ESPAÑA

Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos

Séptimo Informe Nacional
Octubre 2020

Convención Conjunta sobre Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos

Séptimo Informe Nacional

Octubre 2020

ISBN: 978-84-09-24212-2

Depósito Legal: M-26927-2020

Autores: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico
Empresa Nacional de Residuos Radiactivos S.A., S.M.E. (Enresa)
Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)
Comité de Energía Nuclear (CEN)

Índice

Índice

Sección A. Introducción 1

A.1. *Presentación del informe* 3

A.2. *Resumen ejecutivo: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al sexto Informe Nacional* 5

A.3. *Overarching common issues: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al sexto Informe Nacional* 14

Sección B. Políticas y Prácticas 23

B.1. *Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado* 25

B.2. *Clasificación de los residuos radiactivos* 28

B.3. *Generación de combustible gastado y residuos radiactivos* 29

B.4. *Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado* 33

B.4.1. *Almacenamiento temporal* 33

B.4.2. *Gestión final* 34

B.5. *Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos* 35

Sección C. Ámbito de aplicación 39

Sección D. Inventarios y listas 43

D.1. *Instalaciones de gestión de combustible gastado* 45

D.2. *Inventario CG (elementos y masa de U)* 51

D.3. *Lista instalaciones de gestión de RRRR* 53

D.4. *Inventario RRRR almacenamiento temporal o definitivo* 60

D.5. *Instalaciones en fase de clausura* 61

D.6. *Instalaciones clausuradas* 63

Sección E. Sistema legislativo y regulador 65

Artículo 18. Implementación de las medidas 67

Artículo 19. Marco legislativo y regulador 67

19.1. *Aspectos generales del marco regulador* 68

19.2. Novedades en las principales disposiciones legislativas y reglamentarias que regulan la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos ... 72
19.3. Novedades en las disposiciones normativas del Consejo de Seguridad Nuclear ... 75
Artículo 20. Órgano regulador ... 77
20.1. Estructura, competencias y funciones del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico ... 80
20.2. Estructura, competencias y funciones del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) ... 83

Sección F. Otras disposiciones relacionadas con la seguridad ... 95
Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia ... 97
21.1. Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad ... 97
21.2. Responsabilidad por daños nucleares ... 98
Artículo 22. Recursos humanos y financieros ... 98
22.1. Disponibilidad y cualificación de recursos humanos ... 99
22.2. Disponibilidad de recursos financieros ... 107
Artículo 23. Garantía de calidad ... 108
23.1. Garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos ... 109
23.2. Sistema de inspección y evaluación de los programas de garantía de calidad ... 110
Artículo 24. Protección radiológica operacional ... 112
24.1. Protección de los trabajadores ... 113
24.2. Protección del público ... 115
Artículo 25. Preparación para casos de emergencia ... 120
25.1. Novedades en el marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia ... 120
25.2. Aplicación de las medidas de preparación para emergencias, incluido el papel del organismo regulador y otras entidades ... 122
25.3. Preparación y Respuesta ante situaciones de emergencia ... 123
25.4. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario ... 123
Artículo 26. Clausura ... 124
26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento ... 125
26.2. Financiación del desmantelamiento ... 125
26.3. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento ... 125
26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura ... 126

Sección G. Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado ... 127
Artículo 4. Requisitos generales de seguridad ... 129
4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor ... 130

4.2. Medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible ... 132
4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado ... 132
4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente ... 133
4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado ... 134
4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes ... 134
4.7. Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras ... 135
Artículo 5. Instalaciones existentes ... 136
Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas ... 137
6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado ... 137
6.2. Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad ... 139
6.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante ... 140
6.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de combustible gastado ... 141
Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones ... 141
7.1. Medidas en el diseño y la construcción para limitar el impacto radiológico de las instalaciones ... 142
7.2. Previsiones de cara a la clausura ... 143
7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado ... 143
Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones ... 144
8.1. Requisitos legales y reglamentarios ... 144
8.2. Aplicación al licenciamiento de las instalaciones existentes y previstas ... 146
Artículo 9. Operación de instalaciones ... 147
9.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional ... 147
9.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas ... 154
9.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico ... 155
9.4. Notificación de incidentes ... 155
9.5. Programas de recopilación de experiencia operativa ... 156
9.6. Clausura ... 156
Artículo 10. Gestión final del combustible gastado ... 157

Sección H. Seguridad de la gestión de residuos radiactivos ... 159

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad ... 161

11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor ... 162
11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible ... 162
11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos ... 164
11.4. Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente, adoptando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados ... 165
11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos ... 165
11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente ... 166
11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras ... 166
Articulo 12. Instalaciones existentes y prácticas en el pasado ... 168
Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas ... 168
13.1. Previsión de nuevas instalaciones de RRRR ... 169
13.2. Criterios para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad ... 171
13.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante ... 172
13.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de residuos radiactivos ... 173
Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones ... 173
14.1. Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad ... 174
14.2. Disposiciones Técnicas para la Clausura de Instalaciones de Gestión de Residuos Radiactivos ... 175
14.3. Disposiciones Técnicas para el Cierre de la Instalación de Disposición Final de Residuos Radiactivos ... 175
14.4. Tecnologías utilizadas para la gestión de Residuos Radiactivos ... 176
Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones ... 176
15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad ... 177
15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad ... 178
15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad ... 179
Articulo 16. Operación de las instalaciones ... 180

16.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas distintas de El Cabril ... 181
16.2. Gestión de los residuos radiactivos en el C.A. El Cabril ... 184
Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre ... 189
17.1. Custodia documental ... 189
17.2. Cierre de instalaciones de disposición final de residuos radiactivos ... 189
17.3. Controles institucionales y previsiones futuras ... 190
17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio ... 190

Sección I. Movimientos transfronterizos ... 191

Artículo 27. Movimientos transfronterizos ... 193
27.1. Desarrollo normativo ... 194
27.2. Experiencia en España ... 196

Sección J. Fuentes selladas en desuso ... 197

Artículo 28. Fuentes selladas en desuso ... 199
28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final sea de manera segura ... 199
28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso ... 205

Sección K. Esfuerzos generales para mejorar la seguridad ... 207

K1. Medidas adoptadas en relación con los retos y sugerencias identificadas en la SEXTA reunión de revisión de la Convención Conjunta ... 209
K2. Posibles áreas de mejora y actividades planificadas para mejorar la seguridad ... 209
K2.1. Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos ... 209
K2.2. Licenciamiento y construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) ... 210
K2.3. Ampliación capacidad CA el Cabril ... 210
K2.4. Aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) ... 210
K2.5. Implementación de los Planes de Acción resultantes de la misión combinada IRRS-ARTEMIS ... 210
K2.6. Retener, mantener y mejorar los conocimientos técnicos y recursos profesionales, tanto en el CSN como en las organizaciones de los titulares, mediante un análisis sistemático de las necesidades de competencias y habilidades. Mejorar la gestión de recursos humanos en el CSN adecuando el personal a las necesidades de cada unidad, tanto a corto como a largo plazo ... 211
K3. Información sobre fortalezas del Sistema nacional de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en España en el ámbito de la Convención Conjunta ... 211
K4. Planes y calendario de misiones de revisión inter-pares, o de sus misiones de seguimiento, así como medidas tomadas por España para hacer públicos sus informes de resultado ... 212

K5. Información sobre la mejora de la apertura y la transparencia en la implementación de las obligaciones de la Convención 214

