado, realizándose el análisis de la segunda muestra en un laboratorio diferente al primero.

- Estos laboratorios participan en campañas anuales de intercomparación promovidas por el CSN.

El CSN da directrices sobre el diseño y desarrollo de los PVRA (Guía de Seguridad GS 04.01), evalúa y aprueba los programas específicos de cada central y realiza inspecciones periódicas a fin de verificar la correcta aplicación de los programas de vigilancia.

Actualmente están implantados ocho PVRA en torno a las respectivas centrales nucleares, con más de 600 puntos de muestreo, en los que se recogen del orden de 11.000 muestras por año y se realizan unas 12.000 determinaciones analíticas.

En la tabla 15.B.1 siguiente se incluyen los tipos de muestras y análisis realizados.

Tabla 15.B.1 Programa de vigilancia radiológica ambiental alrededor de las centrales nucleares

Tipo de muestra	Análisis realizados
Aire	Actividad ß-Total, Sr-89, Sr-90, Espectrometría γ I-131
Agua potable	Actividad ß-Total, Actividad ß-Resto, Sr-89, Sr-90, Tritio, Espectrometría γ
Agua de lluvia	Sr-89, Sr-90, Espectrometría γ
Agua superficial y subterránea	Actividad ß-Total, Actividad ß-Resto, Tritio, Espectrometría γ
Suelos, sedimentos y organismos indicadores	Sr-89, Sr-90 Espectrometría γ
Leche y cultivos	Sr-89, Sr-90, Espectrometría γ, I-131
Carne, huevos, peces, mariscos y miel	Espectrometría γ

En la tabla 15.B.2 se incluyen, a título ilustrativo, los valores medios de los resultados obtenidos en los análisis de las muestras de aire de los PVRA durante 1995

Tabla 15.B.2 PVRA de las centrales nucleares. Año 1995

	Aire Bq/m^3			
Central nuclear	ß-Total	I-131	Sr-90	Cs-137
José Cabrera	4,72E-04	2,02E-04	6,00E-06	LID
Sta.Mª de Garoña	3,84E-04	LID	LID	LID
Vandellós I	6,18E-04	LID	---	LID
Almaraz	7,33E-04	LID	3,02E-05	LID
Ascó	7,89E-04	LID	1,30E-05	LID
Cofrentes	6,92E-04	LID	6,00E-06	LID
Vandellós II	5,84E-04	LID	8,00E-06	LID
Trillo	4,74E-04	LID	LID	LID

Una valoración global de los resultados de los PVRA de las centrales nucleares permite concluir que en las vías de transferencia con incidencia en las dosis potenciales a la población, no se han detectado incrementos radiológicamente significativos sobre el fondo del emplazamiento; en algunas vías de transferencia indirecta como los sedimentos se han detectado incrementos sobre el fondo de isótopos

de origen artificial, como era de espera dado su carácter integrador. Estas vías no tienen, no obstante, incidencia directa en las dosis recibidas por las personas.

Las dosis efectivas estimadas para los individuos del público en las zonas de influencia de las centrales son similares entre sí y del mismo orden de magnitud que las estimadas para el fondo radiológico medio del país.

En cuanto a las aguas superficiales y subterráneas, es en estas últimas donde se observan los valores más elevados de concentración de isótopos de origen natural, reflejando en la mayoría de los casos las especiales características del terreno.

15.B.2 Vigilancia radiológica del CSN en las centrales

A la vigilancia radiológica ambiental en la zona de influencia de las centrales realizada por los titulares, el CSN superpone sus programas de control independiente que lleva a cabo bien directamente o a través de los programas encomendados a las Comunidades Autónomas.

La vigilancia directa del CSN se lleva a cabo al menos una vez al año en cada central. El muestreo se realiza conjuntamente entre personal del CSN y de la central correspondiente, compartiéndose las muestras recogidas con el fin de comparar los resultados analíticos obtenidos. Las muestras son del mismo tipo y se recogen en los mismos puntos que las de los PVRA. Las determinaciones analíticas realizadas son las mismas que las llevadas a cabo en los PVRA y se realizan en laboratorios contratados por el CSN.

Los programas de control realizados por el CSN representan aproximadamente un 5% de los realizados por los titulares.

Los resultados de los programas de control del CSN son análogos a los obtenidos por los titulares de las centrales.

La valoración global de toda la información obtenida hasta la fecha en todos los programas de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales en España permite concluir que la calidad del medio ambiente en esas zonas se mantiene en condiciones satisfactorias desde el punto de vista radiológico.

ANEXO 15.C

Información relativa a protección radiológica incluida en el Informe Semestral del CSN al Congreso de los Diputados correspondiente al segundo semestre de 1997

Vertidos de efluentes líquidos y gaseosos

La actividad de los vertidos líquidos y gaseosos descargados al medio ambiente en el semestre por las centrales nucleares es comparable a la de los periodos anteriores, siendo en todos los casos inferior a los límites establecidos para cada instalación y para cada parámetro vigilado y controlado.

Las tablas 1 y 2 presentan, respectivamente, los datos globales de los vertidos de las centrales nucleares españolas de agua a presión y de agua en ebullición.

Tabla 1. Vertido de efluentes de centrales nucleares tipo PWR. Segundo semestre 1997. Actividad total vertida semestre (Bq).

	José Cabrera	Almaraz I+II	Ascó I	Ascó II	Vandellós II	Trillo
Líquidos						
Actividad total sin tritio ni gases disueltos	8,14E+07	6,00E+09	9,57E+08	5,03E+08	1,60E+10	1,94E+09
Gases disueltos	1,02E+08	4,31E+07	2,57E+06	2,65E+07	1,43E+09	----
Tritio	6,05E+11	3,08E+13	1,29E+13	2,76E+13	8,32E+12	2,88E+13
Alfa	≤LID	≤LID	≤LID	≤LID	≤LID	≤LID
Gaseosos						
Gases nobles	1,11E+13	1,31E+13	3,14E+11	8,32E+11	1,42E+11	5,33E+12
Halógenos	9,45E+08	3,09E+07	<LID	≤LID	5,35E+07	5,37E+08
Partículas (T 1/2>8d.)	2,30E+06	5,35E+06	3,67E+06	1,80E+06	2,46E+07	2,19E+06
Tritio	6,03E+10	3,82E+12	5,76E+11	9,25E+11	1,34E+11	3,61E+11
Carbono - 14	----	----	----	----	----	5,55E+10
Alfa	≤LID	6,54E+03	≤LID	≤LID	≤LID	≤LID

LID. Límite Inferior de Detección

Tabla 2. Vertido de efluentes de centrales nucleares Tipo BWR. Segundo semestre 1997. Actividad total vertida semestre (Bq).

	Sta. Mª de Garoña	Cofrentes
Líquidos		
Actividad total sin tritio ni gases disueltos.	2,83E+08	3,57E+08
Gases disueltos	≤LID	8,63E+06
Tritio	1,01E+10	4,28E+11
Alfa	2,01E+05	≤LID

	Sta. Mª de Garoña	Cofrentes
Gaseosos		
Gases nobles	2,05E+11	5,94E+12
Halógenos	1,99E+07	1,38E+09
Partículas (T 1/2>8d.)	4,90E+06	3,12E+08
Tritio	1,41E+11	6,53E+11
Alfa	2,25E+04	8,28E+04

LID. Límite Inferior de Detección

Resumen de los resultados de los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental

En el informe anterior se presentaron los resultados de los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental correspondientes al año 1996, que son los últimos disponibles.

El significado radiológico de los resultados obtenidos a través de los diferentes PVRA desarrollados en las zonas de influencia de las centrales nucleares (entorno de 30 Km) se determina mediante la estimación conservadora de las dosis efectivas hipotéticas que podría recibir la población, originadas por la potencial exposición a las radiaciones procedentes de los radionucleidos identificados en dichos planes (tabla 3).

Tabla 3. Dosis efectiva anual en las zonas de influencia de las centrales nucleares. Año 1996

	J. Cabrera mSv	Almaraz mSv	Ascó mSv	Vandellós II mSv	Trillo mSv	Garoña mSv	Cofrentes mSv
Dosis* Externa	0,880	1,090	0,660	0,960	0,860	0,859	0,660
Dosis** Interna	0,005	0,003	0,003	0,005	0,002	0,004	0,002
Dosis Total	0,885	1,093	0,663	0,965	0,862	0,863	0,662

* Estos valores corresponden a la tasa de dosis ambiental ocasionada por el fondo radiactivo natural de la zona.

** Excluida la contribución de radisótopos naturales.

Las figuras 4 y 5 representan los resultados históricos obtenidos en los últimos años.

Resumen de la dosimetría personal

Exposición externa

Los resultados estadísticos de las dosis acumuladas en el semestre para el colectivo total de las centrales nucleares son los siguientes:

Operación conjunta (normal y recarga)

- Personal de plantilla:

  Se ha controlado un total de 2.342 trabajadores.

Un 71,01% de los trabajadores controlados no ha recibido dosis significativas.

Un 99,44% de los trabajadores controlados ha recibido dosis inferiores a 1/10 del límite anual.

Un 100% de los trabajadores controlados ha recibido dosis inferiores a 3/10 del límite anual.

Si se consideran únicamente los trabajadores con lecturas superiores al fondo del sistema dosimétrico empleado, la dosis individual media en este semestre para este colectivo de trabajadores resulta ser de 0,87 mSv.

- Personal de contrata:

  Se ha controlado un total de 5.517 trabajadores.

  Un 42,99% de los trabajadores controlados no ha recibido dosis significativas.

  Un 96,50% de los trabajadores controlados ha recibido dosis inferiores a 1/10 del límite anual.

  Un 100% de los trabajadores controlados ha recibido dosis inferiores a 3/10 del límite anual.

  Si se consideran únicamente los trabajadores con lecturas superiores al fondo del sistema dosimétrico empleado, la dosis individual media en este semestre para este colectivo resulta ser de 1,54 mSv.

A modo de resumen, en el siguiente cuadro se muestran las dosis colectivas globales semestrales para cada una de las centrales nucleares:

C.N. José Cabrera	302 mSv.persona	
C.N. Sta. Mª. de Garoña	135mSv.persona	
C.N. Almaraz I y II	1.055 mSv.persona	(*)
C.N. Ascó I y II	58 mSv.persona	
C.N. Cofrentes	2.458 mSv.persona	(*)
C.N. Vandellós II	887 mSv.persona	(*)
C.N. Trillo	288 mSv.persona	(*)

(*) Parada de recarga

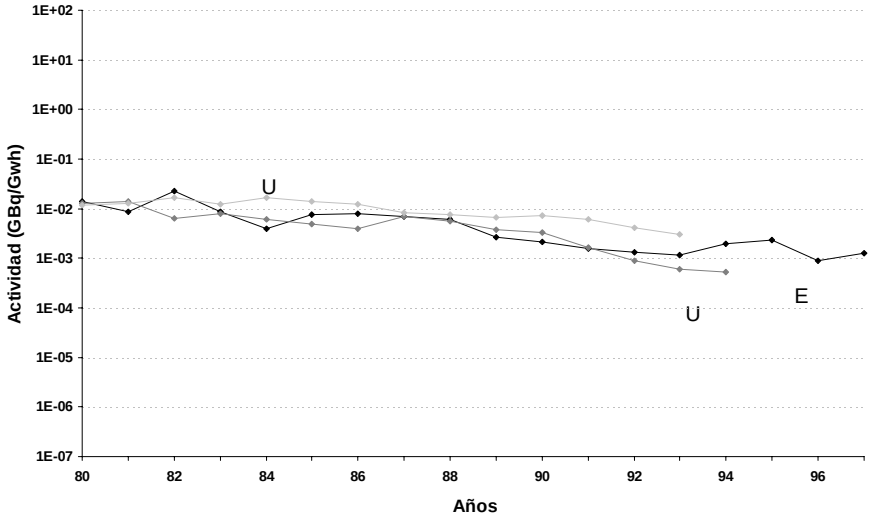
Estos datos, hacen que la dosis colectiva media, por reactor, a lo largo del semestre sea de 576 mSv.persona.

Como datos de referencia, en las figuras 1.5 y 1.6 se muestran, en función del tipo del reactor, gráficos comparativos de la evolución del parámetro ***dosis colectiva por reactor y año*** en España, países de OCDE y EEUU.

Exposición interna

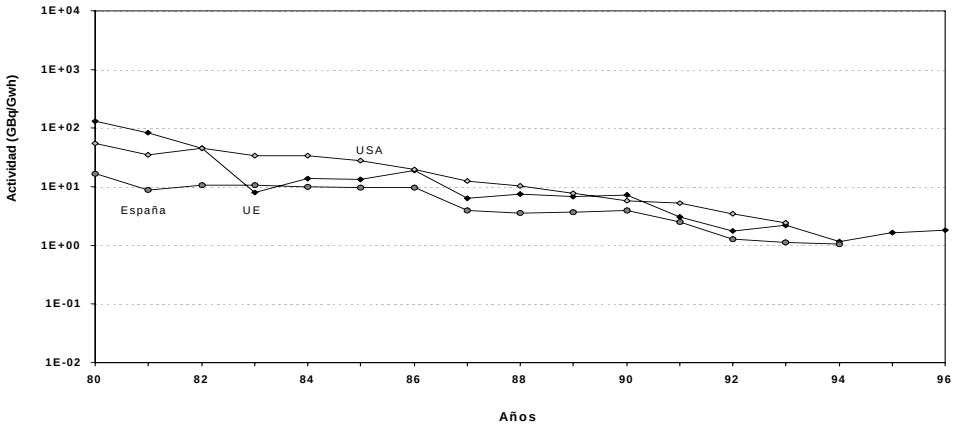
Se han efectuado 7.830 medidas directas de radiactividad corporal al personal de centrales nucleares. En ningún caso se ha detectado contaminación interna superior al nivel de registro (1% del limite de incorporación anual). Adicionalmente, debido a un incremento de los niveles de concentración de tritio en la contención de la central nuclear de Trillo, se ha efectuado un seguimiento de la posible contaminación interna de una serie de trabajadores mediante técnicas de bioeliminación, detectándose contaminación interna superior al nivel de registro establecido en dos casos (1% del Límite Anual de Incorporación), pero inferiores al nivel de investigación (10% del LIA), por lo que carecen de significacia radiológica.

Fig.4. Efluentes Líquidos de Centrales PWR. Total Salvo Tritio



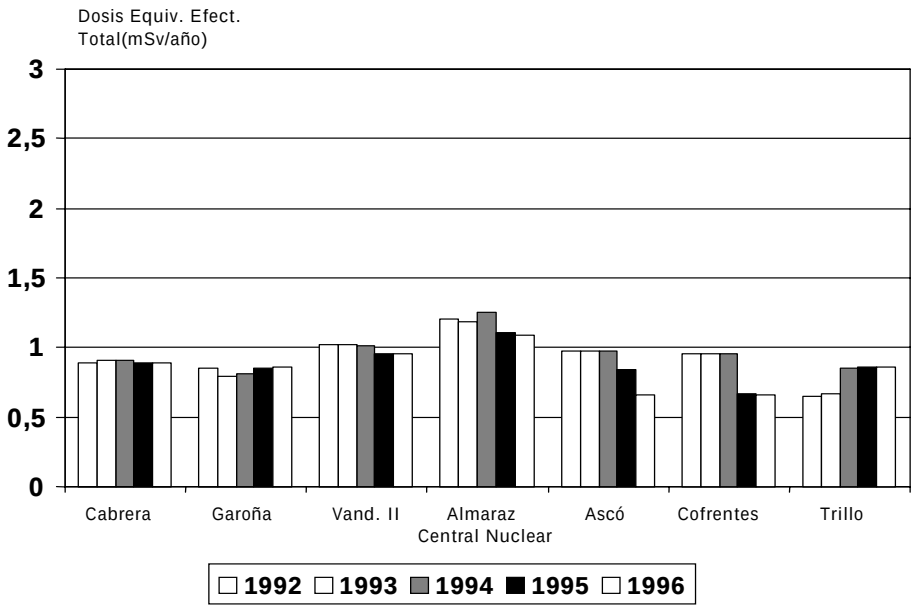
NOTA:Número de reactores considerados en cada caso: Unión Europea: 84, USA: 78, España: 7
Se han revisado los datos para su actualización y para aplicar en su tratamiento los criterios utilizados por la UE.

Fig.5. Efluentes gaseosos de centrales PWR. Gases nobles



NOTA: número de reactores considerados en cada caso:
Unión Europea: 84 USA: 78 España: 7
Se han resisado los datos para su actualización y para aplicar en su tratamiento los criterios utilizados por la UE.

Fig.1.4. Dosis efectivas para los miembros del público estimadas a partir de los Resultados de los P.V.R.A. en centrales nucleares (1)



(1) Incluye el fondo radiactivo natural excepto exposición interna debida al radón y sus descendientes

Fig.1.5. Dosis colectiva / Reactor. Año – Reactores PWR

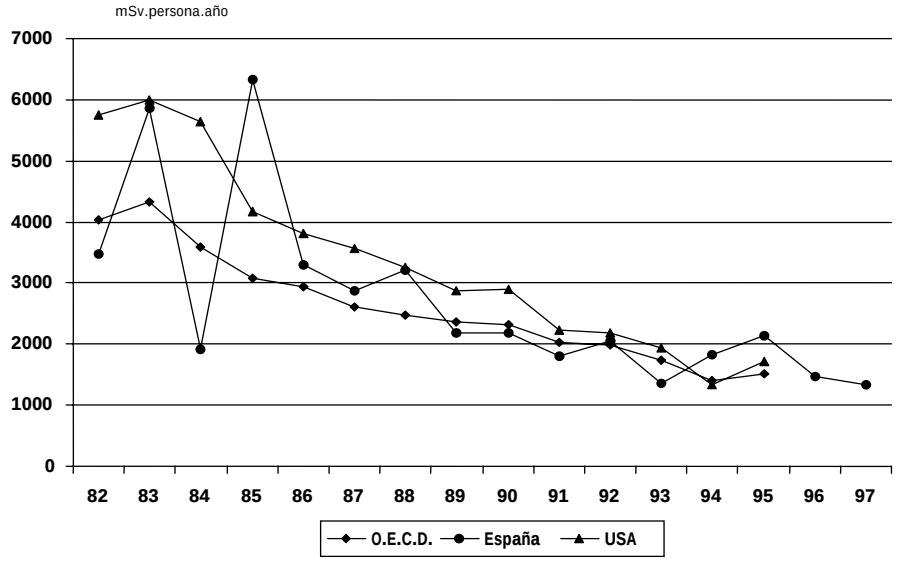


Fig.1.6. Dosis colectiva /Reactor . Año - Reactores

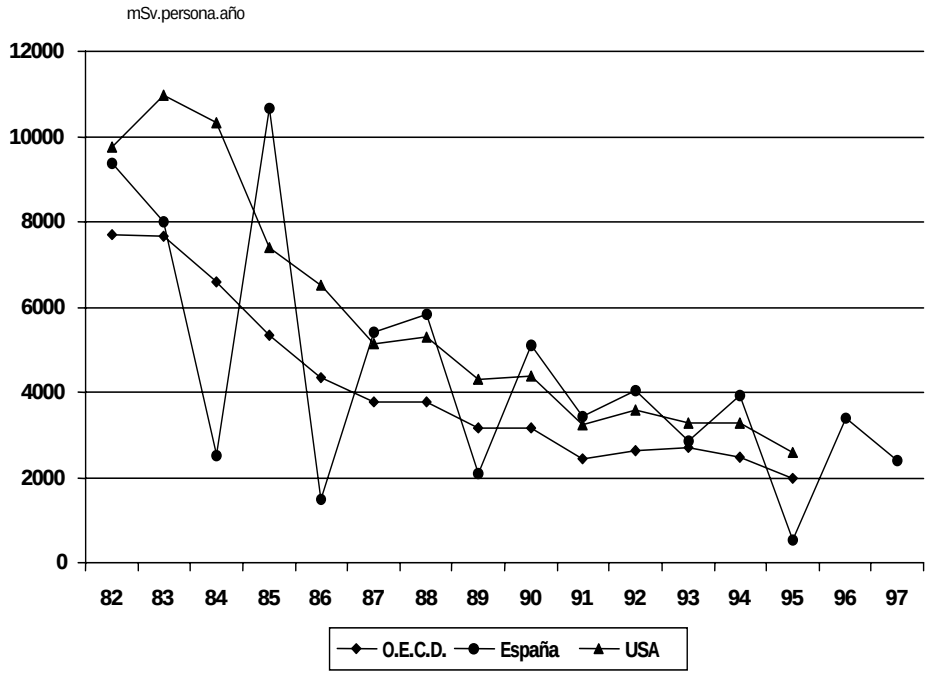


Fig.A.IV.25 Conjunto CCNN Dosimetría (op.global). Segundo semestre 1997

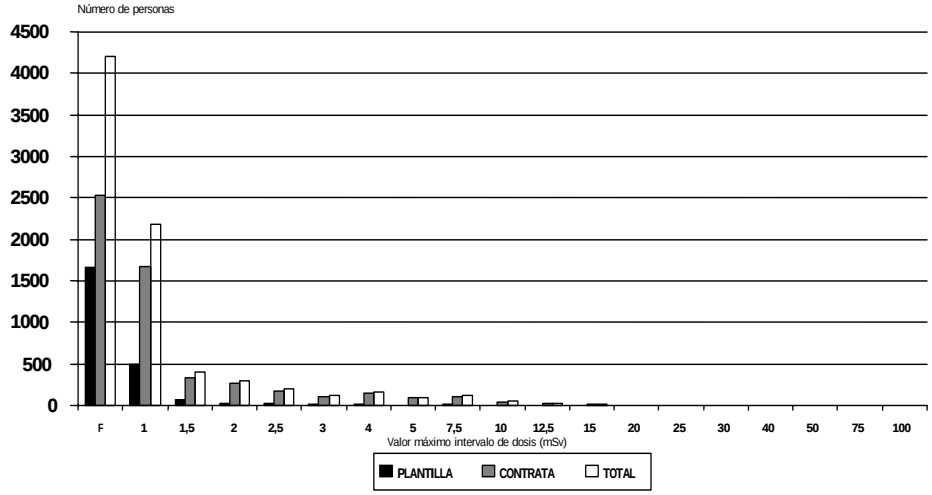


Fig.A.IV.26 Dosis colectiva. Conjunto CCNN. Evolución temporal

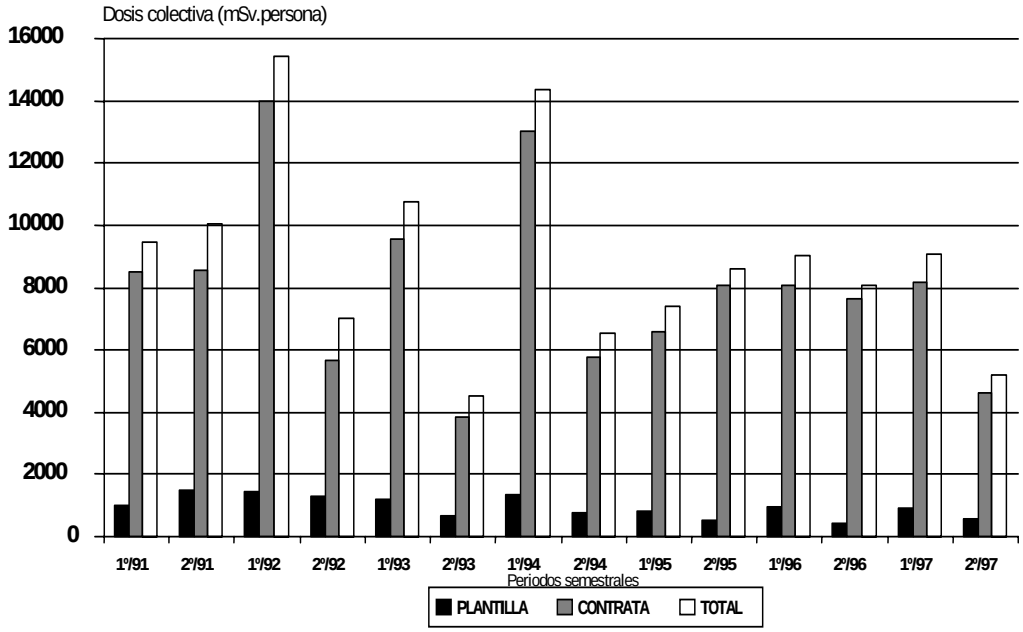
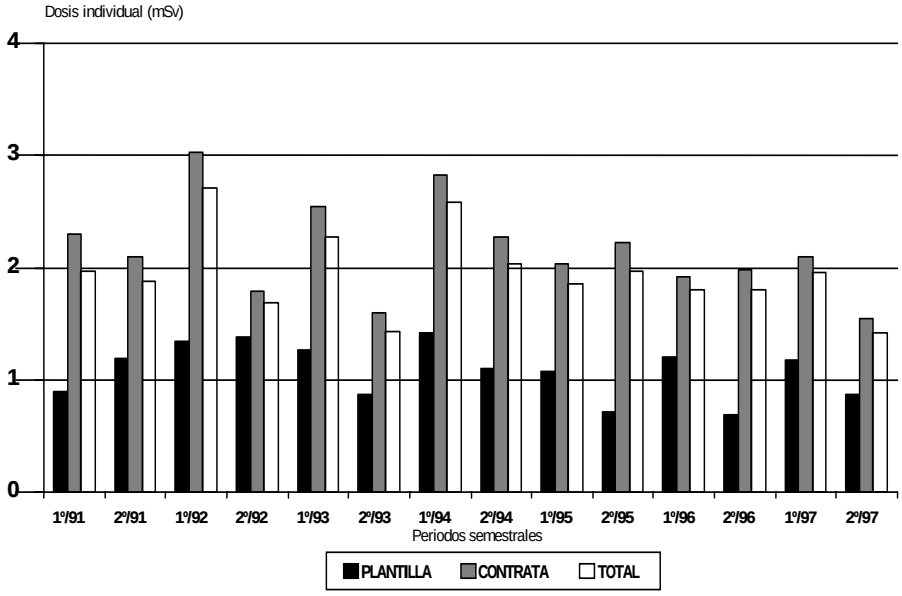


Fig.A.IV.27 Dosis individual. Conjunto CCNN. Evolución temporal



Artículo 16. Preparación para casos de emergencia

16.1 Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos referentes a la planificación y preparación ante situaciones de emergencia

La planificación y preparación ante situaciones de emergencia nuclear vienen regidas, en el Estado Español, por el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), y por el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. También se recogen disposiciones generales sobre emergencias nucleares en la Ley de Creación del CSN y en la Norma Básica de Protección Civil.