Sección L. Anexos 215

Anexo A. Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos 217

1. Normas de rango legal 217

2. Normas de rango reglamentario 218

3. Instrucciones del Consejo 221

Anexo B. Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas 225

1. Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares 225

2. Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas 231

3. La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones 233

Anexo C. Organización de respuesta en emergencias 237

Gestión de emergencias nucleares y radiactivas 237

Organización del CSN para situaciones de emergencia 238

Anexo D. Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos 243

1. Tasa relativa a la tarifa eléctrica (peajes) 243

2. Tasa relativa a las centrales nucleares en explotación 244

3. Tasa relativa a la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado 244

4. Tasa relativa a otras instalaciones 244

Anexo E. Régimen de responsabilidad civil por daños nucleares 247

Convenios internacionales y disposiciones normativas nacionales 247

Régimen vigente en la actualidad de responsabilidad civil por daño nuclear 247

Régimen de responsabilidad civil por daño nuclear una vez entren en vigor en España los Protocolos de 12 de febrero de 2004 por el que se modifica el Convenio de responsabilidad Civil por daños Nucleares (Convenio de París) y de 12 de febrero de 2004, por el que se modifica el Convenio complementario del anterior (Convenio de Bruselas) 248

Anexo F. Matriz Sinóptica 251

Anexo G. Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado 253

1. Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) 253

2. Consejo de Seguridad Nuclear 254

3. Enresa. 255

Anexo H. Siglas y abreviaturas utilizadas 257

Sección A.

Introducción

Sección A. Introducción

A.1. Presentación del informe

El presente documento constituye el Séptimo Informe Nacional de España para dar cumplimiento a lo establecido en el artículo 32 de la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos, hecha en Viena el 5 de septiembre de 1997.

Este Informe será examinado en la reunión de revisión de las Partes Contratantes prevista en el artículo 30 de esta Convención, que deberá dar comienzo en mayo de 2021. En su elaboración han participado el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) y el Comité de Energía Nuclear (CEN) de las empresas eléctricas. En este Informe se resumen las acciones implantadas, principalmente, desde el 1 de junio de 2017 hasta el 1 de abril de 2020, si bien la información y datos contenidos en él se refieren a los disponibles a 31 de diciembre de 2019, salvo cuando expresamente se especifique otra fecha.

Como punto de partida, el Informe se ha redactado teniendo en cuenta el documento del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) INFCIRC/604 "Directrices relativas a la forma y estructura de los informes nacionales" adoptado por las Partes Contratantes de conformidad con el artículo 29 de la Convención.

A modo introductorio, la sección A.2 es un resumen ejecutivo de los progresos ocurridos desde el Sexto Informe Nacional, incluyendo las actuaciones pendientes señaladas en la sección K de dicho Informe y aquellas otras resultantes de los compromisos asumidos por España en la sexta reunión de revisión, remitiendo al artículo del Informe bajo el cual se desarrollan. Adicionalmente, se ha considerado oportuno incorporar una nueva sección A.3 en la que detallar algunas de las medidas adoptadas en España en relación con aquellas cuestiones comunes que las Partes Contratantes acordamos en la sexta reunión de revisión que debían ser abordadas en este Informe Nacional.

Con carácter general, las secciones A, B, C y D buscan ser auto-explicativas, mientras que el resto de secciones detallan solamente las novedades habidas o las actuaciones llevadas a cabo para dar cumplimiento a los artículos de la Convención, remitiendo a Informes Nacionales previos o a los Anexos para evitar duplicidades. Estos últimos incluyen información adicional sobre la normativa aplicable en el ámbito de la Convención, el proceso de licenciamiento de instalaciones nucleares, la gestión de las emergencias nucleares y radiactivas en España, la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), el régimen de responsabilidad civil por daño nuclear o la Matriz sinóptica.

La sección K del presente Informe permite dar cuenta del proceso de mejora continua de la seguridad, en base a la identificación explícita de las áreas de mejora en marcha y planificadas. Esta sección señala también algunas de las principales fortalezas y desarrollos llevados a cabo por España dentro del ámbito de la Convención que pueden servir de referencia para otras Partes Contratantes. Asimismo, esta sección señala las principales conclusiones obtenidas de la misión combinada de revisión inter-pares IRRS-ARTEMIS del OIEA, la primera de este tipo, llevada a cabo en España en octubre de 2018. Finalmente, en esta misma sección se justifica el compromiso de España y sus instituciones con la comunidad internacional y con los principios de apertura y transparencia en el ámbito de la regulación y la seguridad

Del análisis llevado a cabo durante la elaboración del presente Informe, cabe afirmar que, existiendo siempre un margen para la mejora, España cumple con los objetivos, requisitos y medidas contenidos en la Convención Conjunta, y que se dispone de la infraestructura y la experiencia necesarias para la gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos, desde los puntos de vista institucional, administrativo, técnico y económico-financiero.

A.2. Resumen ejecutivo: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al sexto Informe Nacional

Este resumen ejecutivo tiene por objeto destacar los principales desarrollos y actuaciones llevados a cabo por nuestro país, desde el anterior Informe Nacional, en el ámbito de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos gestionados en España.

El combustible gastado que se gestiona en España procede de siete reactores nucleares en operación ubicados en cinco emplazamientos, a los que hay que sumar la Central Nuclear Santa María de Garoña, en cese de explotación desde el año 2013, así como de la Central Nuclear José Cabrera, actualmente en proceso de desmantelamiento, hallándose el reactor de Vandellós I en fase de latencia. Estas centrales son, además, de acuerdo con la Convención, instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

Existen, además, otras instalaciones nucleares en operación: la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado en Salamanca y el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana (C.A. El Cabril) en la provincia de Córdoba. El CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medio Ambientales y Tecnológicas), en Madrid, se encuentra actualmente en fase de desmantelamiento de algunas de sus instalaciones obsoletas. Se producen, también, residuos radiactivos en cerca de un millar de instalaciones del ámbito hospitalario, industrial o científico. Por último, se pueden generar residuos radiactivos a causa de la presencia



Panorámica general de la Central Nuclear Vandellós II (Tarragona).

de fuentes y otros materiales radiactivos en instalaciones o actividades no incluidas en el sistema reglamentario. En el apartado B.3 se describe en detalle el origen de este combustible gastado y de los residuos.

La sección K del Sexto Informe Nacional señalaba, como áreas de mejora y actuaciones planificadas en España para mejorar la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado, las siguientes:

- ✓ La trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes; y de la Directiva 2014/87/Euratom, del Consejo, de 8 de julio de 2014, por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.
- ✓ La continuación de los trabajos relativos al licenciamiento de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para todo el combustible gastado producido por las centrales nucleares españolas.
- ✓ La aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).
- ✓ La aplicación efectiva de la cultura de seguridad en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

El estado de desarrollo de esas iniciativas fue actualizado y debatido durante la presentación del Informe en la sexta reunión de revisión de la Convención, a raíz de la cual se solicitó, además, que en el Séptimo Informe Nacional se diese cuenta de los avances en los distintos retos señalados, en relación con el licenciamiento del mencionado ATC, el mantenimiento de personal convenientemente formado y entrenado dentro del sector nuclear y la aprobación de la revisión del reglamento sobre control y recuperación de fuentes huérfanas. Asimismo, el Grupo



Vista de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca).

de Países formuló dos sugerencias a España, una relativa a la participación continuada del público para el establecimiento de la instalación ATC y otra relativa a la adopción del PGRR.

Aunque en diversas secciones del presente Informe se tratan en profundidad estos asuntos, a continuación, se destacan los principales avances desarrollados en estos temas, así como otros desarrollos habidos en la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado o conexos a ella:

a) Principales desarrollos normativos sobre el marco regulador ya existente, que figura en el Anexo A

i) La Directiva 2014/87/Euratom del Consejo, de 8 de julio de 2014, por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares ha venido a reforzar el marco regulador europeo en materia de seguridad nuclear, tras el accidente en la central nuclear de Fukushima Daiichi, en marzo de 2011. Dicha Directiva establece que los Estados miembros establecerán y mantendrán un marco legislativo, reglamentario y organizativo nacional para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares, que prevea los requisitos nacionales de seguridad nuclear que abarquen todas las etapas del ciclo de vida de las instalaciones nucleares. Dispone también que todas las fases de la vida de una instalación tendrán como objetivo la prevención de accidentes y, en caso de que estos se produzcan, la atenuación de sus consecuencias.