16.1.1 Norma Básica de Protección Civil

Esta norma fue aprobada por Real Decreto de 24 de abril de 1992. Determina la distribución de competencias sobre la preparación y planificación de emergencias de diversa índole entre las entidades que componen el Estado español: Gobierno de la nación (competencia de Estado), Comunidades Autónomas 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 la competencia de Estado y su planificación de acuerdo con un Plan Básico.

16.1.2 Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN)

El Plan Básico de Emergencia Nuclear fue aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio del Interior, en Consejo de Ministros de fecha 3 de marzo de 1989, previos informes del Consejo de Seguridad Nuclear y de la Comisión Nacional de Protección Civil, y publicado mediante Orden del Ministerio de Interior el 29 de marzo de 1989.

El PLABEN constituye la directriz básica para la planificación de la respuesta a emergencias nucleares en el Estado. 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 por las autoridades públicas para efectuar esta protección. El PLABEN contiene, como fundamento, los criterios radiológicos definidos por el CSN para la planificación de la respuesta a emergencias nucleares.

El alcance del PLABEN es la planificación de actuaciones en caso de emergencia producida por un accidente nuclear en sus dos primeras fases: inicial e intermedia. Aunque el PLABEN incluye algunas medidas de protección típicas de la fase de recuperación, como el traslado, el desarrollo de esta tercera fase no está incluido en el PLABEN, que remite a un desarrollo posterior teniendo en cuenta las guías que a tal efecto defina el CSN.

El PLABEN, a efectos prácticos de aplicación, se desarrolla en:

- Planes Provinciales de Emergencia.
- Planes Interiores de Emergencia de las Instalaciones Nucleares.
- Planes Municipales de Emergencia.

Asimismo establece de un nivel central (nacional) de respuesta y apoyo, constituido por la Dirección General de Protección Civil del Ministerio del Interior (DGPC) y por el Consejo de Seguridad Nuclear, dentro de sus respectivos ámbitos de competencia, que se describen de forma más detallada en los párrafos siguientes.

16.1.3 Ley de Creación del CSN

La Ley 15/1980 de 22 de abril de 1980 de Creación del CSN asigna a este organismo, entre otras funciones, la de colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia de las instalaciones nucleares y, una vez redactados los planes, participar en su aprobación.

16.1.4 Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas

Este Reglamento, publicado por Decreto 2869/1972 de 21 de julio de 1972, requiere a los titulares de las instalaciones nucleares la elaboración de un Plan de Emergencia para la obtención de la licencia de puesta en marcha de las mismas. Todas las instalaciones nucleares proponen un Plan de Emergencia Interior que es aprobado por el Ministerio de Industria y Energía previo informe del CSN, que lo evalúa considerando normas específicas nacionales e internacionales.

16.2 Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades

16.2.1 Clasificación de las situaciones de emergencia

I) Categorías de emergencia

En los planes de emergencia interiores de las centrales nucleares, los posibles accidentes que pueden ocurrir en una central nuclear de potencia quedan clasificados en 4 categorías.

Las categorías de emergencia se establecen en función de las condiciones de planta y teniendo en cuenta la cantidad máxima de material radiactivo que podría liberarse al exterior de la instalación considerando una evolución pesimista del suceso iniciador. Estas categorías, en orden de gravedad creciente y de probabilidad decreciente, son:

- Categoría I: prealerta de emergencia. No se esperan liberaciones al exterior.
- Categoría II: alerta de emergencia. Se podrían alcanzar liberaciones de material inferiores a:
  - Gases Nobles: $3{,}7 \times 10^{14}$ Bq.
  - Radioiodos: $3{,}7 \times 10^{11}$ Bq.
- Categoría III: emergencia en el emplazamiento. Se podrían alcanzar liberaciones de material inferiores a:
  - Gases Nobles: $3{,}7 \times 10^{16}$ Bq.
  - Radioyodos: $3{,}7 \times 10^{13}$ Bq.

- Categoría IV: emergencia general. Se podrían alcanzar y superar liberaciones de material equivalentes a:

  -Gases Nobles: 3,7 x 10^{19} Bq.

  -Radioyodos: 3,7 x 10^{18} Bq.

II) Fases y situaciones de emergencia

A los efectos de la planificación de una emergencia nuclear se establecen, en el PLABEN, distintas fases y situaciones, según las dosis de radiación que pueden ser absorbidas por la población. Las fases establecidas son dos:

- ***Fase de preemergencia***: caracterizada por sucesos que no producen vertidos anormales al exterior, o si se producen se alcanzarán fuera del emplazamiento dosis equivalentes efectivas inferiores a 5 mSv y dosis equivalentes al tiroides inferiores a 50 mSv.

  Esta fase contempla las situaciones 0 (ausencia de vertido al exterior) y 1, y se caracteriza por la ausencia de medidas de protección a la población, excepción hecha del establecimiento de controles de acceso para situación 1.

- ***Fase de emergencia***: caracterizada por sucesos que pueden conducir a liberaciones de radiactividad que entrañen riesgos radiológicos inaceptables a la población si no se adoptan las medidas de protección pertinentes.

  Esta fase contempla las situaciones 2, 3 y 4 (en orden creciente de gravedad) de acuerdo con las dosis equivalentes efectivas y las dosis al tiroides que serían alcanzadas sin aplicar medidas de protección.

  En el PLABEN se indican las medidas de protección a considerar, si procede, de acuerdo con la situación declarada. Entre las medidas de protección previstas, se incluyen el confinamiento, la aplicación de profilaxis radiológica (iodo estable) y la evacuación.

III) Interfases

El PLABEN establece una interfase como instrumento de coordinación entre los planes interiores de emergencia de las instalaciones y los planes provinciales de emergencia. En la interfase se correlacionan las categorías de los sucesos iniciadores, definidas en los planes de emergencia interiores, con las fases y situaciones definidas en los planes provinciales de emergencia.

Sucesos de categoría I, II y III. Entran en estas categorías aquellos sucesos operacionales en los que, aún considerando la peor de las circunstancias previsibles, no se espera que la liberación de material radiactivo producida como consecuencia de los mismos requiera la adopción de medidas especiales de protección a la población. No obstante, comienzan a tomarse disposiciones y precauciones por si el incidente evolucionase a categoría IV. Estos sucesos corresponden a la fase de preemergencia, siendo la correlación ente la categoría del suceso y la situación de emergencia la siguiente:

- Sucesos de categoría I: fase de pre-emergencia. Situación 0
- Sucesos de categorías II y III: fase de pre-emergencia. Situación 1.
- Sucesos de categoría IV: cuando existe la posibilidad de un escape que puede afectar a la población. Supone la adopción de medidas urgentes de protección en parte o en la

totalidad de las zonas de planificación de medidas de emergencia, esencialmente en la zona de exposición por sumersión en la nube radiactiva o zona I. Estos sucesos corresponden a la fase de emergencia y pueden dar lugar a la declaración de una situación de emergencia 2, 3 ó 4 en el exterior.

En el Anexo 16.B se presenta una tabla en la que se resumen las características de la interfase entre categorías y situaciones de emergencia.

16.2.2 Plan nacional general de preparación para emergencias

El PLABEN es la directriz básica de planificación de emergencias nucleares en el Estado español. Es el instrumento nacional para la constitución de un plan de emergencia especial de ámbito estatal para centrales nucleares, a través de la integración de los diferentes niveles de planificación en los que se desarrolla:

- Planes de emergencia interiores de las instalaciones
- Planes exteriores de emergencia, constituidos por dos niveles de planificación:
  - Nivel básico de respuesta: planes provinciales de emergencia en los que se incluyen planes de actuación municipal.
  - Nivel central de respuesta y apoyo, constituido por la Dirección General de Protección Civil del Ministerio del Interior y el Consejo de Seguridad Nuclear, dentro de sus respectivos ámbitos de competencias.

16.2.3 Planes de las instalaciones nucleares para casos de emergencia en los emplazamientos y fuera de ellos, con inclusión de organismos y sistemas de apoyo

Planes de emergencia interiores

El objetivo de estos planes es recoger las actuaciones previstas por el titular de una instalación nuclear para reducir el riesgo de accidente nuclear o emergencia radiológica y limitar, en caso de que se produzca, la liberación de material radiactivo al medio ambiente.

En este sentido, el titular de la instalación es responsable de operar correctamente la planta de acuerdo con sus especificaciones técnicas y procedimientos de operación, tanto en condición normal como en accidente, y de notificar a las autoridades públicas la ocurrencia o inminente ocurrencia de un accidente nuclear o emergencia radiológica de forma pronta y precisa.

Estas actuaciones se recogen en el Plan de Emergencia Interior, que es un documento preceptivo para la solicitud y concesión del permiso de explotación de las instalaciones nucleares, de acuerdo con lo previsto por el vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

El Plan de Emergencia Interior es elaborado por el titular de la instalación y presentado al Ministerio de Industria y Energía para su consideración y aprobación, si procede. La Dirección General de la Energía del citado Ministerio es la autoridad nacional que aprueba los planes interiores de emergencia de las instalaciones, previa consideración del informe preceptivo y vinculante del CSN.

Los criterios mínimos que, a juicio del CSN, han de reunir los planes interiores de emergencia de las centrales nucleares quedan recogidos en la Guía de Seguridad del CSN,

GS-01.03 *Plan de emergencia en centrales nucleares*. Estos criterios son establecidos por el CSN sin perjuicio de aquellos otros que puedan ser establecidos por otras autoridades del Estado dentro de sus respectivos ámbitos de competencia.

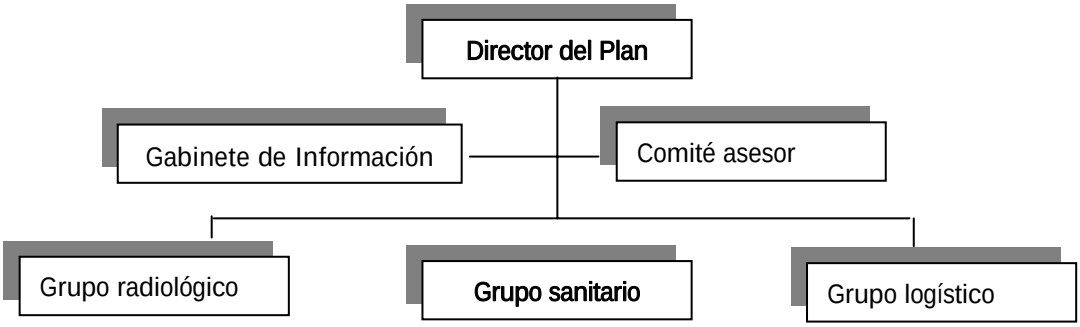
Planes provinciales de emergencia

Los elabora la Dirección General de Protección Civil teniendo en cuenta las disposiciones del PLABEN, y son aprobados por el Gobierno, considerando los informes de la Comisión Nacional de Protección Civil y de acuerdo con el Consejo de Seguridad Nuclear. Existe uno en cada una de las cinco provincias españolas con centrales nucleares, y se denominan: PENBU (Burgos), PENCA (Cáceres), PENGUA (Guadalajara), PENTA (Tarragona) y PENVA (Valencia).

Estos planes Provinciales establecen para su entorno de aplicación, al igual que con carácter general lo realiza el PLABEN, las bases y principios generales de planificación sobre los que se sustentan, incluidos los criterios radiológicos y las medidas de protección; la estructura orgánica necesaria para coordinar y dirigir las acciones planificadas de forma eficaz, con una distribución clara de funciones y responsabilidades; y por último, criterios necesarios para garantizar la operatividad del plan.

La figura presenta la estructura orgánica típica de los planes provinciales de emergencia, de acuerdo con lo establecido en el PLABEN. La dirección de cada uno de estos planes corresponde al principal representante del Gobierno de la nación en la provincia (delegado/subdelegado del Gobierno). El director del plan provincial tiene las siguientes responsabilidades esenciales:

- dirigir y coordinar todas las operaciones
- declarar la fase y situación de la emergencia
- decidir y ordenar las medidas de protección
- determinar y coordinar la información al público.



El director del plan se encuentra auxiliado por un *comité asesor* para el mejor ejercicio de sus funciones.

El Gabinete de Información, que depende directamente del director del Plan, tiene como misión básica la coordinación de toda la información general y específica sobre la emergencia a difundir a la población real o potencialmente afectada y a la población en general, a través de los medios de comunicación social.

El órgano de trabajo del director del Plan es el denominado Centro de Coordinación Operativa CECOP (CECOP). El CECOP es un Centro de Dirección de la Emergencia a nivel provincial donde se establece la dirección de la emergencia y la sede de los puestos de mando de cada uno de los denominados *grupos de acción:*

- El *grupo radiológico,* cuyas funciones son:
  - estimar la evolución del suceso,
  - medir y analizar los niveles de contaminación y radiación,
  - estimar los efectos radiológicos,
  - proponer al director del plan las medidas de protección más adecuadas a la situación.

  El jefe del grupo radiológico es un inspector residente del CSN en una de las instalaciones emplazadas en la provincia. Se encuentra auxiliado por la organización de emergencias del CSN a través de su Sala de Emergencias, denominada SALEM. Este grupo está integrado por técnicos especialistas del CSN, del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), de la Empresa Nacional de Residuos (ENRESA) y de Protección Civil, que se agrupan en cinco servicios operativos y de intervención radiológica: redes de vigilancia radiológica, equipos de estaciones de clasificación y descontaminación, equipos de los controles de accesos, equipos de vigilancia y control medioambiental y equipos de gestión de residuos radiactivos.

- El *grupo sanitario*, cuyas funciones esenciales son:
  - aplicar las medidas profilácticas que se dictaminen,
  - asistencia a las personas irradiadas y contaminadas,
  - la evacuación, en colaboración con el grupo logístico, de aquellas personas que necesiten transporte sanitario,
  - el control médico de los evacuados.

  El jefe del grupo sanitario es designado por el director del plan a propuesta del órgano competente de la Comunidad Autónoma en la que radique la central nuclear. El grupo sanitario está constituido por cinco servicios operativos de sanidad:
  - servicio sanitario de primera intervención, constituido por los sanitarios locales de los municipios afectados;
  - servicio de estaciones de clasificación y descontaminación (ECD), constituido por sanitarios locales de los municipios sede de estas instalaciones y con la colaboración de equipos de especialistas del grupo radiológico. En las ECD se realiza el recuento y la clasificación radiológica de las personas evacuadas, y la descontaminación de las personas contaminadas. Se evalúa la necesidad de trasladar a las personas afectadas a un centro de tratamiento de irradiados o a centros médicos especializados;
  - servicio de asistencia sanitaria de las áreas base de recepción social (ABRS), compuestos por sanitarios locales de los municipios sede de estas instalaciones, en las que está previsto atender a los evacuados hasta su retorno a los lugares de origen o su remisión a centros especializados;
  - servicio sanitario de apoyo, integrado por otros centros sanitarios (hospitales y clínicas) del entorno provincial;
  - servicios médicos para irradiados, compuestos por personal e instalaciones especializadas. Su misión es la prestación de asistencia sanitaria especializada al personal remitido por las ECD, el servicio sanitario de primera intervención o el servicio sanitario de la central nuclear.

En España existe un centro de tratamiento de irradiados oficialmente reconocido como nivel 2 situado en un centro hospitalario de Madrid. Además existen otros centros hospitalarios que, aunque no han realizado el proceso administrativo para su reconocimiento oficial como nivel 2, disponen de capacidades teóricamente asimilables a dicho nivel.

Todas las centrales nucleares del país disponen de centros de asistencia de nivel 1 reconocidos oficialmente.

Las autoridades sanitarias nacionales tienen suscrito un acuerdo con el Instituto Curie de París, centro de nivel 3, para la asistencia en casos muy especiales de irradiación.

- El *grupo logístico,* cuyas funciones son:
  - la actualización del inventario de medios a emplear en situación de emergencia,
  - el establecimiento de la previsión de actuaciones,
  - la organización de los diferentes grupos logísticos,
  - la coordinación de las actuaciones de los planes municipales.

  El jefe del grupo logístico es el teniente coronel primer jefe de la comandancia de la Guardia Civil de la provincia. La Guardia Civil es uno de los Cuerpos de Seguridad del Estado Español.

  En este grupo participa personal de los diferentes Cuerpos de Seguridad del Estado, del Ejército Español y de los diferentes servicios de extinción de incendios, rescate y primeros auxilios, organizados en cinco grupos operativos: transporte y abastecimiento, seguridad ciudadana, servicio contra incendios y salvamento, servicio de transmisiones y coordinador municipal.

Planes de actuación municipal en emergencia nuclear

Los planes de actuación municipal en emergencia nuclear se encuentran integrados en los correspondientes planes provinciales. Desarrollan las actuaciones que corresponden a los municipios, así como la organización encargada de llevarlas a cabo. El alcalde es el responsable de la aplicación del plan de su municipio. El puesto de mando municipal es el Centro de Coordinación Operativa Municipal (CECOPAL), que se constituye en el propio Ayuntamiento. Para el cumplimiento de sus misiones, las organizaciones municipales están coordinadas y apoyadas por el grupo logístico del plan provincial, a través del coordinador municipal. A efectos de la planificación se consideran los siguientes tipos de municipios:

- Municipios de la Zona I de Planificación de Medidas de Emergencia (ZPME)

  Son los que se encuentran comprendidos dentro de la zona de exposición por sumersión, con riesgo radiológico por irradiación externa o interna (por inhalación). La zona I se subdivide en tres subzonas dependiendo de las medidas de protección que en ellas se prevé adoptar para la protección de la población durante la emergencia:

  - Subzona IA: no superior a 3km de radio en torno a la central.

  - Subzona IB: no superior a 5km de radio en torno a la central.

  - Subzona IC: no superior a 10km de radio en torno a la central.

- Municipios de la Zona II de Planificación de Medidas de Emergencia (ZPME)

  Son los que se encuentran comprendidos dentro de la zona de exposición por ingestión, con riesgo radiológico asociado al consumo de productos alimenticios y de agua contaminados por los efluentes emitidos. Esta zona se extiende hasta un radio de 30km alrededor de la central.

- Municipios sede de las Estaciones de Clasificación y Descontaminación (ECD) y de las Áreas Base de Recepción Social (ABRS)

  Las Estaciones de Clasificación y Descontaminación (ECD) y las Áreas Base de Recepción Social (ABRS), donde se prevé que sean tratadas y acogidas, respectivamente, las personas evacuadas de la zona afectada, están emplazadas en municipios a una distancia suficiente pero no excesiva de la central nuclear, y siempre fuera de la Zona I. Para todos ellos se definen planes municipales específicos.

Nivel central de respuesta y apoyo

El Plan Básico de Emergencia Nuclear configura un modelo de respuesta a emergencias nucleares de nivel nacional, por lo que se prevé la movilización de todos los recursos y capacidades del Estado español que sean necesarias para configurar dicha respuesta. La gestión de los recursos nacionales para apoyo de los niveles básicos o provinciales de respuesta se realiza a través del denominado *nivel central de respuesta y apoyo* integrado por:

- la Dirección General de Protección Civil, encuadrada en el Ministerio del Interior, como órgano coordinador de todos los apoyos necesarios de los diversos organismos de la Administración Central y de otras Administraciones
- 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 cuya participación sea necesaria para atender las funciones específicas que tiene atribuidas el organismo.

16.2.4 Respuesta y preparación del CSN ante situaciones de emergencia

Las responsabilidades esenciales del CSN ante un accidente nuclear o emergencia radiológica son las siguientes:

- Seguimiento de la situación, obteniendo una evaluación independiente de la misma.
- Asesoramiento a las autoridades en los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica en la emergencia.
- Propuestas a las autoridades sobre la clasificación de la gravedad de la emergencia en el exterior y sobre las medidas de protección a la población.
- Información, en coordinación con la información difundida a nivel local o provincial, a las autoridades, opinión pública y medios de comunicación.

Para el cumplimiento de estas responsabilidades, el CSN debe desarrollar esencialmente las siguientes funciones:

- conocer y estimar la evolución del suceso iniciador,
- medir y analizar los niveles de radiación y contaminación ,
- estimar los efectos radiológicos del accidente,

- determinar las medidas de protección a la población más adecuadas.

Además, el CSN designa a los jefes de los grupos radiológicos provinciales, a través de los cuales se realiza la dirección de tales grupos y la coordinación de los equipos de intervención radiológica. Como integrante del nivel central de respuesta y apoyo, el CSN coordina todos los agentes del Estado Español que son necesarios para el desempeño de sus funciones, incluidas las intervenciones asignadas a los grupos radiológicos provinciales.

Para atender todas estas funciones, el CSN ha desarrollado un Plan de Actuación en Emergencia, en el que se incluye una organización especial de sus recursos humanos y la disposición de medios y herramientas específicos para la ayuda a los procesos que debe realizar esta organización. La Sala de Emergencias (SALEM) es el lugar donde realiza su función la Organización de Emergencias del CSN y donde se ubican las herramientas necesarias para cumplir sus funciones. Esta Sala está atendida permanentemente por personal técnico y de apoyo.

En el Anexo 16.A se presenta una descripción del Plan de Actuación del CSN para situaciones de emergencia, incluyendo la organización de respuesta a emergencias y las instalaciones y medios disponibles.

16.2.5 Medidas para informar al público acerca de la preparación para emergencias en las proximidades de la instalación nuclear

El Plan Básico de Emergencia Nuclear establece la necesidad de informar a la población de las áreas potencialmente afectadas por un accidente en una central nuclear de potencia. El objetivo de esta información es conseguir una adecuada reacción de la población afectada, mediante el conocimiento suficiente de los riesgos que supone la emergencia y las medidas adoptadas para minimizarlos.

A este respecto, la Dirección General de Protección Civil, como entidad responsable global del tema, establece planes de información a la población de las áreas de planificación de emergencias nucleares, que se concretan en programas específicos de carácter anual y que se imparten a través de las Delegaciones/Subdelegaciones del Gobierno responsables de los planes provinciales de emergencia nuclear. La confección de estos planes se realiza siguiendo procedimientos específicos que, por otra parte, atienden a lo establecido en el acuerdo del Consejo de Ministros de 21 de mayo de 1993, relativo a la información al público sobre las medidas de protección sanitaria aplicables y sobre el comportamiento a seguir en caso de emergencia radiológica. El citado acuerdo constituye la transposición española de la Directiva 89/618/EURATOM de 27 de noviembre de 1989.

El Consejo de Seguridad Nuclear, por su parte, mantiene una estrecha colaboración con la Dirección General de Protección Civil en la información a la población de las zonas de planificación de emergencias nucleares en aspectos como los siguientes: elaboración de los planes y programas de información, diseño y edición de folletos divulgativos de los planes de emergencia e impartición de sesiones directas de información a la población.

16.3 Capacitación y entrenamiento: simulacros y ejercicios

Los aspectos generales de la capacitación y entrenamiento de las personas que pueden intervenir en una emergencia están recogidos en el PLABEN, en los planes provinciales de emergencia y en el acuerdo del Consejo de Ministros que transpone la Directiva del Consejo

de la Unión Europea 89/618/EURATOM sobre información a la población.

Las actividades de capacitación y entrenamiento de actuantes están sometidas a una planificación, que se concreta en programas anuales, tanto para el personal de las instalaciones nucleares como el relacionado con los planes provinciales de emergencia. Estos programas incluyen cursos teóricos y prácticos, ejercicios de entrenamiento, y simulacros parciales y generales para verificar el grado de preparación del personal, así como de los sistemas y equipos de apoyo.

En lo que se refiere a las instalaciones nucleares españolas, todas ellas realizan un simulacro general de emergencia interior con carácter anual. El objetivo de dicho simulacro general de emergencia es comprobar la idoneidad del Plan de Emergencia Interior de cada central, mediante la realización de un conjunto de actividades que abarcan la mayoría de los aspectos recogidos en dicho Plan.

El Consejo de Seguridad Nuclear, para optimizar el alcance de estos simulacros, requiere de forma general que los sucesos planteados en los correspondientes escenarios alcancen como mínimo la categoría III de emergencia (emergencia en el emplazamiento) así como la participación de las brigadas de: lucha contra incendio, reparación y evaluación de daños y rescate y primeros auxilios.

Adicionalmente, el CSN, para verificar aspectos específicos de la capacidad de respuesta a emergencias de las centrales nucleares y para introducir un mayor grado de realismo en su ejecución, establece una serie de requisitos adicionales y específicos aplicables con carácter periódico a cada central y a cada simulacro dentro de la programación general anual. Algunos de estos requisitos específicos son: fecha desconocida para los participantes; activación y actuación real del Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental en Emergencias (PVRE); escalación de la gravedad del escenario hasta categoría IV de emergencia, máxima prevista en los planes interiores de emergencia; etc.

La Guía de Seguridad del CSN, GS-01.09 *Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares,* establece los criterios para la programación, preparación, seguimiento y evaluación de estos simulacros. El CSN realiza un seguimiento directo del desarrollo de los simulacros de las instalaciones nucleares, mediante un equipo de inspectores que verifican la capacidad general de respuesta a emergencias de los titulares de las instalaciones, así como el grado de eficacia con el que se abordan las diferentes actividades que se ponen en práctica durante los mismos. Las observaciones de estos inspectores se comunican a los titulares para que, junto con las obtenidas por sus propios observadores y controladores, sean tenidas en cuenta en los programas de mejora de los planes de emergencia y los procedimientos de aplicación que se plantean como consecuencia de los simulacros

El CSN participa activamente en los simulacros anuales de cada instalación nuclear, mediante la activación y actuación de su organización de emergencias en el SALEM. La participación de la organización de emergencias del CSN en estos simulacros se realiza en condiciones de máximo realismo, aplicando los procedimientos existentes para la activación y la actuación de los grupos operativos de esta organización. Además, en estos simulacros se practica la coordinación del CSN con las autoridades provinciales y nacionales, con objeto de verificar la eficacia general de los procedimientos existentes para la coordinación con las entidades implicadas.

También se realizan ejercicios y simulacros de los planes de emergencia exteriores, en los que intervienen las diversas organizaciones involucradas. Estos ejercicios y simulacros están definidos en programas de carácter anual para todo el Estado, y comprenden desde ejercicios

parciales en los que se ponen en práctica tareas individuales con la participación de organizaciones específicas, hasta simulacros generales en los que participan plenamente todas, o la mayor parte, de las organizaciones y equipos realizando múltiples tareas definidas en los planes y que requieren un alto grado de coordinación.