   Aunque se considera que el marco normativo español ya incorporaba, en gran medida, los distintos requisitos exigidos por la Directiva 2014/87/Euratom, el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, ha venido a completar la trasposición de dicha Directiva al ordenamiento jurídico nacional. Puede encontrarse información adicional sobre este Reglamento bajo el artículo 19.2 del presente Informe.

ii) La Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas básicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, es el resultado de la modificación y refundición de cinco directivas anteriores, a las que deroga, estableciendo las normas básicas de seguridad uniformes aplicables a la protección de la salud de las personas sometidas a exposición ocupacional, médica y poblacional frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes. La directiva resulta de aplicación a cualquier situación de exposición planificada, existente o de emergencia que implique un riesgo de exposición a radiaciones ionizantes que no pueda considerarse despreciable desde el punto de vista de la protección radiológica o en relación con el medio.

   Habida cuenta de su complejidad, la directiva está siendo traspuesta al ordenamiento jurídico nacional por medio de distintas disposiciones normativas, cuyo ámbito de aplicación compete a distintos Ministerios y al Consejo de Seguridad Nuclear, señalándose a continuación, únicamente, aquellas más significativas dentro del alcance de esta Convención.

   Actualmente continúa en tramitación un proyecto de real decreto por el que se apruebe un nuevo Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, que derogaría el actual reglamento en la materia. Asimismo, las modificaciones introducidas por este nuevo reglamento y por el mencionado Reglamento sobre seguridad nuclear en instala-

ciones nucleares hacen necesaria la revisión del hasta ahora vigente Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, al objeto de completar, de forma coherente, el marco reglamentario relacionado con la energía nuclear, transponiendo en esta revisión los aspectos de la Directiva 2013/59/Euratom que afectan a su ámbito de aplicación y armonizando su contenido con lo dispuesto en los referidos reglamentos.

Asimismo, esta revisión del RINR prevé que los comités de información, que hasta ahora solamente se venían celebrando en los municipios en los que están situadas las centrales nucleares con el fin de informar a la población del entorno durante la construcción, explotación y desmantelamiento de dichas centrales, se hagan extensivos, además, a las instalaciones de almacenamiento centralizado de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos, en línea con la sugerencia que, a tales efectos, se efectuó a España durante la sexta reunión de revisión.

Información adicional acerca de las disposiciones en tramitación puede encontrarse bajo la sección k.2 del presente Informe.

Por otro lado, el Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas, incorpora a nuestro ordenamiento jurídico la Directiva 2013/59/Euratom en lo que se refiere a las actuaciones a llevar a cabo para la detección, el control y la gestión de las fuentes huérfanas. Información detallada acerca del mismo puede encontrarse bajo el artículo 28.1 de este Informe.

Por último, cabe mencionar la Orden ETU/1185/2017, de 21 de noviembre, por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en instalaciones nucleares, que traspone parcialmente al derecho español la citada Directiva 2013/59/Euratom, en lo relativo a la desclasificación de los materiales residuales sólidos generados en instalaciones nucleares. Información detallada acerca de la orden puede encontrarse bajo el artículo 19.2.

b) Adopción de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)

El vigente Sexto PGRR ya contiene las estrategias y actuaciones a llevar a cabo en los campos de la gestión de los residuos radiactivos, incluyendo el combustible gastado, y el desmantelamiento de instalaciones, así como las correspondientes previsiones económico-financieras para acometerlas.

Sin embargo, tanto la necesidad de actualizar dichas previsiones, como la de adaptarse a los requisitos de la nueva Directiva 2011/70/Euratom hacen necesaria la adopción, por parte del Gobierno, de un nuevo Plan.

En este sentido, aunque el marco normativo español ya requería el establecimiento de un programa nacional desde mucho antes de la entrada en vigor de la directiva (el primer PGRR data de 1987) la adopción del Séptimo PGRR se realizará conforme a este nuevo marco comunitario, adaptándolo a sus requisitos e incluyendo aquellos aspectos que no estaban explícitamente presentes en el Sexto PGRR.

Por ello, con fecha 10 de marzo de 2020, Enresa remitió, conforme a lo establecido en el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, una propuesta de PGRR a la Secretaría de Estado de Energía del MITERD, que dio inicio a la tramitación de un borrador de Séptimo Plan. Conforme a lo dispuesto en la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, dicho Plan habrá de ser aprobado por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previo informe del CSN y oídas las Comunidades Autónomas en

materia de ordenación del territorio y medio ambiente. Asimismo, el PGRR habrá de someterse a una Evaluación Ambiental Estratégica que, conforme a la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental, incluirá el correspondiente trámite de información pública, así como consultas a las Administraciones públicas afectadas y personas interesadas. Información más detallada puede encontrarse bajo la sección B1 del presente Informe.

c) Situación del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de combustible gastado

El vigente Sexto PGRR, aprobado en junio de 2006, contempla la construcción y puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) como estrategia básica para la gestión del combustible gastado procedente de las centrales nucleares españolas hasta la disponibilidad de una solución definitiva.

Conforme a la normativa medioambiental, Enresa presentó, en agosto de 2013, la solicitud para que el proyecto fuera sometido al procedimiento de Evaluación de Impacto Ambiental (EIA) acompañándola del correspondiente documento de Inicio, con objeto de determinar el contenido y alcance del Estudio de Impacto Ambiental (EsIA). Dicho Estudio fue presentado en mayo de 2014 y sometido al trámite de consultas a las entidades y organismos afectados y de participación pública para la formulación de las correspondientes alegaciones.

Asimismo, por lo que se refiere a la normativa nuclear, Enresa presentó, en enero de 2014, ante el anterior MINETAD (Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital)[1], la solicitud de autorizaciones de emplazamiento y de construcción como instalación nuclear del ATC. A su vez, el MINETAD solicitó al Consejo de Seguridad Nuclear el informe preceptivo en relación con ambas solicitudes. El CSN informó favorablemente la autorización previa en julio de 2015.

Sin embargo, con fecha de 5 de julio de 2018, el Secretario de Estado de Energía del anterior MITECO (Ministerio para la Transición Ecológica) solicitó al CSN dejar en suspenso la emisión del informe preceptivo de dicho Organismo relativo a la solicitud de autorización de construcción, al objeto de poder analizar las circunstancias y previsiones actuales y disponer de una planificación ajustada a las mismas, que se concretarán en el Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos. Información más detallada al respecto puede encontrarse bajo la sección B4 del presente Informe.

d) Actuaciones en otras instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado

Las centrales nucleares españolas en explotación almacenan el combustible gastado en sus propias piscinas. Durante el periodo cubierto por el presente Informe, las centrales de Almaraz y de Vandellós II han solicitado la renovación de su autorización de explotación, por lo que, como parte de lo requerido por la normativa vigente, se están llevando a cabo las correspondientes Revisiones Periódicas de Seguridad de la instalación, incluyendo las piscinas, tal y como se detalla en el artículo 8 y en el 9.1.

Adicionalmente, algunas centrales se han visto en la necesidad de poner en marcha almacenes temporales individualizados (ATIs) como complemento a la capacidad de almacenamiento de sus piscinas o ante la necesidad de abordar su desmantelamiento en tanto no se dispone de una solución de almacenamiento centralizada. Durante el periodo cubierto por el Informe, a los ATIs ya existentes en de Trillo, José Cabrera y

[1] *El Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital (MINETAD) ostentaba las competencias en materia de energía nuclear, que con posterioridad fueron asumidas por el Ministerio para la Transición Ecológica (MITECO) y actualmente por el Ministerio para la Transición Ecológica y Reto Demográfico (MITERD).*



Vista de la Central Nuclear Cofrentes (Valencia).