España participa activamente en los programas de ejercicios y simulacros que se establecen a nivel internacional: ejercicios del sistema ECURIE de la Unión Europea, programa de ejercicios INEX.2 de la OCDE y ejercicios bilaterales con Portugal. El CSN coordina la participación española en estos ejercicios, activando en todos ellos su organización de respuesta a emergencias. También participan los dispositivos de emergencia de Protección Civil y del Gobierno de la nación, todos ellos en coordinación con el CSN. En estos ejercicios, además de verificarse los procedimientos internacionales de notificación de emergencias nucleares y de intercambio de información, también se ponen en práctica los procedimientos nacionales de coordinación de instituciones, especialmente los relacionados con el seguimiento de la situación, la toma de decisiones y los de información a los medios de comunicación y a la población en su conjunto.

16.4 Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario

El Estado español ha suscrito la Convención de Pronta Notificación de Accidentes Nucleares y la Convención de Asistencia Mutua en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica. Respecto a la Convención de Pronta Notificación, el CSN es la autoridad nacional competente y el SALEM constituye el punto nacional de contacto. Respecto a la Convención de Asistencia Mutua, la DGPC es la autoridad nacional competente y su Sala de Coordinación Operativa (SACOP) constituye el punto nacional de contacto.

Por otra parte el Estado Español, como Estado Miembro de la Unión Europea, ha de establecer en su territorio y respecto a otros Estados y a la Comisión lo dispuesto por la decisión del Consejo 87/600/EURATOM, sobre arreglos comunitarios para el rápido intercambio de información en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica, conocidos como acuerdos o arreglos ECURIE. El CSN es la autoridad nacional competente para ECURIE y el SALEM constituye el punto nacional de contacto para ECURIE.

Adicionalmente, el Estado español y el Estado portugués han suscrito y mantienen un acuerdo bilateral sobre la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares fronterizas que recoge actuaciones concretas de notificación e intercambio de información en caso de accidente nuclear o emergencia radiológica ocurrida, o con efectos, sobre los respectivos territorios nacionales de ambos Estados. El CSN es la autoridad nacional competente para la aplicación, mantenimiento y desarrollo del mencionado acuerdo bilateral y el SALEM constituye el punto nacional de contacto.

16.5 Valoración del grado de cumplimiento de lo dispuesto en el Artículo 16 de la Convención

De lo expuesto anteriormente se deduce que, en España, la planificación y respuesta a situaciones de emergencia nuclear verifica lo dispuesto en el Artículo 16.1 y 16.2 de la Convención, no siendo de aplicación lo dispuesto en el Artículo 16.3 que hace referencia a Partes Contratantes que no tengan ninguna instalación nuclear en su territorio.

El Plan Integrado de Emergencia español, constituido por el Nivel Central de Respuesta y Apoyo, los Planes Provinciales de Emergencia, los Planes Interiores de Emergencia, los Planes Municipales de Emergencia y los instrumentos adecuados de coordinación e interfase entre los mismos, supone el cumplimiento de lo dispuesto en el artículo 16.1 de la Convención, siendo que dichos planes se prueban regularmente mediante la realización periódica de ejercicios y simulacros tanto parciales como integrados.

Estos instrumentos de planificación y respuestas con los acuerdos internacionales y bilaterales suscritos por el Estado español en materia de emergencias, garantizan el cumplimiento de lo dispuesto en el Artículo 16.2 de la Convención.

Actualmente existen en España algunas actuaciones en curso y previstas con el objetivo de mejorar la capacidad general de respuesta a emergencias nucleares del Estado. Algunas de estas actuaciones se refieren a las siguientes materias:

- Revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear para introducir los nuevos criterios radiológicos definidos a nivel internacional, entre ellos la filosofía de niveles de intervención basados en las dosis evitadas. Además, se prevé incorporar una nueva estructuración de la Administración nacional que fue definida en la Ley 6/1997 sobre Organización y Funcionamiento de la Administración General del Estado.

- Mejora y actualización de medios y capacidades de los planes provinciales. Periódicamente se revisan los medios disponibles y se editan nuevos planes de carencias para su consideración en las asignaciones presupuestarias pertinentes.

- Incorporación de nuevos sistemas de ayuda a la toma de decisiones. Se está gestionando la incorporación del sistema RODOS en las instalaciones del SALEM del CSN.

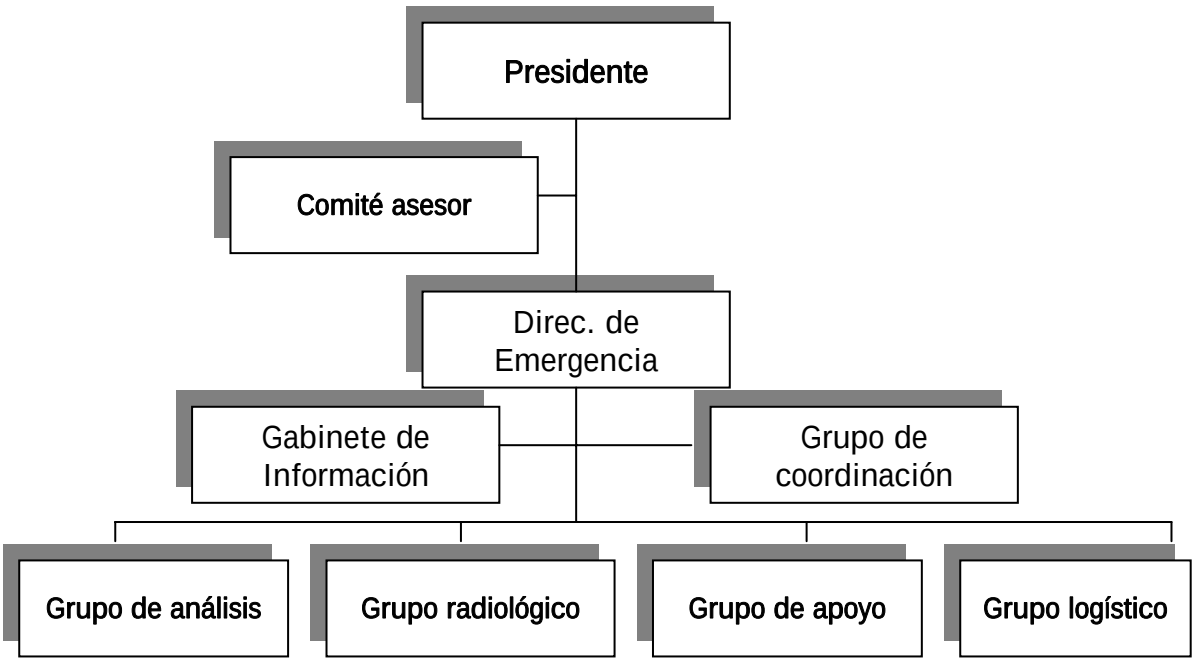
- Mejorar los aspectos de aplicación de los planes y procedimientos de información a la población.

- Establecimiento de guías genéricas para el desarrollo de las actuaciones correspondientes a la fase de recuperación. Como punto de partida, existen estudios técnicos previos sobre el tema realizados por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, entre los que destaca un inventarios nacional de medios aplicables a esta fase de la emergencia.

ANEXO 16.A

Organización del CSN para situaciones de emergencia

La organización prevista por el CSN ante situaciones de emergencia abarca a todos los niveles de autoridad del organismo, nutriéndose de los efectivos que emplea para el desarrollo de sus funciones como organismo regulador, una vez que estos efectivos han sido debidamente capacitados y entrenados para desarrollar las funciones que específicamente le son encomendadas en caso de emergencia nuclear.



El presidente del CSN es el máximo responsable de la organización en caso de emergencia pudiendo delegar en el vicepresidente u otro consejero. El presidente estará asistido por un comité asesor constituido por los cuatro consejeros y el secretario general. Este comité asesor participará en todas las decisiones del presidente en la medida en que sea posible de acuerdo con las situaciones concretas que puedan presentarse durante la emergencia.

El director de la Emergencia es el director técnico del organismo, proporcionando la adecuada coordinación y dirección para ejecutar las decisiones del presidente.

Existe un gabinete de prensa en el CSN que, en el caso de una emergencia, pasaría a depender del director de la Emergencia (gabinete de información), con el apoyo del personal técnico que se considere necesario.

La Sala de Emergencia (SALEM) es donde la organización de emergencias del CSN desarrolla mayoritariamente sus funciones, centradas en la actividad del personal asignado a los diversos grupos operativos; dirección, grupo radiológico, grupo de análisis operativo y grupo de apoyo.

Al grupo radiológico se le encomiendan tareas de seguimiento y evaluación de las consecuencias radiológicas originadas por la situación de emergencia y la propuesta al director de Emergencia del CSN de las medidas de protección a adoptar.

Al grupo de análisis operativo se le encomienda la responsabilidad de seguir y evaluar la emergencia desde un punto de vista de la seguridad nuclear de la instalación y por consiguiente de 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 y la caracterización del término fuente.

Al grupo de apoyo se le encomienda la responsabilidad de proporcionar el apoyo necesario a los distintos grupos operativos de la organización de emergencias del CSN y al gabinete de información, especialmente en lo relativo a contactar con organismos nacionales e internacionales que puedan colaborar en caso de emergencia, y con los agentes exteriores de apoyo a la explotación de la instalación.

Existe un sistema de retenes del personal de la organización de emergencias del CSN, que garantiza la presencia de una dotación suficiente de efectivos de la misma en un tiempo inferior a una hora desde su activación. Además el centro de emergencias del CSN, que se describe más a delante, está atendido permanentemente por personal a turnos.

Sala (Centro) de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear (SALEM)

Para que los distintos elementos de la organización de emergencia del CSN, descritos anteriormente, puedan desarrollar de forma eficaz y coordinada las funciones que les son encomendadas, el CSN dispone de un centro de emergencias denominado SALEM. El nombre SALEM es la abreviatura de Sala de Emergencias.

El SALEM se define como un centro neurálgico establecido a nivel nacional para la notificación, información, seguimiento, análisis y evaluación de todas las situaciones de accidente nuclear o de emergencia radiológica que se pudieran producir en el territorio nacional o fuera del territorio nacional pero con repercusiones reales o potenciales sobre el mismo.

A continuación se realiza una breve descripción del centro y de los sistemas de información, cálculo y estimación disponibles en el mismo.

El núcleo principal del SALEM está constituido por cuatro salas operativas, aproximadamente equidimensionales, ubicadas de forma adyacente entre sí de forma que, en conjunto, forman un cubo, con separaciones intermedias de cristal. Está situado en el primer sótano de la sede del organismo, definiéndose como un área restringida de acceso controlado.

La principal de las salas se denomina sala de dirección de emergencia y es el área de trabajo del director de Emergencia. Las tres salas restantes son las áreas de trabajo de los tres grupos operativos definidos en el Plan de Actuación del CSN: radiológico, apoyo y análisis. En esta sala además se constituye el gabinete de información.

El SALEM se complementa con una sala de comunicaciones anexa a la sala de dirección de emergencia y con un conjunto de dependencias auxiliares previstas para afrontar largas permanencias del personal de la organización de emergencias. En esta sala de comunicaciones se ubican los terminales de telefax y telex, concentrador telefónico, dispositivo para registro de conversaciones telefónicas, fotocopiadora, etc.

El SALEM está atendido durante 24 horas al día, 365 días al año, por un técnico de guardia, cualificado en seguridad nuclear y protección radiológica y por un oficial de comunicaciones.

Los sistemas de transmisión de voz existentes en el SALEM se clasifican en telefonía directa (cabeza-cola), conmutada (convencional) y radiotelefonía. Además de este criterio de diversificación, cumplen con otro criterio de redundancia, por cuanto las comunicaciones se diseñan con al menos dos sistemas diferentes para proporcionar y asegurar un enlace permanente entre el SALEM y los diferentes grupos nucleares, instalaciones radiactivas relevantes, centros de coordinación operativa de Protección Civil y con las diferentes entidades nacionales e internacionales involucradas en la gestión de emergencias nucleares.

Existe en el SALEM una serie de sistemas de vigilancia, cálculo y estimación que constituye un conjunto de herramientas especializadas de las que se sirven los expertos de la organización de emergencias para el desarrollo de sus funciones.

En la sala de dirección de emergencia se recibe la información referente a los parques eléctricos de los grupos nucleares. El sistema proporciona, para cada instalación nuclear, un esquema unifilar de sus subestaciones y un conjunto de sus parámetros eléctricos asociados que permiten detectar en tiempo real una reducción de potencia o disparo no programado de cualquiera de los grupos nucleares.

Se dispone también en esta sala de un sistema de información geográfica que reúne y estructura de manera lógica información geográfica de todo el territorio nacional, especialmente densa en el entorno de los distintos emplazamientos nucleares.

En la sala del grupo radiológico se dispone de las redes de vigilancia radiológica ambiental. Estas redes permiten afrontar la responsabilidad del CSN relacionada con la medida y control de niveles de radiación y contaminación en el exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas. El CSN dispone de una red automática propia de estaciones de vigilancia radiológica ambiental denominada REVIRA, compuesta por 25 estaciones distribuidas por el territorio nacional, cada una de las cuales está constituida por una ***estación radiológica automática*** que mide tasa de radiación y concentración de radón, radioyodos y emisores de radiactividad alfa y beta en aire, y una ***estación meteorológica*** (propiedad del Instituo Nacional de Meteorología), que mide los principales parámetros meteorológicos. El centro de control de la red REVIRA en el SALEM también recibe los datos de las redes de estaciones automáticas implantadas por los gobiernos de algunas comunidades autónomas del Estado español. En el SALEM está instalado un terminal de consulta (centro asociado) de la Red de Alerta a la Radiactividad, perteneciente a la Dirección General de Protección Civil del Ministerio del Interior, y que está integrada por 902 estaciones automáticas de medida de tasa de radiación distribuidas por todo el territorio nacional.

Actualmente, el CSN dispone de varios códigos de cálculo para la estimación de dosis, de fundamental importancia para determinar los riesgos radiológicos asociados al posible vertido de material radiactivo que se produciría en caso de emergencia nuclear. La mayor parte de los códigos son originarios de la NRC, adaptados a las plantas nucleares españolas: IRDAM, RASCAL Y MESORAD.

Estos códigos de cálculo de estimación de dosis en emergencia necesitan para su funcionamiento del valor de distintos parámetros meteorológicos como dato de entrada, con el fin de estimar o calcular las condiciones de dispersión atmosférica reinantes. En consecuencia el CSN dispone de un sistema que enlaza el SALEM con las torres meteorológicas de los distintos emplazamientos nucleares. Por otra parte, existe una conexión directa con el Instituto Nacional de Meteorología a través de una línea de transmisión de datos para recibir los parámetros necesarios en la estimación de dosis de amplio rango y para la recepción de predicciones meteorológicas.

En la sala del grupo de análisis operativo existe un sistema de transmisión de parámetros de seguridad, necesario para ayudar al personal del CSN en su conocimiento de la situación operativa de la planta, y para valorar con fiabilidad el grado de seguridad de la misma en situación de emergencia. La función principal de este sistema consiste en la identificación de las condiciones anormales de operación, suministrando una indicación continua de los parámetros relacionados con la seguridad, u otras variables representativas del estado operativo de la planta.

Esta sala dispone también de un sistema de análisis de planta en tiempo real, que lleva incorporado el código MAAP, adaptado específicamente para cada central nuclear, y está conectado con el sistema de recepción de parámetros de seguridad de cada central. Este sistema permite evaluar y predecir la

evolución de accidentes severos. Se utiliza, también, como medio de entrenamiento para el personal del CSN con respecto a accidentes severos por medio de la simulación de este tipo de accidentes.

En la sala del grupo de apoyo, y con el objeto de poder realizar sus funciones de proporcionar documentación técnica sobre una determinada instalación al resto de los grupos operativos, se encuentra un archivo donde se localiza la documentación referente a situaciones de emergencia de cada uno de los grupos nucleares, planes y procedimientos de operación general y de emergencia, planes de vigilancia radiológica, especificaciones técnicas, etc.

ANEXO 16.B

Tabla de interfase entre categorías y situaciones de emergencia

Categoría del Suceso	Máxima Actividad liberada (Bq)	Clase	Fase	Situación	Niveles de Intervención		Medidas de Protección	
					Cuerpo Entero	Tiroides		
I	-	Prealerta	Pre-Emergencia	0	-	-	ninguna	
II	G. $3.7x\ 10^{14}$ R. $3.7x10^{11}$	Alerta de Emergencia		1	< 5 mSv	< 50 mSv.	Control de Accesos	
III	G. $3.7x\ 10^{16}$ R. $3.7x\ 10^{13}$	Emergencia en Emplazamiento						
IV	G. $1.4x10^{19}$ R. $6.7x10^{18}$	Emergencia General	Emergencia	2	> 5 mSv < 25 mSv	> 50 mSv < 250 mSv	La anterior más confinamiento. profilaxis. protección personal.	Zona Ic
				3	> 25 mSv < 100 mSv	> 250 mSv < 1000 mSv	Las anteriores más Evacuación GGCC. Control Agua y Alimentos. Estabulación de Animales.	Zona Ib
				4	> 100 mSv	> 1000 mSv	Las anteriores más Evacuación de la población.	Zona Ic.

d) Seguridad de las instalaciones

Artículo 17. Emplazamiento

17.1 Descripción del procedimiento para otorgar licencias. Resumen de las leyes, reglamentos y requisitos nacionales relativos a emplazamiento de instalaciones nucleares

Dentro del procedimiento de concesión de licencias descrito en el artículo 7 de la Convención se citan las tres etapas de licenciamiento siguientes: autorización previa, autorización de construcción y autorización de explotación. En todas ellas se requieren condiciones específicas en relación con el emplazamiento donde se ubica la instalación nuclear.

La **autorización previa** constituye el reconocimiento oficial del proyecto y la aceptación formal del emplazamiento propuesto, por lo que supone en la práctica una verdadera "autorización del emplazamiento". En ella se requiere del solicitante que presente, entre otros, los siguientes documentos:

- Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido.
- Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, incluyendo datos suficientes sobre los parámetros del emplazamiento que puedan incidir sobre la seguridad nuclear o la protección radiológica, incluidos los de tipo demográfico y ecológico, así como las actividades relacionadas con la ordenación del territorio.

La siguiente etapa de licenciamiento es la **autorización de construcción**, en la que se requiere la presentación de un Estudio Preliminar de Seguridad, que deberá comprender, además de otros aspectos, "una descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos precisos y actuales sobre los parámetros que incidan sobre la seguridad nuclear y la protección radiológica (topografía, geografía, geología, geotecnia, sismología, meteorología, hidrología superficial e hidrogeología), incluidos los de tipo demográfico, ecológico y usos de suelo y aguas, y cuantos datos puedan contribuir a un mejor conocimiento de aquél, así como de los planes de vigilancia y verificación de los parámetros básicos representativos del emplazamiento". Los estudios a realizar suponen un refinamiento de la información obtenida en la etapa anterior, profundizando en todos los aspectos de caracterización del emplazamiento y definición de las bases de diseño asociadas a sucesos externos.

Como información específica que debe aportarse dentro de los estudios que se realicen, pueden citarse, entre otros:

- Fotografías aéreas e imágenes obtenidas con satélites.
- Información y mapas topográficos (y batimétricos para ubicaciones costeras).
- Información geológica local y regional (con mapas e información estratigráfica).
- Información geofísica regional (con anomalías gravimétricas y magnéticas).
- Datos geofísicos locales y resultados de reconocimientos geotécnicos.
- Catálogo de sismos históricos (y maremotos, si procede) y mapa de isosistas.

- Información y mapas de zonación sísmica.
- Información existente sobre suelo regional y subsuelo.
- Datos históricos de inundaciones, precipitaciones y alteraciones de cauces o líneas de costa.
- Datos sobre estructuras de regulación del caudal.
- Datos climatológicos de la región.
- Datos meteorológicos de la cuenca (regionales y locales).
- Datos hidrogeológicos (regionales y locales).
- Datos sobre posibles fuentes de sucesos imputables al hombre.
- Información y mapas de distribución de población (demografía).

Completada la construcción de la central y antes de su puesta en marcha, hay que cubrir la tercera etapa de licenciamiento: **autorización de explotación**. Para obtener ésta se exige al solicitante que presente el Estudio Final de Seguridad, el cual "contendrá la información necesaria para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y protección radiológica, así como un análisis y evaluación de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente". En particular, la información aportada deberá incluir:

- Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características físicas, geológicas, sismológicas, meteorológicas, hidrológicas, ecológicas y demográficas.
- Análisis de los accidentes previsibles derivados del mal funcionamiento de elementos y aparatos, de errores de operación o de agentes externos a la instalación y sus consecuencias.

17.1.1 Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad

Los criterios que se aplican en la evaluación de los parámetros del emplazamiento para determinar su aceptabilidad son los contenidos en la siguiente normativa española:

- Ley 25/1964, sobre energía nuclear.
- Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
- Real Decreto Legislativo 1302/1986, de evaluación de impacto ambiental; y su Reglamento de ejecución (RD 1131/1988).

En aquellos aspectos técnicos no contemplados en detalle en la reglamentación española, se aplican los criterios de la normativa de los organismos internacionales a la que se ha adherido el Estado español (normativa de la OIEA, Código 50-C-S y sus Guías de Seguridad). Por último, para cada instalación se requiere también el cumplimiento de la normativa del país origen del proyecto, fundamentalmente el 10CFR Part 100 de EEUU y la normativa de la USNRC. Para el caso de la central nuclear de Trillo se han aplicado también los criterios contenidos en las normas KTA alemanas.

El objetivo básico que se persigue al aplicar los criterios de evaluación es comprobar que el emplazamiento de la instalación nuclear contribuye a la protección de la población y del medio ambiente frente a las consecuencias radiológicas que puedan derivarse de la operación

normal de la instalación y de cualquier liberación accidental de efluentes radiactivos. En otras palabras, el emplazamiento debe garantizar que el riesgo de exposición radiactiva de la población y del medio ambiente sea razonablemente bajo, tanto en operación normal como en condiciones de accidente.
Los criterios de evaluación de los parámetros del emplazamiento que se han utilizado en las instalaciones españolas son, básicamente, de tipo determinista; tanto para evaluar los máximos sucesos naturales previsibles (terremotos, inundaciones, etc.), como los máximos sucesos externos inducidos por el hombre (industrias próximas, transportes, etc.). Cada uno de estos máximos sucesos externos constituye una base de diseño para la instalación nuclear.

Para las centrales nucleares españolas en operación, los parámetros del emplazamiento que influyen en la seguridad, cuya evaluación ha conducido a la consideración de máximos sucesos externos y a la correspondiente definición de bases de diseño, se indican a continuación:

- Geología y Sismología: terremoto de parada segura (SSE) y terremoto base de operación (OBE).
- Geotecnia: diseño de cimentaciones, interacción suelo-estructura.
- Meteorología: precipitación máxima probable (PMP), temperaturas extremas, viento de diseño.
- Hidrología superficial: avenida máxima probable (AMP), nivel de inundación en el emplazamiento.
- Hidrogeología: niveles de las aguas subterráneas, necesidad de rebajamiento del nivel freático (caso de la central nuclear de Almaraz).
- Oceanografía (únicamente en Vandellós): nivel máximo del mar, oleaje.
- Industrias próximas y vías de comunicación: transporte y almacenamiento de sustancias explosivas, tóxicas y peligrosas; condiciones de aislamiento de sala de control.

17.1.2 Criterios para evaluar las repercusiones de la seguridad nuclear de la instalación nuclear en el medio ambiente y la población circundantes

La secuencia general de criterios de evaluación que se aplican para decidir la aceptación del emplazamiento en todos sus aspectos se ha expuesto en el apartado anterior.

En lo que respecta a los posibles efectos de una instalación nuclear sobre su entorno, la población circundante y el medio ambiente, los criterios específicos utilizados para todas las centrales nucleares españolas son los especificados en el 10 CFR Part 100 de EEUU y desarrollados en el documento TID-14844 (1962) y en la normativa de la USNRC. Estos criterios establecen tres zonas alrededor de la instalación a efectos de limitación de dosis en caso de accidente, a saber:

- *Zona bajo control del explotador* (o área de exclusión): corresponde a una zona circular de 750 m de radio máximo con centro en el edificio de contención y dentro de la cual el explotador tiene autoridad para controlar todas las actividades. Un individuo situado en cualquier punto del contorno de esta zona y en el supuesto de que ocurriera el mayor escape previsible de productos radiactivos (máximo accidente previsible), no recibiría una dosis total al cuerpo entero superior a 25 rem o 300 rem al tiroides, durante las dos horas siguientes al accidente.

- *Zona protegida* (o área de baja densidad de población): corresponde a una zona concéntrica, externa a la anterior y de 3.500 m de radio máximo. Un individuo situado en cualquier punto del contorno de esta zona, no recibiría una dosis total al cuerpo entero superior a 25 rem durante los treinta días siguientes al accidente.
- *Distancia a centros de población*: distancia del edificio de contención hasta el núcleo de población más próximo con 25.000 habitantes o más. Esta distancia debe ser, al menos, de 1,33 veces mayor que el radio de la zona protegida.

A raíz de la implantación de los principios del Plan Básico de Emergencia Nuclear en las centrales nucleares españolas (a partir de 1984), se abandonaron los criterios de zona protegida y distancia a centros de población, introduciéndose los nuevos conceptos siguientes:

- *Zona de exposición por submersión*: zona circular de 10 km de radio máximo con centro en el edificio de contención. Corresponde al área geográfica en la cual el camino crítico de exposición a la radiación del individuo, en caso de accidente, está asociado a la permanencia en la nube radiactiva.
- *Zona de exposición por ingestión*: zona circular de 30 km de radio máximo con centro en el edificio de contención. Corresponde al área geográfica en la cual el camino crítico de exposición está asociado a la contaminación de alimentos debida a la deposición de partículas radiactivas.

Los parámetros del emplazamiento que son evaluados desde el punto de vista de los posibles efectos de la instalación nuclear sobre su entorno son los siguientes:

- Demografía: distribución de la población y perspectivas demográficas.
- Geografía: usos de la tierra y el agua, industrias próximas, vías de comunicación e infraestructuras.
- Meteorología: coeficientes de dispersión atmosférica (regionales y locales), factores de deposición, vientos dominantes.
- Hidrología: dispersión de efluentes líquidos radiactivos en aguas superficiales y subterráneas (en condiciones normales y accidentales).
- Ecología: descripción de los ecosistemas que puedan verse afectados.

17.2 Disposiciones de ejecución para el cumplimiento de los mencionados criterios

En cada fase del procedimiento de concesión de licencias, el CSN revisa la documentación presentada y evalúa el cumplimiento de los requisitos exigidos. Como resultado final de la evaluación se decide conceder o denegar la autorización solicitada, y en caso de concederla, las condiciones o requisitos adicionales a que dicha autorización debe quedar sometida. Estas condiciones o requisitos adicionales se emiten con la autorización que corresponda y tienen exigencia legal.

A través de estos condicionados, el CSN adapta, caso por caso, los criterios generales establecidos en la normativa del país de origen del proyecto a las exigencias que requiere la situación de cada central nuclear. En cierto modo, esto constituye el desarrollo de normativa específica propia para cada instalación.

Cuando el titular de una autorización realiza las acciones que se le han requerido en el condicionado y presenta la documentación correspondiente, el CSN evalúa nuevamente la aceptabilidad de las acciones realizadas y el cumplimiento real de las condiciones impuestas. De esta evaluación puede resultar la aceptación total o parcial; si es parcial, se derivarán nuevas condiciones a imponer al titular e incluso nuevos límites a la autorización que disfrute. En el caso extremo de un incumplimiento, puede llegarse a suspender la autorización concedida.

Además de la evaluación de los estudios y actuaciones del titular, el CSN dispone del recurso de las *inspecciones y auditorías* para comprobar en cualquier momento el estado de cumplimiento de un requisito impuesto o la veracidad de la información recogida en los documentos que el titular presenta a revisión. La evaluación y la inspección se complementan a efectos de comprobar y exigir el cumplimiento de los criterios de seguridad en relación con el emplazamiento.

17.3 Actividades relativas al mantenimiento de la constante aceptabilidad de la instalación nuclear desde el punto de vista de la seguridad, teniendo en cuenta los factores relacionados con el emplazamiento

Dado que las primeras centrales nucleares españolas (José Cabrera y Santa María de Garoña) fueron autorizadas antes de que se desarrollara en detalle la normativa en EEUU, país de origen del proyecto, algunos criterios de emplazamiento fueron aplicados con carácter cualitativo. Por ese motivo, y con el propósito de aplicar el principio de evaluación continua de los parámetros del emplazamiento, cuando la USNRC aprobó el Systematic Evaluation Program (SEP) para reevaluar las condiciones de seguridad de sus centrales en explotación, en España se aplicó el SEP a sus dos centrales más antiguas. Este programa supuso revisar las bases de diseño correspondientes a los máximos sucesos externos a la luz de los entonces recientes desarrollos normativos.

Los parámetros básicos del emplazamiento, aquellos que resultaron determinantes en el diseño, requieren para su evaluación continua el establecimiento de programas de vigilancia, a través de los cuales se puede recabar información prácticamente continua del comportamiento del emplazamiento y, caso de ocurrir un suceso extremo, comprobar si se han superado o no las bases de diseño correspondientes para revisar, en su caso, el estado de la instalación. Estos programas de vigilancia son dinámicos; adaptados específicamente a cada emplazamiento e instalación; los resultados obtenidos son documentados y remitidos en informes periódicos al CSN para su evaluación, y como consecuencia de ésta puede requerirse la revisión del programa de vigilancia correspondiente para adaptar su contenido a los objetivos originales.

En las centrales nucleares españolas se mantienen programas de vigilancia para los parámetros sismológicos (instrumentación sísmica y transmisión de la información registrada), meteorológicos (instrumentación meteorológica y transmisión de la información registrada) e hidrogeológicos (redes de puntos de vigilancia y toma de datos). En las centrales nucleares de Ascó, Vandellós y Trillo se mantienen activos además, en mayor o menor grado, programas de vigilancia de los movimientos del terreno, con el fin de auscultar movimientos diferenciales que todavía no están estabilizados, aunque la tasa de crecimiento es descendente.

En lo referente a la hidrogeología del emplazamiento, se han establecido programas hidrogeológicos de caracterización en todos los emplazamientos, que luego pasan a ser de vigilancia y control a lo largo de toda la vida de la instalación, tanto de los niveles freáticos como del contenido en determinados elementos químicos y radiológicos, guardando estrecha relación

con los Planes de Vigilancia Radiológica Ambiental. La integración de la información obtenida debe realizarse, en cada emplazamiento, a través de modelos matemáticos de flujo y transporte en aguas subterráneas.

En los últimos años, la normativa referente a la consideración de los parámetros del emplazamiento ha cambiado notablemente en algunos aspectos, particularmente en el creciente uso de metodologías probabilistas. Esto ha llevado a recomendar que la cuantificación de determinados parámetros de diseño (sismológicos, hidrológicos, etc.) se realice mediante una adecuada combinación de estudios deterministas (máximos previsibles) y probabilistas (que permitan trabajar con incertidumbres), unidos al juicio de expertos. Estas técnicas se han comenzado a aplicar a los emplazamientos españoles para revisar el comportamiento de las instalaciones y mejorar su seguridad.

En esta línea, el CSN aprobó en 1986 el Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España, que está aplicándose secuencialmente a todas las centrales, y que incluye en su alcance la consideración de sucesos externos como iniciadores. Estos análisis probabilistas de sucesos externos están realizándose actualmente y, dadas las características de los emplazamientos españoles, los sucesos considerados son terremotos, inundaciones, vientos, líneas de transporte e industrias próximas. El objetivo básico de estos estudios es analizar el comportamiento de las instalaciones frente a sucesos que van más allá de las bases de diseño (descartando aquellos que presenten una frecuencia de recurrencia inferior a 10^{-6}), y detectar vulnerabilidades específicas en cada central que pudieran ser resueltas a bajo coste, mediante razonables mejoras con buena relación coste/beneficio. La metodología que se sigue en estos estudios es la descrita en el NUREG-1407 de la USNRC.

Entre los sucesos externos analizados, el de mayor incidencia en la seguridad de las centrales españolas es la ocurrencia de terremotos. Por este motivo, y a solicitud del CSN, los explotadores han realizado conjuntamente un estudio probabilista de la peligrosidad sísmica en los siete emplazamientos españoles y, de acuerdo con las alternativas metodológicas descritas en el NUREG-1407, han propuesto realizar la revisión de cada central según el método de "márgenes sísmicos". Evaluado por el CSN el estudio de peligrosidad sísmica presentado y siguiendo los mismos criterios que la USNRC para la "categorización sísmica" (clasificación de los emplazamientos en tres grupos: *alcance reducido*, 0,3g y 0,5g), se ha requerido a cada explotador la categoría de su emplazamiento que debe considerar para aplicar el método de márgenes sísmicos a la revisión de su central. Este proceso de revisión de cada central está actualmente en curso.

17.4 Arreglos de carácter internacional, incluso los concertados con los países vecinos, según sea necesario

En lo que respecta al emplazamiento de instalaciones nucleares, y además del Tratado EURATOM constituido en el ámbito europeo, España tiene establecido con Portugal un *Acuerdo luso-español sobre cooperación en materia de seguridad de las instalaciones nucleares de frontera.* A partir de este acuerdo, representantes de ambos países mantienen reuniones de carácter anual para intercambiar información de interés al respecto.

Asimismo, se han mantenido reuniones plenarias franco-españolas, entre el CSN y el SCSIN francés, para informarse mutuamente sobre la marcha de sus programas de energía nuclear y para intercambiar datos técnicos y experiencias de explotación de centrales, básicamente en relación con la central Vandellós I, de prototipo francés, central que hoy día se encuentra en proceso de desmantelamiento y clausura.

17.5 Valoración del grado de cumplimiento

La información relativa a los parámetros del emplazamiento que es elaborada en las distintas etapas del licenciamiento y su posterior evaluación por la autoridad reguladora, aplicando los criterios establecidos en la normativa española, los elaborados por organismos internacionales y la normativa del país origen del proyecto, conduce a la definición de unas bases de diseño asociadas a los parámetros del emplazamiento que garantizan razonablemente la seguridad de las centrales nucleares españolas en las fases de diseño, construcción y explotación.

Algunas otras fases de la vida de una instalación no están contempladas adecuadamente en el procedimiento de concesión de licencias vigente en España. Por este motivo, una revisión del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, actualmente en trámite de aprobación, pretende regular también la "autorización para modificaciones de la instalación" y la "autorización de desmantelamiento y declaración de clausura". En la primera, se requiere justificar las modificaciones en las que intervenga alguno de los factores relativos al emplazamiento. En la segunda, se requiere un estudio de seguridad que, entre otros aspectos, contenga un estudio descriptivo del estado actual de la instalación, del emplazamiento y su zona de influencia, así como la determinación de los parámetros del emplazamiento a considerar.

En cuanto a los programas de vigilancia de los parámetros del emplazamiento, que posibilitan una evaluación continua de los mismos, se encuentran en un proceso de mejora y optimización. Por ejemplo, en lo referente a vigilancia sísmica, se está requiriendo la implantación de acelerógrafos de campo libre en todos los emplazamientos (antes, algunos sólo tenían sismógrafos).

Por último, los análisis probabilistas de sucesos externos y las revisiones derivadas de las instalaciones procuran la reevaluación de los parámetros del emplazamiento con métodos capaces de valorar las incertidumbres y, en consecuencia, la mejora de la seguridad de las centrales a lo largo de toda su vida activa. Particularmente importante es el proceso activo de revisión de cada central nuclear frente a la ocurrencia de terremotos mediante el método de "márgenes sísmicos". Se están realizando los esfuerzos necesarios para que este proceso, actualmente en marcha, se complete en el plazo más corto posible.

Artículo 18. Diseño y construcción

El desarrollo de este artículo incluye la exposición de los principios de seguridad básicos, y su evolución, que se han seguido en España para solicitar, analizar y conceder las autorizaciones de construcción a los titulares de las centrales nucleares, así como los métodos seguidos para vigilar la construcción y garantizar el cumplimiento de los requisitos del diseño. En especial, se hace referencia a los reglamentos y requisitos aplicables, a la aplicación de conceptos fundamentales de seguridad, a la prevención de accidentes y mitigación de sus consecuencias y a la influencia del diseño en la futura explotación de la central.

18.1 Proceso de concesión de la autorización de construcción. Reglamentos y requisitos actuales

En este apartado se expone sucesivamente: el proceso legal establecido para solicitar y obtener una autorización de construcción, el proceso de evaluación de la solicitud establecido por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y los requisitos que se establecen en tal autorización para verificar que se ajusta al diseño propuesto y alcanza el nivel requerido de calidad.

18.1.1 Proceso de concesión de una autorización de construcción

En el desarrollo del art.14 se describió de forma genérica el proceso seguido en España para evaluar y verificar la seguridad de una central nuclear. Entre las etapas más significativas de tal proceso sobresale la necesidad de disponer de una autorización de construcción, como se especifica en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, ya glosado en aquella ocasión.

El Estudio Preliminar de Seguridad constituye el documento más significativo que debe aportar el titular en apoyo de su solicitud. El formato y contenido de este documento ha ido evolucionando a través de las tres familias que constituyen el parque nacional español. Sin embargo, aún dentro de tal evolución, se ha enmarcado en los tres principios fundamentales siguientes:

1. Consideración a los criterios y especificaciones contenidos en la orden ministerial por la que se concede la autorización previa de la central analizada.
2. Atención a la normativa nacional aplicable y a las recomendaciones apropiadas de las instituciones internacionales -fundamentalmente el OIEA- de las que España es país miembro y, en su defecto, al cuerpo normativo del país de origen del proyecto.
3. Seguimiento preciso, en cuanto a los detalles, de la *central de referencia,* que se define en la correspondiente autorización de construcción.

En la fase de la autorización previa (ver art.17) se presta especial atención a los parámetros que definen el emplazamiento y que son relevantes en el diseño de la instalación, en especial la sismicidad y los fenómenos meteorológicos extremos. En tal sentido, en la orden ministerial por la que se concede la autorización previa se pide que "el titular justificará el proyecto sismoresistente" y se fijan los parámetros básicos -aceleraciones máximas- para tal diseño, que son función de los parámetros del emplazamiento. Lo mismo sucede con los parámetros meteorológicos extremos, en especial las inundaciones, que en emplazamientos interiores resultan críticas para definir el diseño del *sumidero final de calor* y la *cota de explanación* de la central

(esta circunstancia probó su eficacia en el caso de la central nuclear de Cofrentes, cuyo emplazamiento sufrió una grave inundación durante la construcción, sin afectarla). Se tienen en cuenta también los impactos sobre el medio ambiente, que tienen que ser formalmente evaluados y aceptados por el Ministerio de Medio Ambiente, y se establecen cláusulas en las que se establecen que "el concepto arquitectónico en los edificios complementarios deberá estar en armonía con el paisaje del emplazamiento".

Las órdenes ministeriales por las que se concede las autorizaciones previas son muy estrictas en lo que se refiere a la normativa a utilizar durante el diseño y construcción de la central. Se citan, en primer lugar, los criterios, códigos, normas y disposiciones nacionales. Naturalmente, éstos han evolucionado considerablemente a lo largo del tiempo desde la primera central, José Cabrera, cuya autorización de construcción fue concedida en 1964, hasta la última, Vandellós II, autorizada en 1980. De todas formas, incluso en la actualidad, el número de referencias nacionales resulta escaso en atención a lo necesario. Por esta razón, las órdenes ministeriales hacen referencia a los "documentos correspondientes de aquellos organismos internacionales a los que pertenezca el Gobierno español". A través de este procedimiento se han introducido en la normativa española algunos documentos de la serie NUSS del OIEA. Aún así, ha sido necesario incorporar también los documentos de validez reconocida en la industria nuclear y, sobre todo, los establecidos en el país de origen del proyecto. En todo caso, las correspondientes órdenes ministeriales exigen que los criterios, códigos, normas y disposiciones utilizados en el diseño queden bien reflejados en el Estudio Preliminar de Seguridad.

El concepto de *central de referencia* se introdujo en España en la autorización de construcción de la central Santa María de Garoña, la segunda central nuclear española, y ha sido utilizado en todos los demás casos desde entonces. Las órdenes ministeriales definen la *central de referencia* como aquella que se encuentra situada en un "emplazamiento de características similares al elegido para la central (nacional) y cuya fecha de puesta en marcha tenga antelación suficiente sobre la prevista para el proyecto presentado, de modo que se pueda aprovechar la experiencia adquirida durante las pruebas y funcionamiento de la central de referencia propuesta".

18.1.2 Evaluación de la solicitud de autorización

La documentación recibida del titular en apoyo de la solicitud de una autorización de construcción (en especial, el Estudio Preliminar de Seguridad) es sometido a una rigurosa evaluación por parte del CSN. A tal fin, es práctica ya establecida desde las primeras solicitudes, nominar a un jefe del proyecto de evaluación, generalmente encuadrado en la Subdirección General de Centrales Nucleares, quien cuenta con una *guía de evaluación.* En la guía se fija el calendario de evaluación y se definen los aspectos que deben ser evaluados por los expertos de la organización matricial del CSN, o que deben ser objeto de contratación exterior. A través de los cauces jerárquicos establecidos, emite las correspondientes órdenes e instrucciones. El Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas permite que el CSN pueda solicitar del titular cuanta información, aclaraciones, análisis y estimaciones adicionales considere oportuno, todo lo cual se añade formalmente al expediente de la autorización de construcción de la central.

Una vez completado el proceso de evaluación, que tradicionalmente dura más de un año, se elabora un informe, junto con una propuesta de dictamen al que acompañan uno o varios anexos, que rigen las actividades del titular durante el proceso de construcción, regulan éste e incluyen especificaciones concretas sobre cómo llevar a cabo la verificación prenuclear de la instalación. Identifican también aquellos aspectos específicos a tener en cuenta para solicitar el Permiso de Explotación Provisional y realización de las pruebas nucleares. En el Anexo se

incluye copia de la autorización de construcción de la central nuclear de Vandellós II, la última de las concedidas.

18.1.3 Requisitos de la autorización de construcción y seguimiento de la construcción

Entre los requisitos más destacables que rigen la construcción de la instalación conviene señalar que "el titular dispondrá de una organización adecuada y suficiente en todo momento para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción", que ha de ser aprobada por la autoridad reguladora. Asimismo, el titular está obligado a enviar al CSN informes mensuales y trimestrales con detalles sobre la marcha del proyecto en todo lo que afecte a la seguridad nuclear, así como las incidencias y variaciones que hayan podido ocurrir. Aparte de ello, el cuerpo de inspección del Consejo realiza visitas frecuentes, de carácter genérico y específico.

Tal requisito ha resultado ser de gran valor para comprobar que la construcción de las centrales nucleares españolas se ha ajustado a los requisitos previstos con calidad adecuada. Las centrales de la primera generación se construyeron bajo la forma *llave en mano,* de modo que la responsabilidad correspondía al suministrador principal. No obstante, los titulares crearon organizaciones para supervisar el proyecto y verificar la calidad. Las centrales de la segunda y tercera generación se construyeron bajo la modalidad de la *contratación por administración* del titular, lo que hacía a éste responsable de la bondad del diseño y de la calidad de las obras y montajes. El requisito añadido por el Ministerio de Industria y Energía encaminado a conseguir la participación nacional máxima posible incrementaba tal responsabilidad. A tal efecto, los titulares crearon organizaciones propias muy amplias y con frecuencia buscaron al respecto asesoramiento extranjero; todo ello permitió vigilar el diseño de detalle y demostrar la calidad de las fabricaciones, la construcción y el montaje y la verificación prenuclear de la instalación.

El programa de pruebas prenucleares debe incluir las de tipo general a que se refiere el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, a las que hay que añadir las específicas del caso, que se describen en la orden ministerial por la que se concede la autorización de construcción, entre las que sobresalen las que tienen como objetivo verificar la integridad estructural de la barrera de presión y del recinto de contención, así como la capacidad de las salvaguardias tecnológicas asociadas para satisfacer la función de seguridad asignada. El programa de pruebas prenucleares requiere ser apreciado favorablemente por el CSN, quien además fija aquellas pruebas que han de ser llevadas a cabo en presencia de la inspección oficial. La realización satisfactoria de la verificación prenuclear y su aceptación formal por el CSN señala el final de la autorización de construcción.

18.2 El concepto de seguridad a ultranza o defensa en profundidad

El concepto de *seguridad a ultranza* o *defensa en profundidad* está incorporado en la normativa y en la práctica española, no sólo en lo que se refiere a la integridad física de la *vaina del combustible*, *barrera de presión* y *sistema de contención*, sino también en lo que se refiere a las *salvaguardias tecnológicas* que protegen la integridad física de tales barreras, tanto en circunstancias normales como de accidente. Además, se presta atención a los requisitos administrativos relacionados con el licenciamiento, la inspección y la garantía de calidad, que tratan de asegurar el buen diseño de las barreras y el correcto funcionamiento de las salvaguardias tecnológicas que las protegen.

El combustible, y en especial su vaina, reciben una gran atención en las órdenes ministeriales por la que se conceden las autorizaciones de construcción. En especial, se fijan la potencia lineal máxima y los factores de canal caliente, así como los requisitos básicos del sistema de protección del reactor; igualmente se formulan prescripciones sobre aspectos tales como el control de las oscilaciones de potencia a causa del xenón y se fijan los criterios de diseño del sistema de refrigeración de emergencia haciendo referencia al apéndice K del 10CFR Part 50 de la legislación de la US NRC.

El combustible nuclear ha venido siendo suministrado por la Empresa Nacional del Uranio, S.A. (ENUSA), el suministrador nacional que fabrica combustible de distintos tipos bajo licencia de Westinghouse y de General Electric. Los diseños y materiales utilizados en la fabricación del combustible han ido variando a lo largo del tiempo, de acuerdo con el estado del arte. El comportamiento del combustible ha sido en general satisfactorio, si bien han aparecido también deformaciones, corrosiones e hidruraciones excesivas en vainas de zircalloy-4 de quemado superior a 45 Mwd/kg, que están siendo sustituidas por *zirlo* en las nuevas recargas.

La *barrera de presión*, incluyendo la vasija, tuberías, bombas, presionadores, generadores de vapor, y válvulas de aislamiento de los sistemas asociados, se diseñan de acuerdo con los requisitos del código ASME III de EEUU (en la central de Trillo, de origen alemán, se siguieron las prescripciones del AD Merkbläter y documentos asociados). Se incluyen también prescripciones completas sobre fugas controladas e incontroladas de refrigerante y se requiere la detección de piezas. Se establecen también criterios para vigilar la fluencia neutrónica experimentada por la vasija de presión y el seguimiento del desplazamiento de la temperatura de transición. La autorización de construcción especifica las pruebas a que debe someterse la barrera de presión, y las salvaguardias tecnológicas asociadas, entre las que destaca la prueba de resistencia hidráulica.

La *barrera de presión* de los distintos reactores se ha comportado razonablemente bien, aunque no han faltado problemas de interés. Después de 25 años de funcionamiento, ciertas penetraciones ciegas de la tapa de la vasija de la central José Cabrera desarrollaron fisuras penetrantes a causa de la entrada en el circuito primario de resinas cambiadores ión con radicales sulfónicos que fueron llevadas allí por el refrigerante y permanecieron en dichas penetraciones. La tapa de la vasija fue reparada y posteriormente sustituida. En la central Santa María de Garoña apareció pronto la corrosión intergranular bajo tensiones, que afectó a distintas partes de la barrera de presión, en especial el circuito de recirculación, que fue sustituido.

En las centrales de la segunda generación -Almaraz I y II y Ascó I y II- los problemas principales han estado relacionados con el mal comportamiento de los generadores de vapor Westinghouse D-3, tanto en lo que respecta al diseño original de la distribución del refrigerante en la tobera de entrada, que tuvo que ser sustituida, como al deterioro múltiple de los tubos de inconel-600, lo que finalmente condujo a la sustitución completa de los generadores de vapor en Almaraz I y II y en Ascó I y II, utilizando tubos de inconel-800. En las dos unidades de Almaraz se han sustituido las tapas de las vasijas a fin de prevenir la corrosión experimentada en los manguitos de accionamiento de las barras de control que se observaron en algunas centrales francesas.

El *sistema de contención* recibe también un trato específico entre las condiciones impuestas en la autorización de construcción. Se especifica que el diseño se realice de acuerdo con las secciones apropiadas del código ASME (N 18.2 para centrales PWR y N 212 para el caso de centrales BWR) o normativa alemana equivalente para el caso de la central de Trillo. Cuando es necesario, se especifican también los requisitos fundamentales para el diseño de los distintos

subcompartimentos del recinto y se exigen consideraciones especiales para el buen funcionamiento de las bombas de recirculación del agua del sumidero en caso de accidente.

Los recintos de contención construidos en España incluyen recintos de presión tanto de hormigón armado (Almaraz I y II), como postensado (Ascó I y II y Vandellós II), todos ellos dotados de una *piel de hermeticidad*; así como recintos de contención doble tipo KWU-PWR en los que el elemento resistente es una vasija esférica de acero autoportante, rodeada de un blindaje de hormigón, que deja una cavidad intermedia. La central nuclear José Cabrera incluye la peculiaridad de una cúpula metálica esférica, desprovista de blindaje, que es también un sumidero de calor al exterior y está provista de un sistema de aspersión externa. La central de Santa María de Garoña está albergada en un recinto de contención tipo MARK-I, mientras que Cofrentes, el segundo BWR, lo está en un recinto tipo MARK-III.

La *autorización de construcción* especifica las pruebas -tanto de resistencia como fugas- a que deben someterse los recintos de contención, así como los sistemas de extracción del calor y el sistema de purificación de su atmósfera y control del hidrógeno, en caso de accidente. También se incluyen cláusulas relativas a la vigilancia periódica de la tasa de fugas y a la vigilancia de los elementos estructurales de la propia contención.

Los edificios de contención de todas las centrales nucleares españolas han sido reevaluados utilizando criterios realistas con el objetivo de determinar la carga estática de rotura. En general, se obtienen valores de dos a cinco veces superiores a los de diseño, lo que revela su capacidad real. La industria española analizó la conveniencia de introducir en los diseños sistemas de *venteo filtrado de la contención*, que no encontró justificado. Sin embargo, los propietarios de los BWR encontraron conveniente instalar sistemas de venteo del pozo-húmedo, lo que fue aprobado por la autoridad.

18.3 Prevención de accidentes y mitigación de sus consecuencias

Las autorizaciones previas que se conceden a las centrales nucleares españolas especifican que "se dispondrá de todas las salvaguardias técnicas que sean necesarias para prevenir accidentes con daño al combustible nuclear o escapes incontrolados o anormales de productos radiactivos y para mitigar las consecuencias de tales accidentes en caso de producirse". La prescripción añade también que tales salvaguardias técnicas deberán tener "la capacidad, redundancia y diversidad que sean necesarias para hacer compatible la instalación con el emplazamiento elegido".

Los diseños de las centrales nucleares españolas han sido contrastados mediante métodos deterministas bien especificados. En particular, en el Estudio Preliminar de Seguridad se incluye un capítulo dedicado al análisis de accidentes y mitigación de sus consecuencias siguiendo las pautas establecidas en la Guía Reguladora 1.70 *Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants LWR Edition* de la US NRC. Las centrales de la primera generación, que fueron diseñadas y evaluadas con las normas y requisitos de la época, fueron reevaluadas a través de un *programa de evaluación sistemática* (SEP), que supuso su modernización y se detallará más adelante. En 1986 el CSN emitió el *Programa integrado para la realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad en España*, lo que inició en el país este tipo de estudios, que cubre a las centrales de las tres generaciones, de modo que, en el momento actual, el diseño de todas las centrales nucleares españolas ha sido contrastado con criterios deterministas y probabilistas.

La aplicación de los criterios deterministas permite concluir que se han previsto todos los accidentes base de diseño -en esencia desequilibrios térmicos y neutrónicos- de modo que, de ocurrir, sus consecuencias serían nulas o, en todo caso, muy limitadas, siempre que los redundantes sistemas de protección y salvaguardias tecnológicas satisfagan las funciones de seguridad para las que fueron diseñados. El cumplimiento de los criterios base de diseño que aparecen en el apéndice A a la 10CFR Part 50 de la US NRC garantizan de forma determinista tal aseveración.

Los análisis probabilistas han permitido la identificación de secuencias accidentales más severas y la cuantificación de su frecuencia esperada, así como conocer la importancia para la seguridad de los distintos componentes, sistemas y estructuras de la central. Los análisis PSA de nivel 2, no completados en todos los casos, han permitido conocer mejor las capacidades de los sistemas de retención y contención de los productos radiactivos y la determinación de los correspondientes términos fuente. Estos análisis han permitido también descubrir los componentes, sistemas y estructuras más significativas para la seguridad, así como las normas y requisitos de operación, y las prácticas e intervalos de mantenimiento y verificación más idóneos, todo lo cual ha supuesto la introducción de mejoras sustanciales en la seguridad de las centrales en explotación.

En el futuro ya se ha requerido que los titulares lleven a cabo una reevaluación periódica -cada diez años- de la seguridad de cada una de las centrales nucleares españolas, esperando en breve el análisis realizado por los titulares de las centrales de la primera generación -José Cabrera y Santa María de Garoña-. Se ha especificado que tal evaluación: se base en los criterios deterministas de la Guía Reguladora 1.70 de la US NRC, antes mencionada; reconsidere las bases de diseño; tenga en cuenta los requisitos establecidos en el mencionado *Programa integrado para la realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad en España* y su revisión, así como el análisis de la experiencia operativa propia de la central.