Vista del ATI de la Central Nuclear Cofrentes, en fase de licenciamiento.

Ascó, se han venido a sumar los de Almaraz y Santa María de Garoña (se pueden encontrar más detalles en la sección D1).

Asimismo, la Central Nuclear Cofrentes ha comenzado el licenciamiento de un nuevo ATI (se espera el inicio de operación en los próximos meses), mientras que la central de Trillo ha tenido que acometer el licenciamiento de una modificación de esta instalación para dar cabida a un mayor inventario de combustible gastado. Esta actuación se prevé asimismo para el ATI existente en la central de Santa María de Garoña (detalles adicionales en los artículos 6, 7, 8 y 9.1 del presente Informe).

e) Actuaciones significativas en relación con instalaciones de gestión de residuos radiactivos

España gestiona los residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA), así como los residuos de muy baja actividad (RBBA) en el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril (C.A. El Cabril). Dicho centro cuenta con una capacidad autorizada de gestión de RBBA que permita gestionar las previsiones de generación mientras que, en el caso de los RBMA, Enresa prevé solicitar autorización para la ampliación de la capacidad. Se facilitan detalles adicionales bajo la sección B5 y en el artículo 13.

f) Actuaciones significativas en relación con el desmantelamiento de instalaciones

Como se ha indicado con anterioridad, continúan los trabajos de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, en curso desde 2010, hallándose el reactor de Vandellós I, tras su desmantelamiento parcial, en fase de latencia desde 2005 con una duración estimada de 25 años.

Ambos proyectos han permitido el desarrollo de conocimientos, capacidades y herramientas, tanto genéricas como específicas, en la planificación, organización y optimi-



Vista de las celdas de almacenamiento definitivo de RBMA de la Plataforma sur del C.A. El Cabril.

zación de actividades de desmantelamiento de instalaciones nucleares. Se considera especialmente relevante la experiencia adquirida en la integración de las actividades de desmantelamiento y la gestión de residuos, en las tecnologías aplicadas para el desmantelamiento de los grandes componentes y en las prácticas de reducción de volumen implantadas, así como en la estimación de los costes de desmantelamiento previstos, tomando como referencia las lecciones aprendidas del análisis de costes reales del desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera. Información más detallada de estos proyectos puede encontrarse en la sección D5.

La experiencia acumulada en estos proyectos será clave para la planificación y ejecución del resto de desmantelamientos y, particularmente, del próximo desmantelamiento de la Central Nuclear Santa María de Garoña, en cese de explotación desde 2013, con carácter definitivo desde 2017. En el caso concreto de esta central, no ha sido posible planificar su desmantelamiento ni las actividades preparatorias durante la etapa final de operación, por lo que la solicitud de desmantelamiento no ha sido presentada por el titular a fecha de emisión de este informe.

g) Aplicación efectiva de la cultura de seguridad en el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

El concepto de *"cultura de seguridad"* fue acuñado por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) a raíz del accidente de la central nuclear de Chernobyl, ocurrido en abril de 1986. Este accidente puso de manifiesto la importancia que tienen para la seguridad los aspectos relacionados con la cultura de seguridad, definida como el conjunto de características y actitudes de las organizaciones e individuos que establecen que, como una prioridad primordial, los objetivos de seguridad y protección reciben una atención acorde a su importancia.

La norma de seguridad del OIEA, GSR Parte 2 *"Liderazgo y gestión en pro de la seguridad"* establece que uno de los aspectos fundamentales a garantizar por el sistema de gestión de un Organismo regulador es la promoción de una cultura de seguridad robusta, la evaluación de la misma y el desarrollo de planes de mejora basados en sus resultados.

Con fecha 12 de enero de 2017 el Pleno del CSN aprobó el documento denominado *"Política del CSN sobre Cultura de Seguridad"*. Dicho documento define la cultura de seguridad en el CSN como el conjunto de características y actitudes compartidas por todo el personal, que asegura que cumplir la misión de este Organismo es la máxima prioridad y está siempre presente en todas sus actividades.

Para la elaboración del documento *Política del CSN sobre cultura de seguridad* se constituyó un grupo de trabajo que consultó las iniciativas existentes en la materia a nivel internacional con el objeto de disponer de información sobre las diferentes aproximaciones utilizadas por organismos reguladores en la implantación práctica de este concepto, así como recabar todas las publicaciones elaboradas por organizaciones internacionales en este tema como material de referencia en la ejecución de este proyecto.

Asimismo, el mencionado grupo de trabajo del CSN realizó una propuesta de plan de acción para la promoción y refuerzo de la cultura de seguridad en el Organismo. Uno de los puntos contenidos en dicho plan es la realización de una evaluación de la cultura de seguridad del Organismo.

En el año 2018 el CSN ya ha iniciado las actividades necesarias para el desarrollo de una autoevaluación interna sobre cultura de seguridad en su seno. En este sentido se ejecutaron actividades formativas dirigidas al personal del Organismo, en todos sus niveles, con objeto de instruir y dar a conocer el significado y atributos del concepto

de cultura de seguridad particularizando en el caso de un Organismo regulador, con el objetivo de concienciar al personal sobre la importancia del concepto. Esta acción formativa constituye el punto de partida en la construcción de un lenguaje común sobre cultura de seguridad, así como el mecanismo inicial para disponer de la preparación necesaria para comprender y contribuir al proceso de autoevaluación que precisará la colaboración y participación de todo el personal del Organismo.

El Pleno del CSN, en su reunión de 29 de enero de 2020, aprobó la contratación de una empresa externa para dar apoyo al Organismo en el proceso de autoevaluación de cultura de seguridad. Este proceso durará 12 meses y se realizará entre los años 2020 y 2021.

h) Actuaciones en relación con la disponibilidad de recursos financieros

El Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, que cubre las actividades desarrolladas por Enresa no solo en lo relativo a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, sino también en el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, amén de costes de estructura y de I+D, se dota mediante ingresos procedentes de distintas tasas, incluidos los rendimientos financieros generados por los mismos, según se detalla en el Anexo D.

En el periodo cubierto por el presente Informe se ha procedido a la actualización de la tasa relativa a las centrales nucleares en explotación, con objeto de adecuarla a las actuales estimaciones de costes futuros y al periodo de explotación de centrales previsto en base al borrador del Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC). Información más detallada en relación con esta medida puede encontrarse en el artículo 22.2 del presente Informe.

i) Misión combinada IRRS-ARTEMIS

España acogió, en octubre de 2018, una misión combinada —*la primera de su tipo*— de revisión inter-pares IRRS-ARTEMIS auspiciada por el Organismo Internacional de la Energía Atómica.

El informe final resultante de la misión identificó algunas recomendaciones y sugerencias que resulta necesario abordar, y para las que se ha establecido un Plan de acción con las correspondientes actuaciones, responsables e hitos. Asimismo, el equipo de la misión señaló como buena práctica el proceso de incorporación de las mejores técnicas en el diseño del ATC, junto con las numerosas capacidades de gestión del combustible gastado.

El informe resultante de la misión se encuentra disponible a través de las páginas web del MITERD y de CSN, y un resumen de la misma puede encontrarse en la sección K4 del presente Informe.

j) Mantenimiento de personal formado y entrenado en el sector nuclear

Información detallada al respecto puede encontrarse bajo el artículo 22.1 del presente Informe, con objeto de dar cuenta de los principales desarrollos al respecto.

A.3. Overarching common issues: Desarrollos en el ámbito de la gestión del combustible gastado y en la gestión de los residuos radiactivos con posterioridad al sexto Informe Nacional

Las Partes Contratantes reunidas en la sexta reunión de revisión acordaron abordar, según proceda, en los informes nacionales para la séptima reunión de revisión, las medidas reales que se hubieran adoptado en la implementación de las siguientes cuestiones:

Aplicación de estrategias nacionales de gestión del CG y RRRR

Como se identificó en la sexta reunión de revisión, conforme las instalaciones existentes de almacenamiento temporal (piscinas, almacenamientos temporales individualizados) o definitivas (Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril) de residuos radiactivos o combustible gastado van aumentando su ocupación, y en tanto no se solventen las dificultades, entre otras la aceptación social, para poner en marcha nuevos emplazamientos, es necesario garantizar la disponibilidad de capacidad adecuada que permita la operación segura y óptima de las instalaciones actualmente en explotación.

Una de las principales formas de optimización de la capacidad existente que España viene abordando es la reducción en la generación de residuos al mínimo razonablemente posible,



Vista aérea de las instalaciones de almacenamiento definitivo de RBMA del C.A. El Cabril (Córdoba).

tanto en actividad como en volumen, mediante la aplicación de medidas adecuadas de diseño y prácticas de explotación y clausura adecuadas, incluidos el reciclaje y la reutilización de los materiales, consagrada como principio general por el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos y en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).

Así, de conformidad con ambos, la minimización en la generación de residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA) y de los residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA) y de su volumen, de cara a la optimización de la ocupación de las celdas del C.A. El Cabril, es una línea permanente de actuación. En este sentido, la política de colaboración entre Enresa y los principales productores de residuos se mantiene y refuerza, participando en grupos de trabajo conjuntos, desarrollando y utilizando equipos de tratamiento, descontaminación y caracterización en las distintas centrales (tanto en operación como en desmantelamiento), y llevando a cabo de forma conjunta los proyectos que permitan la aplicación de tecnologías y equipos de reducción de volumen, desclasificación y descontaminación, en definitiva de la aplicación de vías de gestión que permitan la optimización de su gestión.

Entre las líneas a promover en materia de reducción de volumen destaca la desecación, descontaminación de residuos, el tratamiento mediante fundición de grandes equipos y componentes y los proyectos de desclasificación de materiales residuales.

Por otro lado, Enresa puso en operación en 2018 su primera planta para el tratamiento de suelos contaminados asociados al proyecto de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, con el objetivo de reducir el inventario y volumen de los residuos de muy baja actividad (RBBA) mediante un tratamiento de lavado que permite alcanzar niveles de desclasificación. El diseño de esta planta fue apreciado favorablemente por el CSN con fecha 13 de julio de 2016 y los resultados de las pruebas para la puesta en marcha con fecha 6 de junio de 2018.



Imagen de la planta para el tratamiento de suelos en la central nuclear de José Cabrera.

En España, al igual que en otros muchos países, se desarrollan algunas actividades industriales que utilizan y procesan materias primas con contenido radiactivo de origen natural, con la consiguiente generación de materiales residuales que tienen contenido radiactivo. Siguiendo las normas de la Unión Europea, la reglamentación española en el ámbito radiológico contempla este tipo de actividades y establece las condiciones en las que es preciso algún tipo de control de las mismas por razones radiológicas.

Así, en la Orden IET/1946/2013, de 17 de octubre, por la que se regula la gestión de los residuos generados en las actividades que utilizan materiales que contienen radionucleidos naturales, se establecen los valores de las concentraciones de actividad (niveles de exención/desclasificación) que, en caso de no superarse, permiten que la gestión de estos residuos se haga de forma convencional, o, en caso contrario, obliga a que se lleve a cabo, por parte del titular de la actividad, un estudio de impacto radiológico para conocer cuál puede ser la dosis efectiva anual resultante para los miembros del público y para los trabajadores. La orden establece que, en el caso de que se superen ciertos valores, dichos materiales habrán de ser gestionados por Enresa como residuos radiactivos.

Como novedad con respecto al Sexto Informe Nacional para la Convención Conjunta, destaca la Orden ETU/1185/2017, de 21 de noviembre, por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en instalaciones nucleares. Esta orden traspone parcialmente al derecho español la Directiva 2013/59/Euratom, del Consejo, de 5 de diciembre de 2013 en lo relativo a la desclasificación de los materiales residuales sólidos generados en instalaciones nucleares. En virtud de esta orden, el anterior sistema de autorización administrativa caso por caso es sustituido por un modelo en el que se permite a los propios titulares de las instalaciones llevar a cabo la desclasificación de los materiales residuales, atendiendo a los niveles establecidos en el anexo I de dicha orden. Información detallada acerca de la orden puede encontrarse bajo el artículo 19.2.

En todo caso, como se señala en el borrador de Séptimo PGRR, las estimaciones realizadas y el análisis de la capacidad de las celdas de RBMA actualmente existentes en el C.A. El Cabril señalan la necesidad de habilitar nuevas celdas en dicha instalación. Ello con objeto de no afectar a la planificación de operación y desmantelamiento del resto de instalaciones generadoras de residuos, y poder continuar con el normal almacenamiento de estos residuos.

La construcción de las nuevas celdas de RBMA solo se plantea en el emplazamiento del C.A. El Cabril, al disponer esta instalación de sistemas de tratamiento y acondicionamiento, de almacenamiento temporal, de verificación de la calidad de los residuos y otras auxiliares. Adicionalmente, con ello se evitará la duplicidad de costes de explotación, habida cuenta que las instalaciones existentes seguirán funcionando para la gestión de RBBA durante el mismo período.

Por último, cabe destacar la optimización de espacio de almacenamiento que ha supuesto para el C.A. El Cabril, desde 2008, la entrada en funcionamiento de la instalación complementaria para almacenamiento de los residuos RBBA (véase D.3). Los residuos radiactivos de muy baja actividad, según el OIEA, son una tipología de materiales que, por su bajo contenido radiactivo y menor peligrosidad, pueden ser almacenados en instalaciones específicamente diseñadas para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos cuando las autoridades competentes así lo aprueben y en las condiciones que estas determinen. Esta aproximación ofrece un enfoque graduado que relaciona las características propias de esta subclase de residuos radiactivos con el diseño de instalaciones específicas. A fecha de cierre de este Informe, el C.A. El Cabril cuenta con 4 celdas autorizadas para RBBA, con una capacidad conjunta de unos 130.000 m^3, habiéndose construido dos de las cuatro celdas.

Implicaciones de seguridad de la gestión a largo plazo del combustible gastado

Desde el Plan Energético Nacional de 1983, y tal como se viene reflejando en los sucesivos PGRR desde entonces, España ha optado por el ciclo abierto. Como consecuencia, la estrategia recogida en dichos Planes contemplaba el establecimiento de un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) como solución para el almacenamiento definitivo del combustible gastado (CG) y residuos de alta actividad (RAA) generado en las instalaciones españolas.

No obstante, en línea con las conclusiones de los debates mantenidos en la sexta reunión de revisión, una solución de tales características debe estar respaldada por claros argumentos de seguridad y por programas de investigación que así la avalen.

En los dos primeros PGRR, aprobados en 1987 y 1991, se planteaba un plan de selección de emplazamientos, así como los estudios y seguimiento de las realizaciones en el contexto internacional y las actividades de investigación y desarrollo correspondientes. En los siguientes Planes se fueron incorporando las actividades de diseño, evaluación del comportamiento y los correspondientes proyectos de I+D que permitieran, por una parte, desarrollar y validar las tecnologías correspondientes para la caracterización de los emplazamientos y, por otra, desarrollar los modelos y la obtención de los parámetros de los procesos relevantes que afectan a la evaluación de la seguridad.