El contraste del diseño con los más modernos requisitos de seguridad ha revelado algunos hechos de importancia que han sido corregidos. Entre ellos merecen ser destacadas las desviaciones observadas en el diseño de detalle de algunos de los sistemas de seguridad de la central nuclear de Trillo, lo que ha obligado a la realización de un programa, amplio y profundo, encaminado a comprobar de forma sistemática el diseño, la construcción y el montaje, así como los resultados de la verificación prenuclear. Este programa, llamado AEOS, ha revelado la existencia de diversas pequeñas desviaciones que han sido corregidas.

El tratamiento de las *modificaciones de diseño* ha recibido un interés particular en el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, donde se especifica que las modificaciones mayores deben ser aprobadas siguiendo los mismos requisitos administrativos necesarios para la solicitud y concesión de la autorización de construcción. En las órdenes ministeriales que rigen la explotación se añade además que "se informará al CSN sobre las modificaciones introducidas". En dichas órdenes ministeriales se introduce además el concepto de *cuestión de seguridad no revisada*, en los mismos términos que aparece en 10CFR Part 50.59 de la legislación de la US NRC, añadiendo que la introducción de una cuestión de seguridad no revisada debe ser analizada en detalle y aprobada por el CSN. Además el CSN ha desarrollado la Guía de Seguridad 1.11 *Modificaciones de diseño en centrales nucleares*, que se encuentra en avanzado estado de elaboración.

En la primera mitad de la década de los ochenta se establecieron programas sistemáticos de evaluación para las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña, con el fin de analizar el impacto de la normativa surgida tras su puesta en marcha, en particular, la derivada de los criterios generales de diseño incluidos en el Apéndice A del 10CFR Part 50. Como consecuencia de este análisis se realizaron numerosas modificaciones en estas centrales, encaminadas principalmente a mejorar la redundancia de los componentes activos de los sistemas más significativos para la seguridad y de sus sistemas soporte. Especial atención se dedicó asimismo a los riesgos derivados de posibles incendios. Posteriormente, en todas las centrales ha continuado y continúa realizándose la evaluación y adaptación a la nueva normativa, abarcando aspectos de diseño sísmico, análisis de tuberías, separación física de sistemas, cualificación ambiental, entre otros.

18.4 Adopción de tecnologías consolidadas

Las órdenes ministeriales por las que se otorga la *autorización previa* a las centrales nucleares españolas incluyen una cláusula en la que se requiere que *"el proyecto de la instalación se basará en un prototipo probado"*. La cláusula añade que, a tal fin, se propondrá una *central de referencia*, cuya finalidad y evolución ha sido ya glosada. Para cada caso, la *central de referencia* se define posteriormente en la *autorización de construcción* específica. En algunos casos se designaron *sistemas de referencia* de centrales distintas, a fin de poder incorporar las tecnologías consolidadas más avanzadas.

La central nuclear José Cabrera, en explotación desde 1968, es la única excepción a esta norma. Se trata de un reactor PWR de diseño Westinghouse de un solo lazo de recirculación, circunstancia que la hace única en el mundo. También se ha mencionado que la cúpula del recinto de contención no está provista de blindaje biológico y dispone de un sistema de aspersión externo, que extrae el calor de la contención en caso de accidente. El recinto de contención dispone de un gran volumen libre y encierra en su interior la piscina de desactivación del combustible irradiado. Se ha repetido que esta central fue sometida en la década de los años 80 a una reevaluación sistemática de acuerdo con los nuevos criterios y normas de diseño, lo que supuso la introducción de mejoras considerables. Más recientemente ha sido sometida a un análisis probabilista de riesgos en el que se ha prestado especial atención a las peculiaridades de dicha central.

Todas las centrales nucleares en explotación pertenecen a la familia del agua ligera y uranio ligeramente enriquecido. Dos de ellas incluyen diseños GE-BWR bien definidos, otras seis se basan en diseños W-PWR, mientras que la central de Trillo es de diseño KWU-PWR. Con la excepción de la central José Cabrera, de un solo lazo de recirculación, las otras cinco centrales de diseño W-PWR incluyen tres lazos, mientras que el diseño de la caldera nuclear, la instrumentación y control y el equipo auxiliar, incluyendo el sistema de tratamiento de residuos, pueden considerarse equivalente a los de su época. La central de Vandellós II, la más moderna de la serie, incluye, de origen, avances en instrumentación, sobre todo post-accidental; mayores márgenes de parada en frío; protección contra incendios, misiles y fenómenos sísmicos, entre otros aspectos. La autorización de construcción de esta central, concedida a finales de 1980, incorporó los nuevos requisitos que surgieron como consecuencia del accidente en TMI-2.

La central nuclear de Trillo, de diseño KWU-PWR, incluye tres lazos de recirculación, a diferencia del modelo standard de su época de cuatro lazos. Esta diferencia obligó al titular a realizar modificaciones de detalle sobre el modelo normalizado, que están siendo reevaluadas dentro del programa AEOS, mencionado anteriormente.

El Plan Energético Nacional de 1983 declaró que el combustible nuclear irradiado fuese considerado como *residuo radiactivo* y más tarde asignó a la recién creada Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) la responsabilidad de su gestión. Las dificultades sociales asociadas al emplazamiento y construcción de almacenamientos temporales han obligado a que el combustible irradiado se almacene en las propias piscinas de desactivación de las centrales, cuya capacidad ha sido aumentada de acuerdo con criterios de proyecto bien consolidados, que han tenido en cuenta, entre otros factores, la mayor carga térmica, los aspectos de criticidad y la purificación del refrigerante. En la central nuclear de Trillo, cuya piscina de desactivación, que se encuentra en el recinto de contención primario, tiene menor capacidad, se ha solicitado autorización para el almacenamiento en seco del combustible de la central en contenedores de doble uso -transporte y almacenamiento-, cuyo diseño ha sido autorizado y cuya fabricación se realiza en España por la empresa Equipos Nucleares (ENSA).

18.5 Consideraciones sobre la influencia del diseño en la explotación

El proyecto de las centrales nucleares españolas prestó consideración especial a aspectos tales como la accesibilidad a los equipos, sistemas y estructuras con fines de mantenimiento, verificación y control, así como al diseño de las *salas de control*, tanto principal como de emergencia.

En la orden ministerial del 29 de diciembre de 1980, por la que se concede la autorización de construcción a la central nuclear Vandellós II, se incluye una cláusula específica, que hace referencia a un acuerdo del Consejo de Ministros del 20 de abril de 1979, sobre las "modificaciones a introducir en las centrales nucleares españolas como resultado del accidente en la central nuclear TMI-2". Es bien sabido que como resultado de este accidente surgió la preocupación por aspectos tales como la instrumentación post-accidental, la cualificación del equipo ante las circunstancias ambientales creadas por los accidentes, la protección contra incendios, la planificación de emergencias y, de forma muy significativa, las relaciones persona-máquina. A fin de considerar tales aspectos, tanto los organismos internacionales como el organismo regulador del país de origen de la central accidentada promulgaron directrices y normas que fueron recogidas formalmente en la mencionada orden ministerial. Los requisitos impuestos a Vandellós II fueron también aplicados con carácter retroactivo al resto de las centrales nucleares en explotación.

De forma específica se requería que el proyecto incluyese medios para poder "seguir la evolución de los parámetros y de las variables que sean esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente del que pueda resultar daño grave al núcleo". El requisito se refería también a poder "detectar la aparición o la existencia de condiciones de refrigeración deficiente del núcleo y se establecerán las medidas para corregir tal situación". Se añadían además detalles acerca de la nueva instrumentación a incorporar y el entrenamiento específico adicional que debería recibir el personal de explotación.

Como resultado de tales requisitos los titulares introdujeron mejoras significativas en las salas de control. Una de las más destacables fue la incorporación de los llamados *sistemas de ayuda a la operación*, que facilitan el conocimiento de la situación operativa de la central y ayudan a tomar las medidas correctivas apropiadas en caso de situaciones anormales, y se añadieron, en algunas centrales donde no existían, salas de control auxiliares para situaciones de emergencia. También

se prestó especial atención a mejorar la accesibilidad a componentes y sistemas de especial importancia en tales circunstancias.

La importancia de los *factores humanos* en el diseño de las centrales ha sido de nuevo evaluada con ocasión de los análisis probabilistas de seguridad y el tema está recibiendo una considerable atención, como se expone en el desarrollo del artículo 12.

18.6 Valoración del grado de cumplimiento

La legislación española ha establecido un procedimiento formal para otorgar la autorización de construcción de una central nuclear que incluye la revisión del diseño, la vigilancia de la construcción y la verificación de la idoneidad de la realización a través de un programa de pruebas prenucleares. La base de la autorización reside en la presentación por el titular de un Estudio Preliminar de Seguridad que es analizado por el CSN antes de la concesión de la autorización de construcción. La inspección del CSN verifica la idoneidad de las técnicas constructivas, analiza las potenciales desviaciones y vigila la realización de las pruebas y verificaciones, cuyo resultado ha de ser apreciado favorablemente por el CSN. Las modificaciones significativas son sometidas al mismo proceso formal de aprobación e inspección y se ha introducido y definido el concepto de *cuestión de seguridad no revisada*.

El diseño de las centrales nucleares españolas presta especial atención a la aplicación del concepto de *defensa en profundidad* o *seguridad a ultranza*, tanto en lo que respecta al diseño y mantenimiento de las barreras físicas que se oponen el escape de los productos de fisión y activación, como al diseño, mantenimiento y verificación de las salvaguardias tecnológicas que mantienen la integridad de dichas barreras en caso de situaciones operativas previsibles y en circunstancias accidentales base de diseño.

El diseño presta especial atención a la prevención de los accidentes postulados y a la mitigación de sus consecuencias. El sistema de protección del reactor y las salvaguardias asociadas al mantenimiento de la integridad del combustible y extracción del calor residual se diseñan con amplios márgenes de seguridad, siguiendo normativa de validez reconocida. De igual forma se diseñan las barreras de presión y se incorporan sistemas y procedimientos para detectar piezas sueltas y conocer el estado de fragilización de la vasija. Los recintos de contención y sus salvaguardias tecnológicas asociadas reciben también la atención necesaria y su resistencia mecánica ha sido reevaluada con los criterios más estrictos.

Las centrales nucleares españolas se basan en la tecnología del agua ligera (PWR y BWR) de validez comprobada. La introducción y desarrollo en la normativa española del concepto de *central de referencia* garantiza la incorporación de tecnología consolidada y probada, sin impedir la introducción de las innovaciones consolidadas.

El diseño actual facilita la explotación fiable y considera la importancia de los factores humanos y la interfaz persona-máquina. En especial se han introducido los conceptos surgidos al respecto del incidente de TMI-2 y se mantiene un interés continuado a través de los estudios probabilistas.

ANEXO 18.A

Orden Ministerial por la que se autoriza a las entidades "Empresa Nacional Hidroelécrica del Ribagorza S.A.", Hidroeléctrica de Cataluña S.A.", "Fuerzas Hidroeléctricas del Segre S.A." y "Fuerzas Eléctricas de Cataluña S.A:", la construcción de una unidad nuclear en el término municipal de Vandellós, provincia de Tarragona (CN Vandellós)

Ilmos. Sres.:

Con fecha 27 de febrero de 1976, Boletín Oficial del Estado número 62, del 12 de marzo de 1976, la Dirección General de la Energía otorgó Autorización Previa a Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana, S.A., Hidroeléctrica de Cataluña, S.A., Fuerzas Hidroeléctricas del Segre, S.A. y Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S.A., para instalar una unidad nuclear en Vandellós (Tarragona), y asimismo se otorgó a la empresa Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S.A. la Autorización para instalar otra unidad nuclear en el mismo término municipal.

En escrito de fecha 11 de septiembre de 1976, las empresas Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana, S.A., Hidroeléctrica de Cataluña, S.A., Fuerzas Hidroeléctricas del Segre S.A. y Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S.A., (Asociación Nuclear Vandellós), entidades constituidas en régimen de asociación, sin personalidad jurídica, para la construcción y posterior explotación de la instalación y cuyas participaciones son del 54%, 28%, 10% y 8% respectivamente, solicitaron que se iniciasen los trámites para que les fuera otorgada la Autorización de construcción de una unidad nuclear en Vandellós, provincia de Tarragona (central nuclear Vandellós II).

Vista la Ley de 29 de abril de 1964, sobre Energía Nuclear, el Decreto 2869/1972, de 21 de Julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, la Ley 15/1980 de 22 de abril, de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear y sin perjuicio de las atribuciones que por esta ultima ley le correspondan al citado organismo Consejo de Seguridad Nuclear.

Vistos el informe de la Delegación Provincial del Ministerio de Industria y Energía en Tarragona y del dictamen emitido al respecto por la Junta de Energía Nuclear.

Este Ministerio de Industria y Energía, a propuesta de la Dirección General de la Energía ha tenido a bien disponer:

Artículo 1º. Se autoriza la construcción de una unidad nuclear en el término municipal de Vandellós, provincia de Tarragona (central Nuclear Vandellós II) siempre y cuando se cumplan los limites y condiciones establecidos en el anexo a la presente Orden.

Artículo 2º. A los efectos previstos en la legislación vigente, se considera titular de esta Autorización y explotador responsable de la central nuclear Vandellós II a Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana, S.A., Hidroeléctrica de Cataluña, S.A., Fuerzas Hidroeléctricas del Segre S.A. y Fuerzas Eléctricas de Cataluña, S.A., (Asociación Nuclear Vandellós) entidades constituidas en régimen de asociación, sin personalidad jurídica, para la construcción y posterior explotación de la instalación.

Artículo 3º. La instalación nuclear se construirá en el termino municipal de Vandellós (provincia de Tarragona), siendo sus coordenadas geográficas cuarenta grados, cincuenta y siete minutos, cinco segundos de latitud Norte y cuatro grados, treinta y tres minutos, doce segundos longitud Este, con referencia al meridiano de Madrid. Su emplazamiento es el descrito en el estudio preliminar de seguridad. Central Nuclear Vandellós II, capítulo I volumen I, septiembre de 1976, situado entre la autopista A-7 y el mar, y el barranco de Lleria y la zona denominada de Malaset. La instalación estará equipada con una caldera nuclear de agua ligera a presión, cuya potencia térmica nominal será de dos mil setecientos ochenta y cinco megavatios; dispondrá de tres circuitos de refrigeración , combustible en forme de dióxido de uranio ligeramente enriquecido y sistemas auxiliares y salvaguardias técnicas asociadas, todo ello de proyecto y suministros “Westinghouse Electric CO.” de los Estados Unidos de Norteamérica.

Artículo 4º. La cobertura del riesgo nuclear se atendrá a lo dispuesto en la Ley de 29 de abril de 1964, y disposiciones que la desarrollan.

Artículo 5º. La Autorización de construcción faculta al titular para la construcción y el montaje de la instalación nuclear de acuerdo con los requisitos de la legislación vigente aplicable, con los limites y condiciones de esta Autorización y con los limites y condiciones de la Autorización previa concedida por resolución de la Dirección General de la Energía con fecha 27 de febrero de 1976. El plazo de ejecución será de ocho años a partir de la fecha de concesión de esta Autorización, dentro del cual deberá incluirse la verificación prenuclear de la instalación, según se prescribe en el capítulo IV del título II del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (Decreto 2869/1972 de 21 de julio del Ministerio de Industria).

Artículo 6º. La Autorización de construcción se concede en base a los criterios y datos del proyecto presentados y no supone reconocimiento definitivo de la seguridad nuclear de sistema alguno o de sus especificaciones. Se podrá dejar sin efecto, en cualquier momento, si se comprobase el incumplimiento de estos limites y condiciones, la existencia de discrepancias fundamentales con los criterios y datos en los se ha basado la concesión de esta Autorización de construcción, o si se identificasen factores desfavorables desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica no conocidos al concederse la misma.

Artículo 7º. Se autoriza a la Dirección General de lea Energía para modificar el contenido de los límites y condiciones técnicos de la presente Autorización, o imponer otros nuevos, así como exigir la introducción de modificaciones al proyecto y otras acciones correctoras pertinentes, a la vista de 1) la experiencia que se obtenga durante la construcción y explotación de centrales del mismo tipo en España, en el país de origen del proyecto, o en otros países que hayan contribuido al desarrollo del prototipo del proyecto; 2) el resultado de los estudios pendientes y de los programas de investigación y desarrollo en marcha relacionados con el prototipo del proyecto, el resultado de las pruebas v verificaciones llevadas a cabo para comprobar los márgenes de seguridad del mismo.

Artículo 8º. Para el mejor cumplimiento, verificación de estos límites y condiciones, la Junta de Energía Nuclear podrá remitir directamente al titular las instrucciones complementarias pertinentes.

Artículo 9º. La presente Orden se entiende sin perjuicio de las concesiones y autorizaciones complementarias cuyo otorgamiento corresponda a otros ministerios u organismos de la administración.

Lo que comunico a V.V.I.I. para su conocimiento y efectos.

Dios guarde a V.V.I.I.

Madrid, 20 de diciembre de 1980

ILMOS. SRES. COMISARIO DE LA ENERGIA Y RECURSOS MINERALES Y DIRECTOR GENERAL DE LA ENERGÍA

ANEX0: LÍMITES Y CONDICIONES SOBRE SEGURIDAD NUCLEAR Y PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

1º. En el caso de que se produzcan retrasos en la iniciación de la construcción, o interrupciones en esta o en el montaje de la instalación, el titular justificará ante la Dirección General de la Energía que la seguridad y la protección radiológica no quedan negativamente afectadas. Al menos dos años antes de la fecha prevista para el comienzo de la carga del combustible en el reactor, el titular habrá de solicitar el Permiso de explotación provisional, satisfaciendo los requisitos del articulo veintiséis del citado Reglamento y todo lo que resulte aplicable de esta autorización.

2º. Para el proyecto de la caldera nuclear y demás componentes, sistemas y estructuras relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica, se adoptará como central de referencia la central nuclear de Ascó, Unidad II, propuesta por el titular a la Dirección General de la Energía, con fecha 29 de marzo de 1976, en cumplimiento de la condición quinta de la Autorización previa, y aceptada por dicho organismo con fecha del 21 de septiembre de 1976. Se deberán incluir en el proyecto aquellas mejoras tecnológicas que la experiencia haya sancionado en centrales de Westinghouse Electric Co. con permiso de construcción más reciente.

3º. El proyecto de la instalación deberá satisfacer los criterios y requisitos técnicos sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se identifican con este condicionado. Asimismo, en aplicación del articulo dieciséis del mencionado Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas y, en cuanto no se oponga a lo anterior, se ajustará los criterios contenidos en el proyecto general y en el estudio preliminar de seguridad que fueron remitidos al solicitar la autorización de construcción, así como al contenido de las aclaraciones, datos, estudios y documentos adicionales presentados a requerimiento de la Junta de Energía Nuclear, y a las consecuentes modificaciones y compromisos introducidos o aceptados por el titular. El titular podrá solicitar exenciones concretas a este requisito, aportando la documentación que justifique su solicitud.

4º. El titular analizará la aplicabilidad al proyecto, construcción y montaje de la instalación, de los criterios, códigos, normas y guías sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se publiquen durante el periodo de validez de esta autorización. Se tendrán en cuenta, en este orden, los que procedan de los organismos competentes nacionales, de los internacionales a que pertenezca el Estado español, y del país de origen del proyecto. En particular, la cualificación sísmica de la instrumentación y equipo eléctrico de categoría I deberá cumplir los requisitos de la Norma IEEE 344-1975, Guide for Seismic Qualification of Class I Electric Equipment for nuclear Power Generating Stations, y posteriores revisiones de este documento. El proyecto, construcción y montaje de la instalación deberá adaptarse a los citados criterios y documentos. Las excepciones habrán de ser favorablemente apreciadas por la Junta de Energía Nuclear, tras la oportuna justificación técnica por parte del titular.

5º. Se definen las siguientes zonas alrededor de la instalación:

a) Zona bajo control del explotador. Su tamaño se fija con carácter preliminar, en base a los datos aportados, como el área definida por la circunferencia de radio mínimo de setecientos cincuenta metros, con centro en el edificio de contención. Dentro de esta zona, el titular habrá de tener facultades suficientes para poder excluir cualquier actividad o servidumbre.

b) Zona protegida. Su tamaño se fija con carácter preliminar, en base a los datos aportados, como el área definida por la circunferencia de radio mínimo de dos mil trescientos metros, con centro en el edificio de contención. Dentro de esta zona el titular tomará las medidas de protección y de emergencia necesarias para garantizar la salud y seguridad de la población residente en dicha zona, en caso de accidente.

6º. En cumplimiento del acuerdo tomado en el Consejo de Ministros del 20 de Abril de 1979, en relación con las modificaciones a introducir en las centrales españolas como resultado del accidente en la central nuclear Isla de las Tres Millas, el titular tendrá en cuenta las directrices emanadas de los Organismos internacionales competentes, y las aprobadas en el país de origen del proyecto. Entre tanto, considerar específicamente lo que sigue:

a) En relación con la formación y entrenamiento del futuro personal de operación y con el número mínimo de personal con licencia de operación, a prever en cada turno de operación, a que se refiere el articulo sesenta y uno del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se aplicarán los siguientes criterios:

1. Cada turno de operación deber incluir, al menos, dos operarios con Licencia de Supervisor, otro operario con Licencia de Operador para atender los sistemas nucleares y otro adicional, que no requerir licencia, para atender los sistemas no nucleares.

2. Un grupo de reserva, como el expuesto en el punto anterior, estará disponible para acudir a la sala de control antes de treinta minutos desde que sea solicitada su presencia.

3. El programa de formación y entrenamiento del personal de operación incluir lecciones sobre utilización de los sistemas de que dispone la central, sea no de seguridad, para atajar o mitigar las consecuencias de un incidente que ocasione un daño grave al núcleo; sobre las peculiaridades del accidente en la central nuclear Isla de las Tres Millas, y sobre la posible evolución de accidentes con pérdida de refrigerante en la central nuclear de Vandellós, Unidad II.

b) El proyecto incorporará un sistema de venteo y de medida de nivel de agua en la tapa de la vasija del reactor, cuya operación conjunta permita la eliminación de gases no condensables fuera del sistema de refrigeración primario. Estos sistemas se ajustarán a los requisitos impuestos en centrales similares por la autoridad correspondiente del país de origen del proyecto.

c) El proyecto incorporará un sistema de indicación de posición (abierta o cerrada) de las válvulas de seguridad del presionador, cuyas señales se originen en un sensor directamente ligado a la posición de las válvulas o en una indicación directa del caudal de descarga en las conducciones asociadas a dichas válvulas. Este sistema ser clase de seguridad, y ser alimentado por las barras de salvaguardias.

d) Se incorporará un medidor de subenfriamiento, basado en la diferencia entre la temperatura del refrigerante y la correspondiente temperatura de ebullición a la presión a que se encuentra.

e) El titular incorporará al proyecto, y lo justificará ante la Junta de Energía Nuclear antes de su aplicación en obra, los siguientes criterios de seguridad:

1. Se podrá seguir la evolución de los parámetros y de las variables que sean esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente del que puede resultar daño grave al núcleo. Se considerará la incorporación de instrumentos con alto margen de medida, tales como monitores de radiación de área en sistemas de seguridad o puntos previsibles de escape de afluentes al exterior; medidores de temperatura en el núcleo, de presión y temperatura en el circuito primario y en otros sistemas auxiliares importantes para la seguridad, así como medidores de presión en la contención, con rango desde siete décimas de kilogramo por centímetro cuadrado hasta tres veces la presión de proyecto, y de concentración de hidrógeno en la contención desde cero hasta diez por ciento en volumen.

2. El sistema de toma de muestras del refrigerante del reactor y de la atmósfera de edificios esenciales, junto con el proceso de análisis radioquímico, habrán de ser capaces de suministrar en una hora los datos de contaminación para los gases nobles y los isótopos del yodo y del cesio, y, en dos horas para los otros nucleidos. Se considerará expresamente la posibilidad de manejar muestras altamente contaminadas con productos radiactivos que hayan escapado del núcleo, con las hipótesis de la guía reguladora 1.4, Assumptions for Evaluating Potential Radiological Consecuences of a Loss of Coolant Accident for Pressurized Water Reactors, del organismo regulador del país de origen del proyecto, y del documento TID-14844, Calculations of Distance Factors for Power and Test Reactor Sites, USAEC (1962).

3. Se podrá detectar la aparición o la existencia de condiciones de refrigeración deficiente del núcleo, y se establecerán las medidas consiguientes para corregir tal situación. A tal fin, se considerará la utilización de instrumentación específica.

f) El proyecto incorporará la siguiente instrumentación adicional:

1. Medidores de nivel de agua en la contención desde el fondo hasta el borde del sumidero y desde el fondo hasta una altura equivalente a un volumen de agua de dos mil seiscientos metros cúbicos.

2. Medidores de radiación con un rango hasta diez millones de renguenios por hora.

3. Medidores de gases nobles en los caminos previstos de descarga de residuos radiactivos gaseosos con rangos para medir concentraciones desde sus valores normales hasta cien microcurios por centímetro cúbico de xenon o equivalente. El presionador incorporará la posibilidad de suministro de energía eléctrica a los mismos tanto desde las fuentes de alimentación eléctrica exteriores a la planta como desde las fuentes de emergencia.

g) El proyecto de suministro de energía eléctrica a los calentadores del calentadores que sean necesarios para iniciar Y mantener la refrigeración del núcleo por circulación natural del refrigerante. Los controles, señalización e interfases de estos calentadores serán clasificados como de seguridad y recibirán alimentación igualmente de las fuentes de emergencia de la central.

h) El proyecto del blindaje de las zonas donde se 1ocalizan equipos. componentes o centros de control que sean esenciales para atajar o mitigar las consecuencias de un accidente, se ajustar a los límites siguientes:

1. Para zonas de permanencia limitada, 50 milisievert a todo el cuerpo, o equivalente a otro órgano, durante la duración del accidente.

2. Para zonas de permanencia continua, quince centésimas de milisievert por hora, promediada sobre treinta días, cincuenta milisievert a todo el cuerpo, o equivalente a otros órganos, durante 1a, duración del accidente.

7º El titular concertará los acuerdos que procedan con los suministradores, fabricantes y sociedades de ingeniería y de servicios, tanto nacionales como extranjeros, para garantizar la disponibilidad de los documentos, datos y justificantes técnicos relacionados con la seguridad nuclear la protección radiológica de la instalación que sean requeridos por la Administración, la cual garantizará la defensa de la propiedad industrial que sea reclamada. No se incorporarán al proyecto dispositivos o características cuyas bases técnicas no puedan ser justificadas plenamente. Los acuerdos incluirán también el archivo de los documentos del proyecto especificados en el Anexo 1 de la Guía de Seguridad num. 50-SG-QA2, Quality Assurance Records System, del Organismo Internacional de Energía Atómica, o equivalente. Aquellos documentos de proyecto considerados en el citado Anexo I como de archivo permanente durante toda la vida de la instalación, se archivarán dentro del territorio nacional. Las excepciones a este punto deberán ser identificadas, justificadas y notificadas a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear. En estos casos, el titular establecerá con los organismos implicados, compromisos formales que permitan la accesibilidad a dichos documentos.

8º. En cuanto se relacione con la seguridad nuclear y protección radiológica, el titular aprobará y supervisará la ejecución de los programas de garantía de calidad de suministradores, sociedades de ingeniería y de servicios, empresas de construcción, fabricación y montaje y transporte cuyos servicios contrate. Los contratados quedarán sometidos, si son nacionales, al régimen de autorizaciones y de inspecciones que se contempla en el vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas. Si fuesen extranjeros, el titular deber acreditar que ha establecido los pertinentes acuerdos para que los inspectores de la Administración tengan libre acceso a las oficinas técnicas y procesos de fabricación relacionados con el proyecto.

9º. El proyecto sismorresistente de las estructuras, sistemas, equipos y componentes de categoría sísmica I se realizará utilizando para la aceleración máxima del suelo, un valor del 20 por ciento de la gravedad. Se ajustará, asimismo, a los espectros de respuesta de la guía reguladora 1.60 Design Response Spectra for Design of Nuclear Power Plants, del organismo regulador del país de origen del proyecto. El titular además dispondrá, en el entorno del emplazamiento, de la instrumentación necesaria para vigilar la sismicidad del mismo. Dicha instrumentación contará, al menos, con un sismógrafo con una amplificación mínima del movimiento del suelo de cien mil para frecuencias de un hercio. Las especificaciones relativas a la instrumentación citada y al funcionamiento de la misma se remitirán a la Junta de Energía Nuclear, antes del inicio de la campaña. La información que se obtenga y su tratamiento e interpretación, así como las posibles modificaciones a las especificaciones aludidas, se remitirá a la Junta de Energía Nuclear dentro de los treinta días siguientes a cada semestre natural.

10º. El titular incrementará el programa de medidas meteorológicas que realiza actualmente en el emplazamiento de acuerdo con las especificaciones de la Gula reguladora 1.23, Revisión 1,

Onsite Meteorological Program del organismo regulador del país de origen del proyecto. La descripción y la justificación del modelo utilizado, que deberá cumplimentar los requisitos de las Guías reguladores 1.111 y 1.145, Methods for Estimating Atmosferic Transport and Dispersion of Gaseous Effluents in Routine Releases from Light Water-Cooled Reactors y Atmosferic Dispersion Models for Potential Accidents Consequence Assessments at Nuclear Power Plants, respectivamente, del organismo regulador antes citado, o equivalente, así como los resultados del programa en cuestión, a lo largo de cada año natural, se remitirá a la Junta de Energía Nuclear dentro del primer trimestre del año siguiente.

11º. Las estructuras, sistemas y componentes de la instalación que estén relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica deberá ser de tipo probado. El titular deberá identificar y justificar cualquier excepción. Las estructuras, sistemas y componentes afectados se considerarán prototipo y se someterán a los ensayos de aceptación que se especifiquen. El proyecto, fabricación, montaje, pruebas e inspecciones de los componentes mecánicos que afecten a la seguridad nuclear, deberán ajustarse a requisitos de reconocido aplicación, para cada uno de los niveles de calidad en que sean clasificados.

12º. El proyecto de la contención deberá tener en cuenta los siguientes requisitos:

b) en el subcompartimento del presionador, los resultados de los análisis de la rotura de la línea de rociado del mismo.

c) en los subcompartimentos de la vasija del reactor Y de los generadores de vapor, los efectos de accidentes de pérdida de refrigerante del reactor sobre los soportes de dichos componentes.

d) la demostración, mediante experiencias con modelos a escala, de que los sumideros de la contención no permitirán el arrastre de aire hacia la succión de las bombas por formación de vórtices. El programa de los ensayos y los resultados serán enviados a la Junta de Energía Nuclear para su consideración favorable.

13º. El sistema de refrigeración incorporará un sistema específico para la detección de partes sueltas. Los codos de las tuberías que componen dicho sistema deberán fabricarse como piezas forjadas sin soldadura.

14º. Los sistemas de almacenamiento, tratamiento y eliminación de los residuos radiactivos producidos tendrán la fiabilidad y, redundancia suficientes para garantizar en todo momento su correcto funcionamiento. Su capacidad ser tal, que en presencia de las condiciones de explotación previsibles mas desfavorables, durante la vida de la instalación, no se superen los límites radiológicos primarios establecidos en la autorización previa.

15º. El sistema de tratamiento de residuos radiactivos gaseosos habrá de incorporar la posibilidad de interrumpir el vertido al exterior procedente de los sistemas de venteo, cuando se excedan los límites de actividad específica que sean autorizados.

16º. La bomba que realiza la descarga de los residuos líquidos procedentes de los tanques de vigilancia al canal de descarga, solamente podrá ponerse en marcha manualmente desde la sala de control. Se proveerán medios para que se impida el vertido al canal si:

a) el detector gamma de la tubería de descarga mide una actividad especifica superior al límite que se autorice.

b) el detector gamma se encuentra averiado, sin fuente de energía o ha sido retirado de su lugar de operación.

Aparecerán señales de alarma en la sala de control cuando se originen las situaciones anteriores, así como en el caso de que se detecte la entrada de líquido en el deposito colector de fugas de la tubería de descarga.

17º. El titular dispondrá de los medios adecuados para almacenar de forma segura, al menos durante cinco años consecutivos, los residuos radiactivos sólidos que se produzcan. El tamaño de los embalajes, la composición, estado final y características físico químicas de los residuos, así como las tasas de exposición de los embalajes que hayan de ser evacuados de la instalación, para su almacenamiento definitivo, deberán cumplir las especificaciones que se establezcan. El sistema de solidificación deberá estar concebido a fin de evitar procesos químicos que pongan en peligro la estabilidad del conjunto y estanqueidad del embalaje.

18º. El titular incorporará un sistema de vigilancia radiológica continua de agua de la piscina de combustibles irradiados, un monitor continuo de radiactividad del aire del edificio de combustible, y un sistema de alarma de criticidad en la piscina de combustibles nuevos. Asimismo, se deberá disponer de un detector junto a la esclusa de personal dentro de la contención con el indicador en el exterior. El titular deberá tener en cuenta la necesidad de accesibilidad para leer, mantener y calibrar todos los monitores de área y proceso, y la posibilidad de instalar la indicación de los detectores de área en la oficina de Servicio y Protección Radiológica.

19º. El proyecto de ventilación de los edificios potencialmente contaminados de la central tendrá en cuenta 25 centésimas por ciento de defectos en el combustible. El titular demostrará que el sistema de ventilación es capaz de conseguir que el número de renovaciones del volumen de aire de la sala de control sea igual o superior a medio volumen por hora, y que se pueda conseguir dicha sala una sobrepresión de 32 centésimas de centímetro de columna de agua.

20º. El proyecto de la instalación garantizará la habitabilidad de la sala de control en el accidente base de diseño, y en el caso de actuación del sistema de protección contra incendios.

21º. En los accidentes de rotura de un tubo de un generador de vapor, y de rotura de la línea principal de vapor fuera de la contención, se considerará el incremento de la tasa de escape para los isótopos del yodo a través de las vainas de los elementos combustibles que se deriva de los transitorios de potencia y presión originados en este accidente.

22º. El proyecto de la instalación incorporará los sistemas de seguridad industrial requeridos para la protección física de la instalación. A tal fin, se utilizará como referencia el programa establecido en la Guía núm. 7, GSN-07/78, Criterios sobre seguridad física de las instalaciones nucleares, publicada por la Junta de Energía Nuclear y en la Guía INFCIRC/225 (Corregido) Protección física de los materiales nucleares del Organismo Internacional de Energía Atómica, así como las normas aplicables del país de origen del proyecto, o equivalentes. Cualquier desviación de las guías referenciadas deber ser favorablemente apreciada por la Dirección General de la Energía.

23º. El titular presentará a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, o cumplimentará dentro de los plazos y términos que se indican en este condicionado, los estudios, la información técnica y los requisitos sobre seguridad nuclear y protección radiológica que se especifican en cada caso. Asimismo, el titular presentará los estudios e información adicional que puedan ser requeridos específicamente por la Junta de Energía Nuclear. Los

criterios, requisitos, especificaciones y condicionamientos que emanen de dichos estudios e información técnica, no podrán ser incorporados al proyecto, construcción y montaje de la instalación, sin que hayan sido apreciados de forma favorable por la Junta de Energía Nuclear.

24º. El titular remitirá periódicamente a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear, en los plazos que se indican a partir de la fecha de esta autorización, los siguientes documentos:

a) Dentro de los treinta días siguientes a cada trimestre natural, un informe que contenga: el estado de las revisiones al Estudio preliminar de seguridad: los progresos alcanzados en el programa de investigación y desarrollo que se realice y de los márgenes de seguridad, así como los estudios y análisis que se lleven a cabo en relación con el cumplimiento de lo establecido en estos limites y condiciones; la evolución del proyecto y del programa de construcción; los progresos realizados en la preparación del programa de pruebas prenucleares; los progresos realizados en la preparación de los documentos requeridos para solicitar el Permiso de explotación provisional; las actividades no previstas y las incidencias que hubiere durante la construcción; las posibles modificaciones en el proyecto; el calendario del proyecto de la obra civil y de la fabricación y montaje de los componentes mecánicos y eléctricos; los progresos en el análisis de la generación golpe y daño de proyectiles en la turbina y de proyectiles secundarios de acuerdo con lo estipulado en la Guía reguladora 1.70 Rev. 3, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, del organismo regulador del país de origen del proyecto; los progresos en el análisis de los efectos sobre los componentes de los sistemas con misiones relacionadas con la seguridad nuclear, a causa de roturas de tuberías de alta y moderada energía.

b) Dentro de los quince primeros días de cada mes y referido a las actividades del mes anterior, un informe que, en cuanto afecte a la seguridad nuclear y a la protección radiológica, contenga: relación de ofertas seleccionadas y controles establecidos con sociedades de ingeniería y servicios, construcción, montajes y transportes, relación de componentes contratados y sistemas a que pertenecen, así como fabricantes de los mismos; fechas previstas de iniciación y finalización de las actividades implicadas, clases y niveles de seguridad, categorías sísmicas, códigos, procedimientos de fabricación y montaje,, planes de inspección, agencias de inspección independientes seleccionadas y documentación técnica que haya de formar parte de los archivos de la central (para los fabricantes nacionales se incluir, cuando sea aplicable copia de la autorización otorgada por la Dirección General de la Energía a que se refiere el Titulo VII del vigente Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas), revisiones de los manuales de garantía de calidad procedimientos e inspecciones del titular; relación y resultados de las auditorías realizadas y puntos de inspección en los que se estará presente a lo largo de los tres meses siguientes; relación de materiales, equipos y componentes que hayan entrado en el emplazamiento, con el aval de haber sido autorizados explícitamente por el personal de garantía de calidad del titular, e incidencias destacables desde el punto de vista de la garantía de calidad.

c) Dentro de los treinta días siguientes a cada año natural, un informe que de cuenta de los resultados obtenidos durante el año precedente, con el programa de seguimiento para controlar el comportamiento del terreno y de las estructuras de la instalación a lo largo de su construcción y montaje.

25º. En el plazo de tres meses el titular deberá presentar ante la Junta de Energía Nuclear el análisis de las distribuciones asimétricas de presión, que se producirían en el interior de cada uno de los compartimentos del recinto de la contención, que contenga algún componente del sistema primario, en caso de un accidente con pérdida de refrigerante en el interior del

compartimento. Dicho análisis se hará suponiendo que el valor inicial de la humedad relativa sea nula.

26º. En el plazo máximo de un año el titular deberá presentar a la Junta de Energía Nuclear la documentación siguiente:

a) El programa de formación y adiestramiento del personal de operación de la central, especificando si, de acuerdo con el artículo 66 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, se ha establecido algún concierto sobre el adiestramiento de dicho personal. Se justificará que en la selección del personal se han seguido las recomendaciones contenidas en las Guías de seguridad publicadas por la Junta de Energía Nuclear: Guía núm. 2, GSN-02/76, ***Cualificaciones y requisitos exigidos a los candidatos a la obtención y uso de licencias de operación de centrales nucleares de potencia***; Guía núm. 4, GSN-04/77, ***Guía para la obtención del titulo de Jefe de Servicio de Protección contra las radiaciones;*** y Guía núm. 5, GSN-0-5/77, ***Requisitos físico-psíquicos exigidos a los candidatos para la obtención y uso de las licencias de operadores y supervisores de instalaciones nucleares y radiactivas.***

b) El estudio de laminación de avenidas en la interfase entre el tubo corrugado metálico y la alcantarilla, el proyecto y el cálculo hidráulico del desvío del tramo final del barranco de Malaset y los niveles de agua alcanzados en el barranco de La Lleria para caudales de 150, 170 y 190 metros cúbicos por segundo.

c) La justificación de que, a pesar de no existir barras de control de longitud parcial, las oscilaciones de xenón pueden ser adecuadamente amortiguadas. Asimismo, presentar un análisis de incertidumbres de los factores de canal caliente de naturaleza estadística, justificando el factor de mezcla usado.

d) El análisis detallado de los efectos producidos por la activación inadvertida del sistema de rociado de la contención, referente a la depresión mínima en su interior. Como alternativa, el titular establecerá la presión externa de diseño en 26 centésimas de kilogramo por centímetro cuadrado.

e) El análisis de la capacidad del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo de la instalación que se autoriza, a la vista de sus características particulares, de acuerdo con los criterios finales de aceptación del organismo regulador del país de origen del proyecto, siguiendo el modelo de Westinghouse aprobado por dicho organismo, y teniendo en cuenta el proceso de minimización de la subida de presión en la contención, subsiguiente a un accidente con pérdida de refrigerante.

f) El análisis de la producción de hidrógeno por radiólisis y por reacción metal-agua según la Guía reguladora 1.7, Control of Combustible Gas Concentrations in Containment Following a Loss of Coolant Accident, del organismo regulador del país de origen del diseño. En cuanto a la producción de hidrógeno por corrosión, el titular presentará información detallada de las tasas de corrosión de acuerdo con la Branch Technical Position CSB6-2, Rev. 1, del citado Organismo en todos los materiales o equivalente.

g) El proyecto básico de cada uno de los sistemas de residuos radiactivos líquidos y gaseosos de acuerdo con los requisitos de la cláusula 14 de esta autorización.

h) Los criterios e hipótesis empleados en la evaluación de las concentraciones de contaminantes del agua de la piscina de combustible irradiado y cavidad de recarga. Asimismo, suministrará los modelos y, parámetros utilizados para el cálculo de los aerosoles radiactivos contenidos en áreas normalmente ocupadas por el personal de operación.

i) El análisis de pérdida de carga eléctrica exterior y el disparo de la turbina, incluyendo como hipótesis adicional la pérdida de agua de alimentación normal.

27º. En el plazo máximo de un año el titular presentará a la Dirección General de la Energía y a la Junta de Energía Nuclear un programa de vigilancia y control de la radiactividad ambiental. Este programa se realizará de acuerdo con los requisitos de las Guías números 3 y 9 sobre seguridad nuclear publicadas por la Junta de Energía Nuclear: GSN-03/76, ***Guía para el establecimiento de un servicio de vigilancia radiológica ambiental en las zonas de influencia de las centrales nucleares*** y GSN-09/78***, Programa de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares de potencia***, o equivalentes. El titular presentará, dentro del primer semestre de cada año natural, un informe que contenga los resultados de dicho programa obtenidos el año anterior.

28º. En el plazo de dos años, el titular deberá presentar ante la Junta de Energía Nuclear el análisis del accidente de agarrotamiento del rotor de una bomba del sistema de refrigeración del reactor, suponiendo disparo de turbina Y pérdida coincidente de energía del exterior.

29º. El Estudio de seguridad a que se refiere el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, que el titular habrá de presentar en apoyo de su solicitud de Permiso de explotación provisional deber incluir:

a) Un análisis de los efectos sobre los componentes de los sistemas con misiones relacionadas con la seguridad nuclear, a causa de roturas de tuberías de alta y moderada energía.

b) Las pruebas y análisis a que se hayan sometido los elementos de la instrumentación y equipo eléctrico de categoría I que exijan calificación ambiental.

c) La justificación, de acuerdo con la Branch Technical Position CSB 6-4 Rev. 1 del organismo regulador del país de origen del proyecto, que el sistema de purga de alto caudal de la contención no puede provocar escapes radiactivos inadmisibles al medio ambiente, en condiciones de accidente durante parada o recarga que hagan actuar su sistema de aislamiento, por señal de alta radiación en la contención.

d) El análisis de la propagación neutrónica y gamma a lo largo de las tuberías y penetraciones del reactor en el proyecto de blindaje, con indicación sobre planos definitivos de la geometría considerada y de los métodos de cálculo empleados. Asimismo, se incluirá la composición química y densidad del hormigón empleado, de la cantidad de hierro del armado por unidad de volumen, y el entramado del mismo. Evaluará la radiación difusa en los edificios de contención y auxiliares. Incorporará planos específicos del blindaje de filtros y desmineralizadores, así como del material empleado en los mismos. Incluirá los cálculos del blindaje y datos utilizados, de acuerdo con lo estipulado en la Guía reguladora 1.70, Standard Format and Content of Safety Analysis Reports for Nuclear Power Plants, del organismo regulador del país de origen del proyecto.

e) El análisis con datos específicos de la instalación que se autoriza, de la capacidad de extracción de calor de los refrigeradores de aire de la contención en situaciones de accidente. Asimismo, deberá analizar el efecto de ensuciamiento de las superficies de los serpentines sobre la capacidad de extracción de calor de dichos refrigeradores.

30º. El Plan de emergencia al que se refiere el mencionado articulo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, contendrá las medidas para la evacuación y tratamiento de las personas que pudieran irradiarse o contaminarse en caso de accidente nuclear,

teniendo en cuenta, además, la presencia de centrales nucleares vecinas. El plan se ajustará al contenido de la Guía núm. 6, GN-06/1979***, Plan de emergencia en centrales nucleares,*** y revisiones de la misma, publicada por la Junta de Energía Nuclear, y al contenido del documento SG-06.Rev 7, Preparedness of the Operating Organization for Emergencies at Nuclear Power Plants, publicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica, o equivalentes

31º. Al solicitar el permiso de explotación provisional el titular presentará además de los estudios y documentos referidos en el artículo 26 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas en vigor:

a) Una declaración documentada de haber cumplido estas especificaciones.

b) La relación de toda la normativa aplicada a las distintas partes del proyecto, identificando cualquier desviación conocida y, en este caso, analizando las implicaciones derivadas.

c) Los resultados de las inspecciones base o de referencia de la vasija del reactor y demás componentes de la barrera de presión y el programa previsto para las sucesivas inspecciones en servicio.

32º. Será responsabilidad del titular la clausura de la instalación en condiciones de seguridad, una vez que haya cesado de funcionar para el fin propuesto. Al solicitar el permiso de explotación provisional, el titular describirá los medios incorporados al proyecto para facilitar la clausura de la instalación. En el cumplimiento de esta condición, el titular tendrá en cuenta la normativa nacional vigente; la recomendada por los organismos internacionales a los que pertenezca el Estado español, y la que, al respecto, se haya podido desarrollar en el país de origen del proyecto.

Artículo 19. Explotación

19.1 Leyes, reglamentos y requisitos relativos a la explotación de las instalaciones nucleares

19.1.1 Ley 25/1964 de Energía Nuclear

En relación con el funcionamiento de las instalaciones nucleares, esta Ley, en su Capítulo sexto, establece disposiciones generales, para su posterior desarrollo reglamentario, en las siguientes materias:

- Riesgos durante la operación
- Impacto radiológico sobre trabajadores, público y seres vivos.
- Cualificación del personal de operación.
- Personal responsable del funcionamiento.
- Disponibilidad de instalaciones para almacenamiento, transporte y manipulación de residuos radiactivos.
- Vigilancia médica de los trabajadores.
- Precauciones en el manejo de materiales y residuos radiactivos.
- Sanciones.

19.1.2 Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear

Asigna al CSN las siguientes funciones relativas a la operación de las instalaciones:

- Emisión de informes para la concesión y renovación de autorizaciones de explotación.
- Inspección y control de las instalaciones durante su funcionamiento para asegurar el cumplimiento con las normas y condicionamientos establecidos, con capacidad para suspender su funcionamiento por razones de seguridad.
- Propuesta de imposición de sanciones incluyendo la anulación de licencias, permisos o autorizaciones.
- Colaborar en el establecimiento de criterios para los Planes de Emergencia y protección física de las instalaciones.
- Controlar y vigilar los niveles de radiación en el interior y el exterior de las instalaciones.
- Concesión y renovación de licencias del personal de operación.

19.1.3 Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas

Establece el proceso para la solicitud y concesión de las autorizaciones de puesta en marcha de las instalaciones que se ha descrito en la información relativa al artículo 7.

En relación con la fase de operación de las instalaciones regula los siguientes aspectos:

- Obligación de someter a un proceso de autorización administrativa análogo al descrito para la puesta en marcha de las instalaciones a todos los cambios que supongan una modificación de las condiciones de explotación de las mismas.

- Facultad de la autoridad para realizar las funciones de inspección y verificación de las instalaciones, indicando las obligaciones del titular para facilitar el cumplimiento de esta función.
- Faculta a las autoridades para requerir al titular las acciones que considere necesarias para que las instalaciones funcionen en las adecuadas condiciones de seguridad.
- Requisitos exigibles al personal con licencia de las instalaciones y el procedimiento para la concesión y renovación de las mismas.
- Obligaciones del personal de operación de las instalaciones en relación con el cumplimiento de la reglamentación, de las condiciones incluidas en los permisos de explotación y de las disposiciones contenidas en los documentos de explotación. Asigna al supervisor de la sala de control la facultad de suspender el funcionamiento de la instalación en caso de que se haya producido una reducción en las condiciones de seguridad.
- Obligación del titular de llevar un *diario de operación* de las instalaciones en el que se refleje toda la información relativa al funcionamiento, tales como nivel de potencia, incidencias, comprobaciones o modificaciones. Asimismo requiere el registro y archivo de los datos medidos por la instrumentación de la central, la realización y presentación a las autoridades de informes periódicos sobre la operación y la notificación de sucesos.

19.1.4 Permisos de explotación de las instalaciones

Conforme a lo previsto en el Reglamento de instalaciones Nucleares y Radiactivas la puesta en marcha de las instalaciones nucleares en España requiere la obtención de una autorización en dos etapas: Permiso de Explotación Provisional, que faculta al titular para la realización de las pruebas nucleares, y Permiso de Explotación Definitivo, una vez verificada satisfactoriamente la instalación.

En la práctica las instalaciones nucleares actualmente en operación en España no poseen el permiso de explotación definitivo. Se les concedió en su momento el Permiso de Explotación Provisional por un periodo limitado y éste ha venido siendo renovado o prorrogado periódicamente hasta el momento actual. Los periodos de renovación de estos permisos han sido históricamente de dos años, y últimamente se ha evolucionado hacia un alargamiento de estos periodos con el objetivo final de establecer la renovación de los mismos cada diez años, coincidiendo con la realización de la revisión periódica de la seguridad.

En la concesión del Permiso de Explotación Provisional y cada una de sus prórrogas se han establecido una serie de límites y condiciones que han hecho que estas autorizaciones en la práctica se hayan convertido en uno de los mecanismos más importantes para la regulación de la explotación de las instalaciones nucleares en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

En la actualidad estas condiciones establecen típicamente requisitos en las siguientes materias:

- Titularidad de la central y alcance de la autorización.
- Potencia térmica máxima autorizada de operación.
- Documentos de acuerdo con los cuales tiene que realizarse la operación de la instalación y revisión en vigor de los mismos: Estudio Final de Seguridad, Especificaciones Técnicas

de Funcionamiento, Reglamento de Funcionamiento y Plan de Emergencia Interior. En la autorización se indica que las revisiones posteriores de estos documentos deben ser aprobadas por el Ministerio de Industria y Energía previo informe favorable del CSN.

- Además se requiere que la operación de la central se realice de conformidad con lo establecido en los documentos: Manual de Protección Radiológica, Manual de Cálculo de Dosis al Exterior en Operación Normal y Manual de Garantía de Calidad. Estos documentos pueden ser revisados por el titular sin autorización, aunque las sucesivas revisiones de los mismos deben ser enviadas al CSN en el plazo de un mes.
- Modificaciones de diseño realizadas, en curso y previstas en la instalación y análisis de seguridad de las mismas. En el caso de modificaciones que supongan un impacto importante en la seguridad o en la operación de la instalación se requiere su autorización antes de su puesta en marcha de acuerdo con el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Nuevos requisitos solicitados por el organismo regulador del país de origen del proyecto de la instalación y análisis de aplicabilidad.
- Análisis de la experiencia operativa propia y ajena.
- Transportes de material fisionable y de residuos radiactivos.
- Actividades de gestión de vida útil.
- Realización de la Revisión Periódica de la Seguridad.
- Información para solicitar nuevas prorrogas de la autorización de explotación.
- Facultad del CSN para remitir al titular las instrucciones complementarias pertinentes para el mejor cumplimiento y verificación de las condiciones de seguridad de la central.

Históricamente se han incorporado como condiciones de los permisos de explotación y sus prorrogas condiciones adicionales, específicas para cada central, cuyos objetivos fundamentales eran requerir la realización de programas de mejora de la seguridad en aspectos concretos, derivados de las evaluaciones del CSN, de la nueva normativa del país de origen del proyecto o de organismos internacionales o de la experiencia de operación de instalaciones similares.

19.2 Análisis de seguridad y programa de puesta en marcha para la autorización inicial de explotación de las instalaciones nucleares. Evaluación por el CSN

Tras la verificación prenuclear y previamente a la puesta en marcha de la instalación, debe emitirse el Permiso de Explotación Provisional que, como se ha indicado anteriormente, faculta al titular a la carga del núcleo y a la realización de las pruebas nucleares, entendiendo por tales los ensayos y comprobaciones que permitan obtener los datos básicos para evaluar la seguridad nuclear de la instalación.