Sin embargo, el Quinto PGRR, aprobado en 1999, pospuso cualquier decisión sobre las soluciones finales hasta 2010, habida cuenta de que los progresos científicos y tecnológicos que se realizaron a lo largo de las últimas décadas hacia el almacenamiento definitivo no estuvieron exentos de dificultades de aceptación social que reclamaban un retraso en la toma de decisiones y una apertura hacia otras alternativas de gestión.

Es por ello que se estimó conveniente posponer las decisiones más significativas sobre el AGP relacionadas con la selección del emplazamiento candidato o con posibles laboratorios experimentales subterráneos, en tanto se continuaba profundizando en el análisis de la viabilidad y la posible influencia de las nuevas tecnologías en la gestión final de los residuos de alta actividad y larga vida y, en general, en la apertura a cualquier opción que pueda contribuir a una gestión más adecuada y aceptada por la sociedad.

Por ello, dicho Plan y el Sexto PGRR, aprobado en 2006, enfatizaron, como objetivo estratégico, la conveniencia de disponer de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) para el CG y los RAA hasta la entrada en funcionamiento de una solución definitiva, y reorientaron las actividades desarrolladas en planes anteriores en relación con el AGP a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia.

Entre las acciones programadas en el Sexto PGRR, al objeto de acometer las iniciativas que, en su momento, fueran necesarias para apoyar el proceso de toma de decisiones, se incluyó, entre otras, la remisión a la Subdirección General de Energía Nuclear del MITERD de un informe sobre los "Proyectos Básicos Genéricos" del AGP que compendiara el nivel de conocimiento adquirido por Enresa en relación al almacenamiento definitivo de CG y RAA. A este informe se añadió otro sobre los procesos de toma de decisiones en relación con la gestión definitiva de CG y RAA en países con una problemática similar a la de España.

Más recientemente, las recomendaciones del equipo de revisión de la misión conjunta IRRS-ARTEMIS[2] se centraron, en lo referente a la gestión de RRRR, y entre otros asuntos, en la necesidad de avanzar en los planes para desarrollar un proyecto de AGP en nuestro país. A tal

[2] *Como ya se ha indicado en el Informe, en octubre de 2018 se llevó a cabo en España una misión conjunta de revisión inter-pares IRRS-ARTEMIS del Organismo Internacional de Energía Atómica.*

efecto, el Plan de Acción derivado de las conclusiones de la misión ARTEMIS establece las actuaciones, hitos y responsables necesarios para fortalecer el avance de dicho proyecto con la participación de las tres principales instituciones implicadas (MITERD, CSN y Enresa). Las acciones emprendidas a consecuencia del Plan de Acción estarán en consonancia con las líneas de actuación del próximo PGRR, una vez que se adopte. A fecha de cierre de este Informe, el grado de implementación de este Plan de Acción es todavía preliminar.

Los informes que, conforme a lo anterior, se están actualizando en relación con el AGP, se refieren a las siguientes áreas: diseño e ingeniería de un AGP en arcilla y evaluación de seguridad en este medio; diseño e ingeniería de un AGP en granito y evaluación de seguridad en este medio; metodologías de selección y caracterización; y marco regulador y normativo. Estos informes propios, realizados por Enresa, se complementan con un número de informes externos.

En todo caso, en los últimos años se han podido constatar plazos de almacenamiento del combustible gastado más prolongados de lo que se había estimado inicialmente, debido normalmente al retraso en la implementación de soluciones de carácter definitivo para el mismo. Es por ello que se han desarrollado normativas, regulación, métodos de análisis e inspección asociados a la renovación de las licencias de los sistemas de gestión empleados para su almacenamiento y permitir la prolongación del mismo en condiciones seguras.

En ese sentido, los operadores de las centrales nucleares españolas y Enresa presentaron al CSN un plan de acción para la presentación coordinada de Programas de Gestión de Vida asociados a los sistemas de gestión de combustible gastado empleados en España (contenedores y sistemas de almacenamiento y transporte) dando con ello cumplimiento a lo requerido en el artículo 4.4 de la Instrucción IS-29, del CSN, sobre instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad[3] y al artículo 33 del Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares[4] (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, y anticipando la próxima renovación de licencia de alguno de los sistemas empleados en España.

En particular, la primera de las renovaciones de autorización de diseño de un contenedor de almacenamiento que, habiendo estado cargado con combustible gastado por un periodo de 20 años, será necesario otorgar conforme a lo requerido por la Instrucción IS-20, del CSN, sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado[5], tendrá lugar en 2022. Dicha normativa establece los requisitos para las renovaciones de licencia de dichos sistemas, así como el cumplimiento de los criterios de gestión de vida a considerar desde la fase de diseño.

Asimismo, se ha publicado recientemente la normativa del OIEA SSR-6 sobre Transporte de Residuos Radiactivos, que será incorporada al ordenamiento jurídico nacional próximamen-

[3] *Artículo 4.4 de la IS-29: "Durante el periodo de almacenamiento previsto, el titular deberá implantar un programa de gestión de vida de los sistemas, estructuras y componentes definidos como importantes para la seguridad, y definir los intervalos de mantenimiento preventivo o correctivo, pruebas periódicas e inspección necesarios para mantener la seguridad del almacenamiento temporal mediante la fiabilidad y cualificación requerida".*

[4] *Artículo 33 del RSNIN: "El titular debe llevar a cabo un programa de gestión de envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes importantes para la seguridad según la normativa específica aplicable, al objeto de asegurar el mantenimiento de sus funciones en las condiciones previstas en sus bases de diseño durante la fase de explotación de la instalación".*

[5] *Artículo 5.1.b de la IS-20: "La aprobación del diseño […] tendrá un período de validez máximo de 20 años a contar desde la fecha de emisión de la correspondiente Resolución. La solicitud de prórroga o renovación de la Autorización deberá realizarse con al menos un año de antelación a la fecha límite, e irá acompañada de una justificación de que el almacenamiento de combustible no ha afectado adversamente a las estructuras, sistemas y componentes del contenedor importantes para la seguridad, de acuerdo con los requisitos aplicables".*

te, en el que las renovaciones de licencia de los sistemas de transporte también deben considerar el almacenamiento previo de los residuos, si fuese el caso, en la gestión de vida del sistema.

Los mencionados Programas de Gestión de Vida incluirán los análisis y propuestas de inspección periódicas de las características que aseguren el cumplimiento de las condiciones seguras de cada uno de los sistemas. En ese sentido, Enresa participa también activamente en iniciativas internacionales relacionadas con estos asuntos, tales como las auspiciadas por EPRI (Electric Power Research Institute) dentro del programa *"Extended Storage Collaboration Program"* (ESCP) sobre colaboración en almacenamiento extendido, o el Programa de Investigación Coordinado (CRP en sus siglas en inglés) del OIEA sobre Programas de Gestión de Vida. En dichas iniciativas se investiga sobre las condiciones de almacenamiento del combustible gastado a largo plazo, en particular las de los combustibles de mayor grado de quemado, como también las del propio sistema que los almacena.

Asimismo, Enresa participa, junto con otros miembros de CEIDEN[6], en la organización de proyectos para desarrollar metodologías y métodos de inspección sobre sistemas de almacenamiento de combustible gastado. Un ejemplo de ello fue la instalación de fibras ópticas en un sistema de hormigón en la Central Nuclear José Cabrera para demostrar la viabilidad de la medida de temperaturas en condiciones reales, en colaboración con ENSA (Equipos Nucleares, S.A., S.M.E,) y el CSIC-IFCA (Consejo Superior de Investigaciones Científicas - Instituto de Física de Cantabria). También Enresa ha promovido proyectos de investigación sobre el comportamiento mecánico de combustibles de altos quemados en condiciones de almacenamiento y transporte, así como para la determinación de términos fuente como base de diseño de los sistemas empleados.