La solicitud del titular del Permiso de Explotación Provisional debe ir acompañada de la documentación que se ha descrito en la información relativa al artículo 7.

El Estudio Final de Seguridad (EFS) presentado por las centrales españolas para la obtención del Permiso de Explotación Provisional es el documento principal en el que se describe la instalación y se analizan los riesgos que pueden derivarse de su funcionamiento, tanto en condición normal como en accidente. Está elaborado siguiendo en líneas generales lo establecido en el "Standard Format and Content of the Safety Analysis Report for Nuclear

Power Plants", R.G. 1.70 de la US NRC, en la revisión aplicable en el momento del licenciamiento de cada una de ellas. Las centrales de la primera generación (José Cabrera y Santa María de Garoña) han mantenido durante mucho tiempo unos EFS que no seguían ese estándar, estando aún en fase de aprobación la versión según la R.G.1.70 de Santa María de Garoña. Las centrales de la segunda generación (Almaraz, Ascó y Cofrentes) presentaron su EFS siguiendo la revisión 1 ó 2 de la citada guía, mientras que las centrales de la tercera generación (Vandellós II y Trillo) siguen la revisión 3, que tiene un contenido más amplio y detallado.

Los contenidos del EFS, salvo en el caso de CN Trillo, están estructurados en los capítulos siguientes:

- Capítulo 1: Introducción y descripción general de la central.
- Capítulo 2: Características del emplazamiento.
- Capítulo 3: Diseño de estructuras, sistemas y componentes.
- Capítulo 4: Reactor.
- Capítulo 5: Sistemas de refrigeración del reactor y sistemas conectados.
- Capítulo 6: Sistemas de salvaguardias.
- Capítulo 7: Instrumentación y control.
- Capítulo 8. Sistemas eléctricos.
- Capítulo 9: Sistemas auxiliares.
- Capítulo 10: Sistemas de vapor y de conversión de energía.
- Capítulo 11: Sistemas de tratamiento de residuos.
- Capítulo 12: Protección contra radiaciones.
- Capítulo 13: Explotación.
- Capítulo 14: Programa de pruebas.
- Capítulo 15: Análisis de accidentes.
- Capítulo 16: Especificaciones de calidad.
- Capítulo 17: Garantía de calidad.

En cada una de las secciones se incluye una descripción del tema o sistema de que se trate, las bases de diseño, criterios de aceptación, normativa aplicable y análisis realizados para demostrar el cumplimiento de los criterios de aceptación, incluyendo descripción de los métodos y códigos de cálculo, hipótesis, datos de partida y resultados obtenidos.

La evaluación del EFS realizada para la concesión de los permisos de explotación provisional consistió en una revisión independiente de los distintos capítulos y sistemas por grupos de especialistas en las distintas materias, que elaboraron informes de evaluación específicos para cada una de ellas. En aquellos casos en los que se consideraba necesario, por falta de expertos cualificados o por falta de personal en los grupos correspondientes, se recurrió a contratos externos con empresas u organizaciones soporte. Para identificar los temas a evaluar, la asignación de responsabilidades entre las distintas unidades organizativas del CSN, la metodología y el programa de trabajo, etc., se preparó una guía de evaluación al comienzo de cada proyecto.

La revisión realizada consistió en un análisis comparativo de los estudios presentados por las centrales con la normativa aplicable, para verificar que los diseños propuestos cumplían los requisitos establecidos, que se utilizaban métodos y códigos de cálculo aprobados, y que se cumplían los criterios de aceptación. El método de trabajo incluía la realización de inspecciones y auditorías al diseño de detalle de los sistemas, ensayos de materiales, proceso de fabricación, cálculos, etc. En algunos casos se realizaron cálculos independientes por el personal del CSN o por empresas u organismos contratados. Las preguntas y respuestas emitidas durante la evaluación, y la información adicional requerida, se tramitaban por escrito para que pudiera ser revisable todo el proceso.

Como resultado de la evaluación, se elaboró un informe final en apoyo del dictamen técnico del CSN para la aprobación del documento, incluyendo las modificaciones y condiciones necesarias para la aprobación.

Las revisiones posteriores del EFS requieren el mismo trámite de autorización que el documento inicial.

Las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) es otro de los documentos oficiales presentados por las centrales con la solicitud del permiso de explotación provisional. Contiene los valores límites y condiciones en que debe mantenerse la operación de la planta y los sistemas de seguridad para garantizar que se está dentro de los datos de partida e hipótesis supuestos en los análisis de seguridad. Asimismo, establece las acciones a seguir y los tiempos máximos para su realización, en caso de incumplimiento de los límites fijados, y los requisitos de vigilancia que deben cumplimentarse para garantizar su cumplimiento. El formato y contenido de las ETF de las centrales españolas está basado en los NUREG-452 y 0123 "Standard Technical Specifications" para centrales PWR y BWR de la US NRC, en la revisión correspondiente a la época de su autorización.

La evaluación realizada por el CSN de este documento consistió en una revisión por los grupos de especialistas de cada uno de los temas, comparando el contenido propuesto para cada sección con los requisitos de los NUREG mencionados, los diseños de los sistemas y las hipótesis y cálculos de los análisis de seguridad, de manera que se garantizara la operación de la planta dentro de los límites analizados en el EFS y la coherencia entre ambos documentos.

Como resultado de estas evaluaciones se emitieron informes sobre cada una de las secciones, que finalmente quedaron recopilados en un único informe global, que sirvió de apoyo para el dictamen técnico del CSN para la aprobación del documento, incluyendo los requisitos adicionales, modificaciones y condiciones necesarias para dicha aprobación.

Las revisiones posteriores de las ETF deben seguir el mismo proceso de revisión y aprobación que el documento inicial.

El programa de puesta en marcha presentado por los titulares con la solicitud del permiso de explotación provisional contenía la secuencia de pruebas a realizar desde la carga del combustible hasta alcanzar el 100% de potencia, incluyendo un resumen de las mismas, así como la organización del titular para su ejecución, unidades responsables de las mismas y de la revisión de resultados, papel del Comité de Seguridad Nuclear de la central, puntos de espera y acciones a seguir en caso de incumplimiento de los criterios de aceptación establecidos.

El programa de pruebas tiene como objetivo demostrar que el funcionamiento de la planta se ajusta a lo establecido en el diseño y, en particular, comprobar que los valores de parámetros e hipótesis incluidos en los análisis de seguridad son conservadores respecto a los

medidos en las pruebas. Para ello se establece un programa escalonado a partir de la carga del núcleo que incluye:

- Pruebas previas a la criticidad inicial: pruebas hidrostáticas, medidas de caudal del sistema primario, medidas de tiempo de inserción de barras de control, calibraciones de instrumentación, etc.
- Criticidad inicial y medida de parámetros neutrónicos: coeficientes de reactividad, concentraciones críticas de boro, valores de barras de control, etc.
- Escalones de potencia a distintos niveles (25%, 50%, 75% y 100%) en los que se realizan comprobaciones y ajustes de los sistemas de instrumentación y control, escalones de carga y algunos transitorios para comprobar el comportamiento global de la planta, como rechazos de carga, disparos de bombas principales, u otros.

La evaluación del CSN se realizó comparando el programa presentado por las centrales con la Regulatory Guide 1.68 de la US NRC sobre pruebas de arranque de centrales nucleares, requiriéndose las pruebas adicionales que se estimaron necesarias y fijándose aquellas que debían realizarse en presencia de la representación oficial del CSN.

El Reglamento de Funcionamiento y el Plan de Emergencia Interior son los otros dos documentos oficiales de explotación que se deben presentar con la solicitud del permiso de explotación provisional, de los que se habla en otros apartados de este informe.

Como resultado del proceso de evaluación descrito, el CSN emitió su dictamen técnico para la aprobación de la solicitud presentada, con las condiciones necesarias para el inicio de la operación y la realización del programa de pruebas nucleares. Asimismo, el permiso establece que la explotación de la central se realizará ajustándose al contenido del Estudio Final de Seguridad, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, el Reglamento de Funcionamiento y el Plan de Emergencia Interior, fijándose el procedimiento para la aprobación de las revisiones de estos documentos.

El Ministerio de Industria y Energía emitió el permiso de explotación provisional por un periodo determinado, con las condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica establecidas por el CSN.

Con la carga del núcleo comienza el programa de pruebas, realizándose un gran número de ellas en presencia de la representación oficial del CSN, que levanta acta de inspección de las pruebas presenciadas. En el programa se establecieron algunos hitos significativos, como la criticidad inicial o la subida a niveles de potencia previamente definidos, para cuya ejecución el CSN debía emitir una apreciación favorable en base a la evaluación de los resultados de las pruebas realizadas hasta ese momento.

19.3 Límites y condiciones operacionales

Tras la finalización de las pruebas nucleares y antes de la finalización del periodo por el que se concedió el permiso, el titular debe solicitar una renovación del mismo, acompañando la solicitud de un informe sobre los resultados del programa de pruebas nucleares y la explotación de la instalación durante la vigencia del permiso. El CSN evalúa el cumplimiento por el titular de los límites y condiciones establecidos en el permiso durante el periodo considerado, la experiencia operativa y las principales actividades o modificaciones llevadas a cabo en la central, emitiendo un nuevo dictamen técnico para la renovación del permiso por

el Ministerio de Industria y Energía. Las condiciones que se establecen en el permiso de explotación se han descrito al comienzo del presente Artículo.

Una vez finalizada la evaluación por el CSN de los documentos de explotación y de los resultados del programa de pruebas y puesta en marcha el titular, de acuerdo con una condición establecida para la concesión del Permiso de Explotación Provisional, el CSN realiza una nueva Revisión de los Documentos Oficiales de Explotación incorporando a los mismos el resultado de los programas de pruebas y puesta en marcha. El contenido de esos Documentos, fundamentalmente del Estudio Final de Seguridad y de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, define los limites de seguridad para la explotación de la instalación.

19.4 Realización de las actividades de explotación, mantenimiento, inspección y pruebas de acuerdo con procedimientos escritos y aprobados

En el Reglamento de Funcionamiento se definen los programas, manuales y procedimientos para llevar a cabo las actividades de la central, estableciendo las responsabilidades y los procesos de emisión, aprobación y revisión. Los programas y manuales más importantes relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica son el Manual de Garantía de Calidad, Manual de Protección Radiológica, Manual de Cálculo de Dosis al Exterior, Manual de Inspección en Servicio, Manual de Protección contra Incendios, Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental y Plan de Seguridad Física.

El Manual de Garantía de Calidad en explotación de las instalaciones, de obligado cumplimiento conforme al condicionado de la autorización de explotación, establece que todas las actividades que afectan a la seguridad deben ejecutarse de acuerdo con instrucciones y procedimientos escritos y aprobados, incluyéndose entre las mismas las relativas a organización de la central, operación, pruebas periódicas de vigilancia e inspección en servicio, actividades de diseño, estudios y análisis de seguridad, análisis de experiencia operativa, actividades de mantenimiento, gestión de servicios, formación, protección radiológica, seguridad física, protección contra incendios y plan de emergencia. Asimismo en este documento se establece cómo se aprueban, modifican y controlan estos procedimientos y todos los documentos de la central que afectan a la seguridad.

En el anexo 19.A se describe brevemente la aplicación de esos principios generales a las actividades de mantenimiento, pruebas e inspecciones y operación.

19.5 Procedimientos para hacer frente a incidentes y accidentes

Todas las centrales españolas disponen de procedimientos de operación de emergencia en los que se recogen las actuaciones a realizar en caso de ocurrencia de incidentes o accidentes.

Los primeros procedimientos de emergencias que se utilizaron en las centrales nucleares españolas eran procedimientos basados en la identificación del suceso que se suponía estaba ocurriendo. Cada procedimiento era aplicable a un único escenario, que se definía en base a la secuencia de los sucesos analizados en el Estudio Final de Seguridad, en los que se suponen las condiciones más desfavorables de la planta, dando crédito sólo a la utilización de la instrumentación y los sistemas de seguridad y sin considerar el fallo adicional de ninguno de esos sistemas en el desarrollo del suceso.

Una de las enseñanzas más claras del accidente de TMI-2 fue la necesidad de cambiar estos procedimientos. Durante dicho accidente, la interpretación incorrecta de los valores observados de algunos parámetros llevó a realizar un diagnóstico equivocado de los fenómenos que estaban ocurriendo y a la toma de acciones por parte de los operadores que contribuyeron a agravar de manera importante la situación. Asimismo, el fallo de algunos equipos que no se comportaron según estaba previsto en el diseño, llevó a reconsiderar la hipótesis del fallo único supuesta hasta entonces. En el plan de acción desarrollado tras dicho accidente se incluyó la elaboración de nuevos procedimientos de operación de emergencia basados en síntomas capaces de cubrir fallos múltiples de sistemas y errores de operación.

El requisito de elaboración de nuevos procedimientos de operación de emergencia basados en síntomas se fue imponiendo a las centrales nucleares españolas en los permisos de explotación provisional o en las renovaciones de los mismos, según la fecha de puesta en marcha de cada una de ellas.

A las centrales de la primera generación se les requirieron algunas mejoras puntuales de los procedimientos de emergencia existentes a raíz del accidente de TMI, y una adaptación a los nuevos POE tras las reevaluaciones de la seguridad de dichas centrales realizadas en los años ochenta.

A la central nuclear José Cabrera se le solicitó un estudio de viabilidad de la implantación de los nuevos POE en 1985 y la implantación de los mismos en 1988, habiendo empezado a ser operables tras la parada de recarga de 1991. En este caso hay que aclarar que el proceso de elaboración de los POE de José Cabrera ha sido especialmente laborioso, ya que los sistemas y la instrumentación de esta central son bastantes distintos a los del resto de centrales de diseño Westinghouse y en consecuencia eran de escasa aplicación las guías genéricas desarrolladas. CN Santa María de Garoña tiene operativos los nuevos POE desde 1990.

A las centrales de la segunda generación se les impuso esta condición en los Permisos de Explotación Provisional antes de la puesta en marcha. La implantación final en CN Almaraz y CN Ascó se realizó en 1990 y en CN Cofrentes en 1986. CN Vandellós inició su puesta en marcha con los nuevos POE implantados.

CN Trillo ha seguido la práctica de las centrales alemanas, que no tienen desarrollados unos procedimientos de operación de emergencia basados en síntomas. CN Trillo deberá seguir su evolución y actualizar sus condiciones de operación de forma similar a la que sea requerida a dichas centrales en el desarrollo de su Manual de Operación modular, cuya finalidad es facilitar su uso por parte del personal de operación.

19.6 Disponibilidad de servicios de ingeniería y apoyo técnico

La organización, funciones y responsabilidades del titular para la explotación de la instalación están recogidas en el Reglamento de Funcionamiento.

Las empresas propietarias son los titulares de la autorización concedida a la instalación, manteniendo la responsabilidad sobre la misma a efectos de la legislación vigente. La autoridad ejecutiva es desempeñada por el director o gerente, que es el máximo responsable de la organización en los temas relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica. De él dependen los responsables de la explotación de la planta, de los servicios técnicos de ingeniería, el departamento de garantía de calidad y los departamentos económicos y de personal.

La organización de todas las centrales nucleares españolas es muy similar, existiendo una organización soporte, no ubicada en planta y que realiza funciones de apoyo, y el personal propiamente dicho de explotación que realiza funciones directamente relacionadas con actividades en planta. El tamaño de la organización soporte varía de una instalación a otra, normalmente en función del servicio de ingeniería, ya que hay centrales nucleares en las que prácticamente todos los trabajos de ingeniería que tengan alguna entidad se contratan y en otras no. Además de trabajos de ingeniería, en esta organización soporte se desarrollan actividades del tipo de análisis de normativa, licenciamiento, análisis de la experiencia operativa propia y de otras centrales nucleares, o control de la inspección en la fabricación de componentes nucleares.

Por tanto, esta organización soporte está constituida normalmente por las siguientes unidades organizativas:

- Una sección de ingeniería o de servicios técnicos que coordina con la central y con la ingeniería principal temas relativos a modificaciones de diseño. Realiza, por tanto, especificaciones de adquisición de equipos y servicios, apoya en temas de ingeniería (tanto eléctrica, de instrumentación y control y mecánica) a la central, y realiza de un modo general análisis y estudios de ingeniería.
- Una sección de licenciamiento, que coordina todos los temas de licencia de la central. Por ejemplo, seguimiento del condicionado del Permiso de Explotación Provisional (PEP), relaciones con el CSN, y actualización de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- Un grupo de análisis de experiencia operativa, que analiza los datos de operación, que evalúa los indicadores de la propia central y coordina los temas de experiencias ajenas de operación.
- Una unidad de garantía de calidad, que controla el cumplimiento del programa de garantía de calidad en las oficinas centrales, dirige la garantía de calidad en la central, y controla el cumplimiento de los requisitos de calidad de los suministradores de equipos.

En algunas centrales nucleares existen también secciones con responsabilidades referentes a la gestión del combustible y a los residuos radiactivos. En las centrales nucleares que no están definidas estas unidades organizativas, estas responsabilidades son asumidas, normalmente, por servicios técnicos.

En el emplazamiento, el jefe de Explotación o jefe de Central es el responsable de la operación y el mantenimiento de la instalación dentro de las condiciones establecidas en el permiso de explotación, teniendo a su cargo las unidades organizativas de producción, mantenimiento, protección radiológica, etc.

En todos los emplazamientos existen las jefaturas y secciones que se consideran necesarias para realizar las actividades implícitas a una central nuclear, cumpliendo la normativa (aunque en muchos casos existan diferencias en el dimensionamiento de las respectivas secciones). En este sentido están cubiertas las actividades relacionadas con el mantenimiento, operación, lucha contraincendios, gestión de desechos y efluentes, inspeción, formación, etc.

En la organización del explotador en el emplazamiento existen también generalmente unidades organizativas cuya función es prestar servicio de apoyo técnico e ingeniería a la operación. En el anexo 19.B se describen las unidades organizativas que de forma general existen en el emplazamiento de las instalaciones.

Todas las organizaciones de las centrales nucleares españolas tienen una estructura muy consolidada (debido al número de años que llevan en explotación), y aunque continuamente hay variaciones y nuevas revisiones en los reglamentos de funcionamiento, estos cambios responden

a necesidades de gestión y de aprovechamiento óptimo de sus recursos y no afectan sustancialmente a la organización general.

19.7 Notificación de incidentes

La Guía de Seguridad GS-01.06 del *CSN Sucesos notificables en centrales nucleares en explotación* describe los criterios de notificabilidad de sucesos al CSN, las recomendaciones de esta guía han sido normalmente recogidas por los titulares de las instalaciones en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Se establecen dos tipos de sucesos notificables: *anormales* y *otros sucesos*. La clasificación de sucesos anormales se corresponde con la clasificada, bajo la misma denominación, como situación de emergencia en la guía GS-01.03 de esta colección.

En el anexo 19.C se listan todos los sucesos notificables. Los sucesos anormales deben notificarse lo antes posible, siempre dentro de los 30 minutos desde su ocurrencia, e incluyen actuación requerida de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo, fuegos en la central de más de 10 minutos, desaparición de material radiactivo, etc. Otros sucesos han de notificarse bien dentro de la hora siguiente a su ocurrencia y antes de reanudar las operaciones, caso de que el suceso las haya interrumpido, por ejemplo cualquier actuación no planificada del disparo del reactor, o bien dentro de las 24 horas siguientes a su ocurrencia, por ejemplo el incumplimiento de una especificación técnica.

Todos los sucesos notificables, anormales y otros, requieren el envío al CSN de un informe en 30 días que incluya detalles sobre la secuencia temporal del suceso, condiciones iniciales de la planta, descripción detallada del suceso, evaluación de seguridad, causa raíz, identificación de errores humanos si los hubo, identificación de equipos que fallaron y acciones correctivas tomadas y previstas. Además de al CSN, los informes de suceso notificable han de ser remitidos por el explotador al resto de explotadores españoles.

19.8 Experiencia operativa

19.8.1 Actividades de los explotadores

Cada explotador español analiza sus incidentes operativos más relevantes haciendo uso de metodologías de análisis de causa raíz internacionalmente reconocidas. Las experiencias operativas ajenas que preceptivamente ha de analizar cada explotador están descritas en la GS-01.07 del CSN *Información a remitir al CSN por los titulares sobre la explotación de las centrales nucleares,* que son las siguientes:

- Sucesos notificados por el resto de centrales nucleares españolas.
- Recomendaciones escritas de los suministradores de equipos de seguridad a la central.
- Centrales de diseño norteamericano: requisitos emitidos por la NRC (Nuclear Regulatory Commission) aplicables a las centrales de diseño similar, por ejemplo Generic Letters o Bulletins, documentos SOER (Significant Operating Experience Report) y SER (Significant Event Report) del INPO (Institute for Nuclear Power Operations).
- Central de diseño alemán: requisitos emitidos por las autoridades alemanas aplicables a centrales de diseño similar en Alemania, por ejemplo normas KTA, y notas informativas de la Sociedad para la Seguridad Nuclear alemana (GRS).

- Experiencia explícitamente requeridas por el CSN, por ejemplo algunos informes del IRS (Incident Reporting System) del OIEA o algún incidente español que el CSN quiere enfatizar en algún aspecto particular.

Para poder analizar estas experiencias operativas ajenas, las centrales españolas tienen un sistema de intercambio de información de sucesos notificables, reuniones periódicas de discusión de sucesos, etc.

A través de UNESA todas las centrales españolas participan en INPO, al cual reportan y del reciben todas la información del Significant Event Evaluation and Information Network (SEE-IN) Program, y en WANO. Asimismo pertenecen a los grupos de propietarios de centrales de tecnología similar.

19.8.2 Evaluación de la experiencia operativa por el organismo regulador

El CSN evalúa el impacto en la seguridad de cada suceso notificable al tener conocimiento de su ocurrencia. Cuando estima que el suceso puede potencialmente entrar por encima del nivel 0 en la escala INES, convoca una reunión telefónica con el explotador en el mismo día, a fin de recabar información complementaria y hacer una clasificación bien informada. Independientemente de la clasificación INES, aquellos sucesos que se consideran significativos o con implicaciones genéricas son objeto de análisis y evaluación individualizados. De cada suceso se rellena un registro en una base de datos donde se incluye codificadamente el resultado de una evaluación preliminar del suceso en cuanto a su tipo, causa, impacto en la seguridad, etc.

Mensualmente se reúne el Panel de Revisión de Incidentes (PRI), formado por representantes de las áreas técnicas del CSN más directamente relacionadas con la evaluación e inspección de las centrales nucleares. El PRI garantiza el análisis sistemático de todos los incidentes, los clasifica según su impacto para la seguridad o sus implicaciones genéricas. En aquellos considerados significativos, el PRI se asegura de que la central ha adoptado las acciones correctivas necesarias para atajar la causa raíz por iniciativa propia o, caso contrario, activando el correspondiente requerimiento del CSN; en los considerados genéricos, el PRI activa el envío de la información y recomendaciones necesarias a los explotadores de las centrales afectadas.

El CSN tiene en marcha un Programa de Indicadores de Funcionamiento que monitoriza para cada central los siguientes parámetros: paradas de reactor estando crítico, actuaciones de sistemas de seguridad, sucesos significativos, fallos de sistemas de seguridad, tasa de paradas forzosas, paradas forzosas debidas a fallos de equipo por 1.000 horas crítico, exposición colectiva a la radiación. Este programa permite seguir la evolución temporal de cada uno de estos parámetros, comparar cada central con las demás, etc. Asimismo permite hacer esta comparación con las centrales de EEUU de la misma tecnología. También se recogen los códigos de causa raíz de cada suceso y se pueden efectuar comparaciones similares.

El CSN efectúa inspecciones de EO a cada explotador, normalmente con frecuencia bienal. En ellas se chequea si el explotador notifica todos los sucesos que cumplen los criterios, que el explotador realiza análisis de causa raíz con la competencia técnica requerida sobre los sucesos más significativos, que analiza adecuadamente las experiencias operativas externas aplicables, que las acciones correctivas derivadas de la EO se activan mediante mecanismos adecuados y se implantan dentro de plazos razonables, que el explotador tiene mecanismos para evaluar la eficiencia de su sistema de análisis de EO y tomar las medidas correctivas necesarias.

El CSN participa en las actividades y grupos de trabajo de intercambio de EO del OIEA y la NEA, especialmente en el Incident Reporting System (IRS). La base de datos del IRS, ahora Advanced IRS, está instalada en la red local del CSN para consulta de cualquier técnico del mismo y se envía copia a todos los explotadores de centrales nucleares, tanto de los informes como de la base de datos IRS. Los informes recibidos considerados de mayor interés se envían a las áreas de especialidad del CSN afectadas, por ejemplo en 1997 se distribuyeron 32 de los 85 informes recibidos; los aplicables a centrales nucleares españolas, referidos a experiencias no tratadas previamente por otros medios, se envían a esas centrales requiriendo su análisis y que se notifiquen al CSN las conclusiones. En España el CSN es el responsable de elaborar y enviar al OIEA y la NEA los informes IRS de experiencias operativas españolas, durante el último trienio España ha reportado 6 informes al IRS, lo que arroja una tasa de 0.22 sucesos por reactor y año, siendo la tasa recomendada de 0,2 a 0,3 por reactor y año.

19.9 Generación y tratamiento de residuos radiactivos

La política española de gestión de residuos radiactivos se establece en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) que es aprobado por el Gobierno. Actualmente está vigente el 4º PGRR que se encuentra en revisión.

De acuerdo con lo establecido en dicho plan:

- Los residuos de baja y media actividad son immovilizados en matrices de cemento y evacuados en el centro de almacenamiento de El Cabril.
- El combustible gastado se encuentra actualmente almacenado en las piscinas de las centrales nucleares.

19.9.1 Gestión de residuos de baja y media actividad

La primera parte de las actividades técnicas de gestión de residuos, tales como su segregación, acondicionamiento y almacenamiento temporal, son realizadas en las propias instalaciones que los producen, mientras que la ejecución de las actividades técnicas correspondientes a la parte final de la gestión de los residuos tales como el transporte, reacondicionamiento y almacenamiento definitivo, son responsabilidad de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA).

Por lo que se refiere a la minimización de la producción de residuos, los métodos usualmente aplicados en la gestión de los materiales residuales para que el volumen generado se minimice están basados en los siguientes conceptos:

- Aplicación de un estricto control en la segregación en origen, separando los materiales en función de su contenido radiactivo y su naturaleza físico-química.
- Eliminación progresiva de materiales desechables, sutituyéndolos por materiales reutilizables.
- Reducción y control estricto de las áreas contaminadas, de forma que se reduzcan las fuentes de materiales residuales con contenidos radiactivos.
- Segregación estricta de materiales contaminados y no contaminados, de forma que se minimice la cantidad de residuos que entran en el posterior proceso de tratamiento.

Estos conceptos se recogen en la práctica en los procedimientos de operación y de gestión de residuos en cada instalación y están también incorporados a los criterios de aceptación de los residuos que pueden ser almacenados en el centro de almacenamiento de El Cabril.

Con respecto a los requisitos para el acondicionamiento de los residuos, éste comprende las sucesivas etapas hasta la obtención de productos finales que cumplan con los criterios para su aceptación en la instalación de almacenamiento definitivo y para poder ser transportados fuera de la instalación productora. Los procesos de tratamiento están relacionados, por una parte, con sus características físico-químicas y radiológicas y, por otra, con la opción elegida para el almacenamiento definitivo de los mismos.

En las centrales nucleares españolas se utilizan las técnicas de compactación para la reducción de volumen de materiales compresibles (papel, textiles y pequeños artículos metálicos y plásticos). Estos sistemas incluyen requerimientos específicos para el control de la contaminación y exposición a la radiación así como en lo que se refiere a los criterios de calidad de los bultos finales. Para el acondicionamiento de los residuos sólidos húmedos se utilizan las técnicas de cementación en todas las centrales nucleares españolas.

Los procesos de mezcla de los residuos y el cemento actualmente implantados pueden dividirse en dos categorías: mezclado en el propio bidón o mezclado previo de cemento y residuo con llenado posterior del bidón. El diseño y la operación de los sistemas de solidificación de residuos deben incorporar consideraciones de control del proceso que garanticen la obtención de productos finales que cumplan con los requisitos de calidad exigibles para su almacenamiento temporal en la propia central y para su almacenamiento definitivo.

Desde el punto de vista regulador, las exigencias de diseño de la planta de cementación van encaminadas a garantizar las consideraciones ALARA en relación con la exposición del personal y al control físico-químico y radiológico del proceso de solidificación.

En relación con este aspecto, las centrales nucleares españolas aplican la guía de seguridad del Consejo de Seguridad Nuclear, GS-09.01 *Control del proceso de solidificación de residuos radiactivos de baja y media actividad,* mediante la implantación de un Programa de Control del Proceso de acondicionamiento (PCP). El PCP tiene por objeto garantizar de manera razonable que los sistemas de solidificación de residuos operan dentro de los límites y condiciones establecidas y que los productos obtenidos se sitúan en rangos e intervalos aceptables respecto de determinados requisitos de calidad.

La Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA) debe garantizar que todo bulto de residuos que sea admitido en el centro de almacenamiento de El Cabril, disponga del correspondiente documento que avale su aceptación, para lo cual aplica a los distintos bultos tipo generados en las centrales nucleares españolas una metodología y criterios de calidad previamente autorizados por las autoridades reguladoras.

19.9.2 Combustible irradiado

En España se utiliza actualmente la técnica de almacenamiento del combustible irradiado en las piscinas de las centrales nucleares. La capacidad de las piscinas ha sido aumentada (cambio de bastidores) en los últimos años, de modo que puedan almacenar el combustible hasta el final de su vida útil en unos casos y hasta aproximadamente el año 2010 en otros. Adicionalmente se ha licenciado un contenedor de doble propósito (almacenamiento y transporte) para almacenar el combustible de una central cuya capacidad era insuficiente para ese horizonte temporal.

ENRESA tiene en marcha un plan de I+D cuyo principal objetivo es establecer las condiciones para la gestión segura a largo plazo del combustible gastado, sobre la base de la evacuación directa. Este plan está coordinado con las actividades que se llevan a cabo en el Programa Marco de I+D de la Unión Europea y los planes análogos de otros países, tales como Francia, EEUU, Suecia, Suiza, Bélgica y Alemania.

19.10 Valoración del grado de cumplimiento

Los documentos que el titular elabora para su presentación, junto con la solicitud del permiso de explotación, contienen un completo análisis de la seguridad que es evaluado por el organismo regulador antes de la concesión del permiso. La reglamentación española requiere la ejecución de un programa de pruebas nucleares de las centrales que se realiza bajo la supervisión del organismo regulador, que también evalúa los resultados de dichos programas. Con las medidas descritas se asegura el cumplimiento de los requisitos del apartado I) de este artículo.

Acompañando la solicitud del permiso de explotación las centrales españolas están obligadas a presentar también un documento de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento que contiene los límites y condiciones operacionales derivados del análisis de seguridad, este documento es evaluado por el CSN antes del comienzo de la operacion comercial de la central, comprobándose que el mismo recoge adecuadamente los resultados de las pruebas de puesta en marcha. Con esto se cumplen los requisitos del apartado II) de este artículo.

En el artículo 13 se describen las medidas relativas a los programas de Garantía de Calidad de las centrales. Esa información se ha completado describiéndose los procedimientos establecidos por las centrales para la realización de las actividades más importantes para la seguridad. Con esto se cumplen los requisitos establecidos en el apartado III) de este artículo.

Se han descrito los procedimientos de operación que desarrollan las centrales nucleares para hacer frente a sucesos previstos y accidentes. También en el artículo 18 se incluye información relativa a los criterios adoptados para el desarrollo de esos procedimientos. Se considera que esos procedimientos cumplen los requisitos establecidos en el apartado IV) de este artículo.

Se ha descrito la organización habitual de la entidad explotadora de las centrales, sometida a autorización a través del Reglamento de Funcionamiento. En dicha organización se prevé para todas las centrales la existencia de servicios de ingeniería y apoyo técnico que cumplan correctamente los requisitos establecidos en el apartado V) de este artículo.

Se han descrito los criterios de notificación de sucesos de las centrales nucleares al CSN. Estos criterios son de obligado cumplimiento en virtud de su incorporación a las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Con esto se suplen los requisitos establecidos en el apartado VI) de este artículo.

Se han descrito las medidas adoptadas tanto por los explotadores de las centrales españolas como por el CSN para obtener información sobre experiencia operacional y para su análisis. En dichos programas se incluye la información procedente de centrales nacionales y extranjeras, así como de organismos internacionales y organismos reguladores de otros países, cumpliéndose correctamente los requisitos establecidos en el apartado VII) de este artículo.

Se han descrito las medidas adoptadas por las centrales españolas para minimizar la producción de residuos de media y baja actividad y para la gestión del combustible irradiado, en las que se tienen en cuenta los requisitos para su posterior acondicionamiento y evacuación, cumpliéndose correctamente los requisitos del apartado VIII) de este artículo.

Actualmente se encuentran en curso o previstos los siguientes programas de actualización y mejora de la seguridad en aspectos relacionados con la operación de las centrales nucleares españolas:

- Implantación sistemática de programas de revisión periódica de la seguridad cada diez años y asimilación de los resultados de los mismos en las áreas incluidas dentro de su alcance: experiencia operativa, comportamiento de equipos, nueva normativa y actualización de seguridad.
- Ejecución del programa integrado de realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad.
- Establecimiento de política general y medidas de actuación en relación con la gestión de accidentes severos.
- Homogeneización de programas de gestión de vida útil y establecimiento de requisitos de seguridad aplicables a los mismos.
- Optimización de los documentos oficiales de explotación, particularmente de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- Establecimiento de programas de mantenimiento basados en el riesgo en aplicación del 10 CFR 50.65 de USA.
- Revisión de las bases de diseño de las centrales y actualización del contenido del Estudio Final de Seguridad.
- Optimización de la formación del personal de operación.
- Implantación y asimilación del concepto de *cultura de seguridad.*

ANEXO 19.A

Procedimientos de mantenimiento, inspección, pruebas y operación

19.A.1 Mantenimiento

En el análisis de seguridad de la instalación se supone que estructuras y sistemas están disponibles para llevar a cabo su función en caso de accidente. La garantía última de dicha disponibilidad la constituye la vigilancia y mantenimiento de estructuras, sistemas y componentes.

El impacto del mantenimiento en la seguridad de una instalación, entendiendo por mantenimiento todas las actividades encaminadas a preservar la fiabilidad y seguridad de estructuras, sistemas y componentes y a restaurar dicha fiabilidad cuando se degrada, es importante. La prueba de esta afirmación se encuentra tanto en el análisis de la experiencia operativa nacional e internacional, como en el análisis cuantitativo del impacto del mantenimiento por medios probabilistas.

El programa de mantenimiento debe incluir todos los sistemas cuyo fallo pudiera tener un impacto significativo en la seguridad de la instalación. Esto incluye los sistemas pertenecientes al circuito secundario. En general los explotadores españoles han desarrollado sus programas de mantenimiento siguiendo las guías que ofrece la industria nuclear, en particular el Institute of Nuclear Power Operations (INPO) de EEUU. Todas las centrales tienen implantados procedimientos de mantenimiento, realizan una gestión integral e informatizada del mismo y tienen cargados datos históricos de sus equipos, si bien el alcance y la fecha de corte varía de unas a otras.

En 1995 comenzaron las tareas de adaptación de las centrales españolas a los requisitos del 10.CFR50.65 “Requirements for monitoring the effectivenness of maintenance at NPP”, estando prevista su implantación a principios de 1999. En esta fase preparatoria hay dos centrales piloto, Cofrentes y Vandellós II, que están desarrollando los procedimientos y aplicando la nueva norma de manera que puedan identificarse y resolverse las dificultades que se presenten antes de su generalización a todas las plantas.

19.A.2 Inspecciones y pruebas en servicio

El objeto de la inspección en servicio es verificar el estado de sistemas y componentes que retienen presión y son importantes para la seguridad de la planta, tanto en operación normal como en accidentes, comprobando que los factores de seguridad supuestos en el diseño no sufren cambios que denoten un aumento del riesgo potencial.

Por ello la inspección en servicio controla periódicamente el posible grado de deterioro, es decir, conoce mediante las evaluaciones pertinentes de la toma real de datos ***in situ,*** cuál es el estado de los componentes con mayor importancia para la seguridad de la central.

En las centrales nucleares españolas se utiliza el código ASME Sección XI División ***I Reglas para inspección y prueba de componentes de centrales de agua ligera,*** como guía detallada para fijar el alcance y contenido de la inspección en servicio. Adicionalmente se utilizan, para aspectos de detalle, algunas guías reguladoras de la NRC, y otros documentos, pero siempre bajo la cobertura genérica del ASME XI. En la central de Trillo se utiliza, además, la norma KTA-3204 para inspeccionar las estructuras internas de la vasija y la KTA 3201.4 sobre pruebas de los circuitos primario y secundario.

- ***Alcance de las inspecciones***

  Los componentes sometidos a Inspección son aquellos definidos como de clase nuclear que retienen presión, así como sus soportes. Estas clases se establecen según el nivel de calidad que se exigió en la construcción, que obviamente dependió de la misión del sistema en su relación con la seguridad o del fluido contenido, por ejemplo, radiactividad en mayor o menor

cuantía. La inspección empezó con una de referencia llamada preservicio y se tiene así conocimiento de la evolución de los defectos aceptables.

- ***Intervalos de inspección***

  A lo largo de la vida de cada central son cuatro los intervalos inicialmente previstos, cada uno de 10 años. Los alcances establecidos para los exámenes de los componentes de clase nuclear son completados en cada intervalo, así como las pruebas de presión.

- ***Pruebas de bombas.***

  Se prueban las bombas de clase nuclear que intervienen en la parada segura del reactor o en la mitigación de las consecuencias de un accidente y aquellas que están provistas con fuente de accionamiento de emergencia. Los procedimientos de inspección requieren la medida de un conjunto de variables: velocidad, presión diferencial, temperaturas en cojinetes, amplitud de vibración, etc. Las pruebas de las bombas en general se realizan cada tres meses.

- ***Pruebas de válvulas***

  Se prueban funcionalmente las válvulas de clase nuclear que tienen por misión llevar el reactor a parada segura o mitigar las consecuencias de un accidente. Asimismo las válvulas son categorizadas según su función: aislamiento de la barrera de presión o del recinto de contención, alineamiento de sistemas de seguridad, alivio de presión, etc. Las pruebas a realizar y su frecuencia dependen de la categoría de la válvula: hay pruebas de accionamiento, de medida de fugas, verificación de tarado en válvulas de seguridad y alivio, etc. Según las categorías se realizan las pruebas con una frecuencia que va de tres meses hasta cinco años.

- ***Pruebas e inspecciones a soportes***

  Los soportes son elementos diseñados para transmitir cargas de tuberías y equipos de seguridad, debidas a dilataciones térmicas, transitorios y accidentes, a los edificios o estructuras en que están alojados. La inspección de soportes y exámenes correspondientes puede llevarse a cabo durante el funcionamiento de la central o en situación de parada, siendo el método de examen visual el más generalizado. También se verifica el tarado y se hacen pruebas funcionales en banco.

- ***Pruebas de presión***

  Según la clase del sistema se realizan pruebas de fugas, pruebas funcionales para verificar operabilidad de sistemas que no trabajan en operación normal, pruebas denominadas en servicio con exámenes visuales bajo presión de operación y pruebas hidrostáticas realizadas en parada a presiones por encima de la nominal de operación. La frecuencia de prueba varía en función del sistema de que se trate y del tipo de prueba, pudiendo realizarse en cada parada de recarga ó cada diez años.

19.A.3 Operación

Los procedimientos de operación regulan las actividades a realizar para el arranque, operación y parada de la central. Establecen las instrucciones, precauciones y requisitos previos a tener en cuenta para la ejecución de las mismas, así como para la puesta en marcha o parada de los sistemas necesarios en las distintas condiciones de operación de la central. Asimismo se dispone de procedimientos de vigilancia para el cumplimiento de los requisitos de vigilancia periódica establecidos en la Especificaciones de Funcionamiento, procedimientos de mantenimiento, procedimientos de protección radiológica, etc. De igual forma, están establecidas en procedimentos las actuaciones a llevar a cabo en caso de fallos o mal funcionamiento de equipos, o aparición de alarmas y en condiciones de emergencia.

ANEXO 19.B

Organización de la explotación en el emplazamiento de las instalaciones

- Operación**:** esta sección tiene la responsabilidad directa de la operación a través de los jefes de Turno, supervisores de Sala y diferentes operadores, y es responsable de garantizar el cumplimiento de la normativa aplicable a la seguridad nuclear. Tiene encomendadas entre otras las funciones de planificación de arranques, paradas y maniobras, utilización de los procedimientos de operación de emergencia, etc.

  Suele estar apoyada por las secciones de Oficina Técnica de Operación e Ingeniería Nuclear.

  El personal de operación (jefes de turno, supervisores y operadores de Reactor) tiene licencias para el desempeño de dichos puestos, emitidas por el CSN según lo establecido en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- Mantenimiento: Es responsable de las actividades de mantenimiento tanto correctivo como preventivo y predictivo en las áreas eléctrica, mecánica, y de instrumentación y control a realizar en la planta.

  Suele ser además responsable de la inspección en servicio y de los programas de prevención de incendios.

  Normalmente tiene como apoyo una Oficina Técnica de Mantenimiento.
- Sección de ingeniería en planta: Tiene como misión fundamental la coordinación de la ejecución de las modificaciones de diseño y la emisión de la documentación correspondiente, así como la vigilancia de los parámetros del núcleo.
- Sección de ingeniería del reactor: Tiene como misión fundamental la determinación y vigilancia de los parámetros de diseño y operación del núcleo del reactor.
- Sección de química y radioquímica: Se le asigna la responsabilidad de la química de los sistemas de la instalación. Se responsabiliza por tanto de los controles y supervisiones de todos los parámetros químicos de la planta y de las estaciones de muestreo.

  Como apoyo esta sección tiene a su cargo el laboratorio químico.
- Servicio de protección radiológica: Es el encargado de aplicar los preceptos reglamentarios en materia de protección contra las radiaciones ionizantes. Su actuación se extiende a las personas directamente implicadas por su trabajo y a la población y medio ambiente, que por estar en la vecindad de la instalación, se pudieran ver indirectamente implicadas. Esta dirigida por el jefe del Servicio de Protección Radiológica y tiene a su cargo a los supervisores correspondientes: de instrumentación de Protección Radiológica, de temas ALARA (***As Low As Reasonable Achievable***, es un concepto que indica que han de hacerse todos los estudios, esfuerzos, inversiones, etc., para que las dosis radiológicas que reciben las personas sean todo lo bajas que razonablemente sea posible), de dosimetría, etc.
- Sección de Garantía de Calidad en planta: ejerce el control sobre el programa de Garantía de Calidad en la planta. Se responsabiliza por tanto de las auditorías, seguimiento de acciones correctoras, inspección de operaciones, revisión de documentación, etc. Suele tener a su cargo el archivo de registros de Garantía de Calidad.
- Sección de Seguridad Industrial: Desarrolla, implanta y mantiene el programa de Seguridad Industrial de las instalaciones
- Sección de formación**:** Desarrolla, implanta y mantiene el programa de formación del personal de la instalación. Se ocupa tanto de la formación del personal que requiere licencia específica como del resto del personal.

ANEXO 19.C

Sucesos notificables

19.C.1 Sucesos anormales

Dentro de esta clase están comprendidos los siguientes tipos de sucesos (se indican entre paréntesis algunos ejemplos):

- Iniciación automática y requerida de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo.
- Sucesos en evolución que pueden afectar a las barreras de seguridad y cuyo control no esté garantizado en algún momento (indicación de que se ha producido daño en el combustible; fugas, o transitorios anormales de temperatura o presión del refrigerante, incumpliendo en todos los casos, las especificaciones técnicas).
- Respuesta inesperada de la central (superación de límites de seguridad, pérdida de redundancia en un sistema de seguridad durante un transitorio, que pudiera afectar a su evolución, superación de límites de vertido instantáneo de especificaciones técnicas, válvula de alivio/seguridad o de seguridad de sistemas de seguridad que permanece abierta a una presión inferior a la de cierre, criticidad inadvertida).
- Degradación de una función de seguridad en operación o parada (pérdida de toda la energía de corriente alterna interior o exterior; despresurización rápida e incontrolada del secundario (PWR); nivel o caudal bajo de agua en el último sumidero de calor cuando aún es sensiblemente superior al mínimo de diseño; pérdida de la integridad de la contención o pérdida de redundancia de la función de refrigeración de emergencia del núcleo, que vaya a requerir por especificaciones técnicas una parada en ambos casos).
- Suceso interno cuyo control no esté garantizado en algún momento, y que aún no afecta a los sistemas de seguridad pero que suponga una amenaza para la seguridad de la central (incendio en la central con una duración superior a 10 minutos a partir de su detección, inundaciones cerca de la ubicación de los sistemas de seguridad o liberación de sustancias tóxicas o explosivas dentro de la central).
- Fenómeno natural o exterior que suponga una amenaza para la seguridad de la central (daños en presas, intensidad de vientos o precipitaciones superiores a aquellos que tienen un periodo de retorno de 1 en 10 años, incendio próximo a la central no controlado, emisión de sustancias tóxicas peligrosas tales que las concentraciones esperables en el emplazamiento sean superiores a los límites autorizados, o explosiones cercanas o en el propio emplazamiento, sismo apreciado por la instrumentación de vigilancia sísmica de la central, caída de avión en el emplazamiento o tráfico aéreo anormal).
- Amenaza a la seguridad física (intento de intrusión o sabotaje, degradación intencionada del Plan de seguridad física, bloqueo de accesos, amenaza verosímil de bomba).
- Desaparición de material radiactivo.
- Pérdida significativa de la capacidad de comunicación con el exterior.

19.C.2 Otros sucesos notificables

Como otros sucesos notificables se consideran los siguientes tipos (se indican entre paréntesis algunos ejemplos):

- Parada o reducción de potencia de la central no programada o requerida por el apartado ***acción*** de las especificaciones técnicas.

- Actuación no programada del sistema de disparo del reactor con comportamiento correcto de los sistemas de seguridad y del personal de explotación.
- Ocurrencia de un suceso que requiera el desarrollo de procedimientos especiales, para cubrir actividades relacionadas con la seguridad.
- Cualquier liberación no programada o incontrolada de material radiactivo.
- Cualquier suceso en el cual una persona haya podido recibir real o potencialmente una dosis por irradiación externa y/o, por contaminación interna, que en principio sobrepasaría, en una exposición única, los límites de dosis establecidos en la legislación española,
- Incumplimiento de una condición límite o requisito de vigilancia de especificaciones técnicas.
- Superación del valor de una variable condición límite de operación.
- Descubrimiento de deficiencias en métodos de diseño, construcción, montaje, operación o mantenimiento cuando se haya determinado que pueden impedir el cumplimiento de la función de seguridad de estructuras o sistemas necesarios para:
  - Obtener la parada segura de la central.
  - Extraer el calor residual.
  - Controlar la emisión de material radiactivo.
  - Mitigar las consecuencias de un accidente.
- Descubrimiento de deficiencias en la actuación del personal de la planta o en los procedimientos de operación cuando se haya determinado que puedan impedir el cumplimiento de las funciones de seguridad definidas en el punto anterior.
- Cualquier actuación automática o manual de sistemas de seguridad, excepción hecha de las pruebas o cambios de modo requeridas por especificaciones técnicas.
- Cualquier suceso o condición interna de la central que suponga un potencial impacto sobre la seguridad de la misma o disminuya la capacidad del personal de explotación para operar la central de modo seguro (incendios, fallos de equipos de modo común, liberación de sustancias tóxicas o radiactivas, inundaciones, disturbios, huelgas, etc.).
- Cualquier fenómeno natural o condición externa a la central que suponga un potencial impacto sobre la seguridad de la misma o disminuya la capacidad del personal de explotación para operar la central de modo seguro (liberación de sustancias tóxicas, explosivas o peligrosas, explosiones, inundaciones, disturbios, sismos, etc., que no alcancen la categoría de sucesos anormales notificables).
- Cualquier otro suceso no recogido en los puntos anteriores y que pudiera tener, a juicio del explotador, importancia para la seguridad.
- Cualquier otro suceso no recogido en los puntos anteriores y que pudiera tener, a juicio del explotador, repercusiones públicas significativas (variaciones medioambientales, irradiación o contaminación de personas, accidentes laborales).

APÉNDICE

Siglas y abreviaturas utilizadas

10CFR	Código de Regulaciones Federales EEUU, parte 10.
ABRS	Areas de Bases de Recepción Social.
AEOS	Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas.
ALARA	Tan bajo como sea razonable alcanzar.
APS	Análisis Probabilista de Seguridad.
ASME	Sociedad Americana de Ingenieros Mecánicos.
ATWS	Transitorio previsto sin inserción de barras de control.
Bq	Bequerelio.
BWR	Reactor de agua en ebullición.
C.A	Centro de Almacenamiento.
C.N./CC.NN.	Central/es Nuclear/es
CECOP	Centro de Coordinación Operativa Provincial.
CECOPAL	Centro de Coordinación Municipal.
CEDEX	Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas.
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear.
CSNC	Comité de Seguridad de la Central.
CSNE	Comité de Seguridad del Explotador.
DGPC	Dirección General de Protección Civil.
ECD	Estación de Clasificación y Descontaminación.
ECURIE	Intercambio urgente de información radiológica de la Comunidad Europea.
EEUU	Estados Unidos de Norteamérica.
EFS	Estudio Final de Seguridad.
END	Ensayos No Destructivos.
ENRESA	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos.
ENUSA	Empresa Nacional del Uranio.
EO	Experiencia Operativa.
EPRI	Instituto Eléctrico de Investigación (EEUU).
EPS	Estudio Preliminar de Seguridad.
ESC	Estructuras, Sistemas y Componentes.

ESFUC	Evaluación Sistemática del Funcionamiento de las Centrales Nucleares.
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
Gbq	Giga bequerelios.
GRS	Compañía para la seguridad de reactores (Alemania).
GS	Guía de Seguridad.
GWh	Giga vatio hora.
HPES	Sistema de mejora del comportamiento humano.
I+D	Investigación y Desarrollo.
IAEA	Organismo Internacional de la Energía Atómica.
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica.
INES	Escala Internacional de Sucesos Nucleares.
INEX	Ejercicio internacional de emergencia nuclear.
INPO	Instituto de Operaciones Nucleares.
INRA	Asociación Internacional de Reguladores Nucleares.
IPE	Análisis individualizados de planta.
IPEEE	Análisis individualizados de planta de sucesos externos.
IPSN	Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (Francia)
IRS	Sistema de notificación de incidentes.
JSPR	Jefe de Servicio de Protección Radiológica.
KTA	Norma Técnica Nuclear (Alemania).
KWU	Kraftwerk Unión A.G.
LBB	Fuga antes de rotura.
LID	Límite inferior de detección.
LOCA	Accidente de pérdida de refrigerante.
MCDE	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior.
mGy	Miligray.
MIE	Ministerio de Industria y Energía.
MISI	Manual de Inspección en Servicio.
MOIS	Manual de la Organización de Inspección en Servicio.
mSv	Milisievert.
mSv/a	Milisievert/año.
MW	Mega vatio.
NEA/OCDE	Agencia de Energía Nuclear
NPP	Central Nuclear.
NRC	Comisión Reguladora Nuclear (EEUU).

NUREG	Publicación de la NRC.
OCDE	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico.
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica.
PCP	Plan de Control de Proceso.
PEP	Permiso de Explotación Provisional.
PES	Programa de Evaluación Sistemática.
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos.
PLABEN	Plan Básico de Emergencia Nuclear.
POE	Procedimiento de Operación de Emergencia.
PRI	Panel de Revisión de Incidentes.
PROCER	Programa de Control de Efluentes Radiactivos.
PVRA	Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental.
PVRE	Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental en Emergencia.
PWR	Reactor de Agua a Presión.
R.G.	Guía Reguladora (EEUU).
REDOS	Programa de Reducción de Dosis.
RINR	Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
RPS	Revisión Periódica de Seguridad.
RPSRI	Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes.
SACOP	Sala de Coordinación Operativa.
SAL	Carta de recomendación del fabricante (Westinghouse).
SALEM	Sala de Emergencias del CSN.
SAMG	Guía de Gestión de Accidentes Severos.
SBO	Pérdida de energía eléctrica alterna interior y exterior.
SEE-IN	Red de información y evaluación de eventos significativos.
SEP	Programa de Evaluación Sistemática.
SER	Informe de suceso significativo.
SIL	Carta de información del fabricante (General Electric).
SOER	Informe de experiencias de operación significativas.
SPDS	Sistemas de presentación de parámetros de seguridad.
TMI	Isla de las Tres Millas.
UE	Unión Europea.
UNESA	Unidad Eléctrica, S.A.
US DOE	Departamento de Energía EEUU.
US NRC	Comisión Reguladora Nuclear EEUU.

WANO	Asociación mundial de operadores nucleares.
ZPME	Zona de planificación de medidas de emergencias.