En resumen, la gestión del combustible gastado lleva implícita, hoy por hoy, una etapa de almacenamiento temporal previa a su gestión final en un almacén geológico profundo (AGP) que se prolongará durante un periodo de tiempo superior al inicialmente previsto. Por ello, es necesario analizar el comportamiento del combustible gastado en las condiciones en que va a permanecer almacenado durante ese tiempo, además de las condiciones de transporte subsiguientes, en tanto no esté disponible el AGP. Esto implica desarrollar planes de gestión de vida y programas de envejecimiento para las tecnologías de almacenamiento utilizadas y, de este modo, poder dar cumplimiento a los requisitos de seguridad.

En relación con el programa de almacenamiento definitivo, teniendo en cuenta la información ya desarrollada y disponible relativa a las formaciones geológicas del país, los diseños conceptuales no específicos de ningún emplazamiento concreto y los ejercicios de evaluación de la seguridad y del comportamiento que incorporan los modelos desarrollados a través de los distintos planes de I+D, las principales decisiones a considerar estarán relacionadas con la definición del proceso de selección de emplazamientos, así como con el establecimiento de un marco regulador que posibilite el desarrollo del proyecto AGP en todos sus aspectos. En tanto no exista un emplazamiento que se pueda caracterizar para evaluar su viabilidad no es factible progresar en aspectos que guardan una relación muy estrecha con las características de dicho emplazamiento.

Finalmente, las actividades de investigación estarán orientadas, fundamentalmente, a profundizar en el conocimiento relativo al comportamiento del combustible gastado, a las barreras de ingeniería y las técnicas de caracterización de emplazamientos y modelos de migración de radionucleidos.

[6] *Plataforma tecnológica de energía nuclear de fisión que tiene por objeto la coordinación de las necesidades y esfuerzos nacionales de I+D+I en el campo de dicha tecnología.*

Vinculación de la gestión a largo plazo y la disposición final de fuentes radiactivas selladas en desuso

La gestión de fuentes en España se ha desarrollado gracias al marco regulador que, desde el 1986, confiere facultad a Enresa para realizar diferentes actuaciones al respecto, tales como la retirada de fuentes o su almacenamiento temporal y el definitivo. Información detallada acerca de este marco puede encontrarse bajo el artículo 28.1 del presente Informe.

La línea preferente de actuación en relación a las fuentes radiactivas es la devolución al suministrador original o, caso de no ser posible, el almacenamiento temporal y el almacenamiento definitivo, ambos en el C.A. El Cabril.

En relación con el almacenamiento temporal, desde 1993 las fuentes en desuso retiradas por Enresa se almacenan en los almacenes temporales del C.A. El Cabril.

Con respecto al almacenamiento definitivo de fuentes en desuso, este tiene lugar en el C.A. El Cabril, la instalación centralizada de almacenamiento definitivo cercana a superficie de RBMA, no existiendo en España instalaciones de disposición final en pozos profundos. Cabe diferenciar distintos periodos en los que aplicaron diferentes modelos de gestión, cuya experiencia se comparte a continuación:

- ✓ De 1993 a 2000: las fuentes selladas en desuso almacenadas temporalmente en el C. A. El Cabril, independientemente de la vida del isótopo que las constituyese, se gestionaron atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación de los residuos para su almacenamiento definitivo en las celdas de baja y media actividad establecidos en los permisos provisionales de explotación otorgados al C. A. El Cabril.



Detalle de contenedores para el almacenamiento de RBMA en las celdas de almacenamiento de El Cabril.

- ✓ De 2000 a 2014: las fuentes selladas en desuso almacenadas temporalmente en el C. A. El Cabril con periodo de semi-desintegración menor o igual al correspondiente al Co-60 se gestionaron atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento, ya fueran de nivel 1 o de nivel 2[7], para su almacenamiento definitivo en las celdas de baja y media actividad establecidos en la autorización de explotación.
- ✓ Desde 2014: Además de las anteriores, se gestionan también las fuentes con isotopos con un período de semi-desintegración mayor que el del Co-60 e igual o menor que el del Cs-137 atendiendo al cumplimiento de los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento de nivel 1.

Las fuentes en desuso almacenadas temporalmente en el C. A. El Cabril, con periodo de semi-desintegración superior al correspondiente al Cs-137, no pueden almacenarse definitivamente sin la previa autorización del Consejo de Seguridad Nuclear.

Rehabilitación de antiguos emplazamientos o instalaciones

El vigente Plan General de Residuos Radiactivos contempla la necesidad de gestión de grandes volúmenes de residuos (del orden de unos 75 millones de toneladas de estériles de mina y unos 14 millones de toneladas de estériles de proceso) con un bajo contenido en radiactividad de origen natural. Estos residuos fueron generados como consecuencia de actividades de la primera fase del ciclo de combustible, y se vienen gestionando, siguiendo la práctica internacional, en los propios emplazamientos en los que se ubican las instalaciones de minería y de fabricación de concentrados de uranio.

El marco legislativo viene establecido por la Ley 22/1973, de 21 de junio, de Minas y por el Real Decreto 975/2009, de 12 de junio, sobre gestión de los residuos de las industrias extractivas y de protección y rehabilitación del espacio afectado por actividades mineras, que requiere la autorización de un plan de restauración del espacio afectado por las labores mineras.

La vinculación con el ámbito nuclear y radiológico se define en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, que establece que

> *"los permisos de explotación y la ejecución de los planes de restauración de las minas de uranio requerirán, con carácter previo a su concesión por la autoridad competente, el informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear en materia de protección radiológica".*

Por tanto, la restauración y rehabilitación de los emplazamientos de antiguas explotaciones mineras y de la fabricación de concentrados de uranio han sido objeto de atención por la autoridad reguladora nuclear y radiológica, como es el caso de la antigua Fábrica de Uranio de Andújar (FUA). La rehabilitación de estos emplazamientos de actividad minera y de fabricación de concentrados ha consistido inicialmente en la estabilización in situ de los residuos generados, aportando unos materiales de cobertura que actúan como barreras protectoras geo-mecánicas y radiológicas para minimizar el riesgo de intrusión, de erosión, de dispersión de los productos almacenados y contra el riesgo de la exposición al radón en los núcleos de población próximos.

[7] *Las unidades de almacenamiento se clasifican, de acuerdo con su actividad másica, en niveles 1 ó 2.*

Las principales actuaciones de restauración sobre emplazamientos mineros fueron llevadas a cabo fundamentalmente en el periodo de finales de los años 90 y la primera década del 2000, tras las correspondientes autorizaciones. Los emplazamientos actualmente restaurados y en periodo de vigilancia y cumplimiento se recogen en la sección D5 de este Informe (Instalaciones en fase de clausura). Sobre estos emplazamientos en periodo de cumplimiento, el titular lleva a cabo un Plan de vigilancia y mantenimiento establecido en el condicionado de las autorizaciones.

Algunas de las minas han solicitado recientemente la finalización de este Plan de vigilancia y mantenimiento. El CSN ha concluido en la necesidad de mantener el Plan de vigilancia y cumplimiento por un periodo no definido, en función de los resultados que se vayan obteniendo.

Respecto a antiguas instalaciones, son de destacar las actuaciones llevadas a cabo en el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT). CIEMAT dispone de autorización de funcionamiento como instalación nuclear única, concedida mediante resolución del entonces Ministerio de Industria y Energía de 15 de julio de 1980. En la instalación coexistían instalaciones nucleares y radiactivas, en dos grupos diferenciados: unas instalaciones no operativas, paradas, en fase de desmantelamiento para su clausura o clausuradas, y otro grupo de instalaciones radiactivas operativas de segunda y tercera categoría.

El desmantelamiento de las instalaciones paradas y en fase de clausura fue autorizado por Orden Ministerial de 14 de noviembre de 2005, bajo la denominación de PIMIC-Desmantelamiento (PIMIC-D). CIEMAT es el titular y Enresa es el responsable de la ejecución de las actividades de desmantelamiento. En la actualidad, todas las instalaciones nucleares de PIMIC-D se encuentran desmanteladas y completados los trabajos de rehabilitación de dos áreas del emplazamiento (terrenos) donde se había identificado presencia de radiactividad derivada de las actividades del pasado.

Sección B.

Políticas y Prácticas

Sección B. Políticas y Prácticas

Esta sección comprende las obligaciones previstas en el Artículo 32 párrafo 1 de la Convención.

> ***Artículo 32.1.*** *De conformidad con las disposiciones del artículo 30, cada Parte Contratante presentará un informe nacional en cada reunión de revisión de las Partes Contratantes. El informe tratará de las medidas adoptadas para cumplir cada una de las obligaciones de la Convención. El informe de cada Parte Contratante tratará también sobre lo siguiente:*
>
> *i. Políticas de gestión de combustible gastado;*
> *ii. Prácticas de gestión de combustible gastado;*
> *iii. Políticas de gestión de residuos radiactivos;*
> *iv. Prácticas de gestión de residuos radiactivos;*
> *v. Criterios empleados para definir y clasificar por categorías los residuos radiactivos.*

B.1. Política y estrategia general en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado

De acuerdo con lo establecido en el artículo 38 bis de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, y que se encomienda a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A., S.M.E. (Enresa) de acuerdo con lo establecido en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) aprobado por el Gobierno. A estos efectos, Enresa se constituye como medio propio y servicio técnico de la Administración, realizando las funciones que le sean encomendadas por el Gobierno.

Al Gobierno corresponde el establecimiento de la política y el programa nacional sobre gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos.

Dicho Plan debe recoger, de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en España en el corto, me-

dio y largo plazo, encaminadas a la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras y las medidas e instrumentos necesarios para llevarlas a cabo.

El Plan es elaborado por Enresa y aprobado por el Gobierno, a propuesta del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y oídas las Comunidades Autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente, industria y agentes sociales, así como el público en general a través de la página web del MITERD. Del Plan aprobado se da cuenta, posteriormente, a las Cortes Generales.

Según la normativa vigente, dicho Plan se revisa periódicamente teniendo en cuenta los progresos científicos y técnicos, la experiencia adquirida, así como las recomendaciones, enseñanzas y buenas prácticas que deriven de los procesos de revisión inter-pares, y constituye el marco de referencia para las estrategias nacionales de gestión de combustible gastado y residuos radiactivos.

A los efectos de la verificación del cumplimiento del PGRR, Enresa elaborará y enviará al MITERD, a quien corresponde la dirección estratégica y el seguimiento y control de las actuaciones y planes de Enresa, tanto técnicos como económicos, lo siguiente:

- ✓ Durante el primer semestre de cada año una memoria que incluya los aspectos técnicos y económicos relativos a las actividades del ejercicio anterior, y el grado de cumplimiento del presupuesto correspondiente, así como un estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR y de la adecuación a dicho coste de los mecanismos financieros vigentes.
- ✓ Antes del 30 de noviembre de cada año, una justificación técnico-económica del presupuesto anual correspondiente al ejercicio siguiente, y su proyección para los cuatro años siguientes.
- ✓ Durante el mes siguiente a cada trimestre natural, un informe de seguimiento presupuestario correspondiente a dicho trimestre.

Por otro lado, durante el primer trimestre de cada año, Enresa remitirá al CSN, a quien corresponde el control de la seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos y la realización de los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes, programas y proyectos necesarios para todas las fases de dicha gestión, la información sobre las actividades desarrolladas en el año anterior y las previsiones para el año en curso en relación con lo establecido en el PGRR.

Actualmente continúa vigente el Sexto PGRR, aprobado por Consejo de Ministros el 23 de junio de 2006. No obstante, a pesar de que actualmente no hay variaciones significativas en la política de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado y de que las estrategias contenidas en el Sexto PGRR continúan siendo válidas, diversos motivos aconsejan la aprobación de un nuevo Plan.

En primer lugar, resulta necesario reflejar en el Plan las soluciones técnicas y las previsiones económicas actualizadas en base a las cuales Enresa lleva a cabo su cometido, y de las que las autoridades competentes son informadas en los distintos informes, memorias y justificaciones mencionadas con anterioridad.

Asimismo, el próximo PGRR habrá de adecuarse al marco normativo derivado de la Directiva 2011/70/Euratom, del Consejo, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos. Dicha directiva establece que el Plan habrá de ser objeto de revisión periódica, teniendo en cuenta los

progresos científicos y técnicos, la experiencia adquirida, así como las recomendaciones, enseñanzas y buenas prácticas que se deriven de los procesos de revisión internacional, inter-pares, contemplados en la misma. Asimismo, tanto la directiva como el real decreto[8] que la transpone incluyen algunos contenidos requeridos para el PGRR que actualmente no figuran en el Sexto.

Adicionalmente, las previsiones del borrador del Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC) remitido por el Gobierno de España a la Comisión Europea en febrero de 2019, y actualizado a enero de 2020, así como lo acordado en el Protocolo firmado entre los propietarios de las mismas y Enresa, en marzo de 2019, que contempla el cierre ordenado de las centrales nucleares españolas en el horizonte temporal 2027-2035, suponen una modificación del escenario previsto en el Sexto PGRR.

Por último, y en consideración de todo lo anterior, el equipo internacional de expertos de la misión combinada de revisión inter-pares IRRS/ARTEMIS que tuvo lugar en España en octubre de 2018 formuló una recomendación para que se emprendiera la actualización del PGRR.

Por todo ello, con fecha 10 de marzo de 2020, Enresa remitió, conforme a lo establecido en el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, una propuesta de PGRR a la Secretaría de Estado de Energía del MITERD, la cual dio comienzo a la tramitación de un borrador de Séptimo PGRR. A efectos informativos, dicho borrador se puso a disposición del público a través de la página web del MITERD.

Su tramitación, cuyo esquema se ha recogido en la figura 1, ha de atenerse tanto a la normativa específicamente nuclear como a la medioambiental.

- ✓ Conforme a lo dispuesto en la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, dicho Plan habrá de ser aprobado por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previo informe del CSN en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, y oídas las Comunidades Autónomas en materia de ordenación del territorio y medio ambiente.
- ✓ Asimismo, el PGRR habrá de someterse a una Evaluación Ambiental Estratégica conforme a la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental, que consta de las siguientes actuaciones:
  - ⇨ A instancias de la Secretaría de Estado de Energía (SEE), la Secretaría de Estado de Medioambiente (SEMA) habrá de remitir el borrador de PGRR y un Documento Inicial Estratégico (DIE) a las Administraciones Públicas afectadas e interesados, con objeto de efectuar, por un plazo no inferior a 45 días hábiles, unas consultas previas que le permitan determinar el alcance del Estudio Ambiental Estratégico (EAE).
  - ⇨ Determinado este, Enresa elaborará una nueva revisión del borrador, así como el Estudio Ambiental Estratégico y un resumen no técnico del mismo, que serán sometidos por la SEE a los trámites de información pública y de consultas a Administraciones Públicas afectadas y a interesados por un plazo no inferior a 45 días hábiles.
  - ⇨ El resultado de dichos trámites permitirá la elaboración de una nueva revisión de PGRR que, junto con una nueva versión de EAE y el resultado de las consultas, será remitido a la SEMA para su análisis y posterior emisión de la Declaración Ambiental Estratégica (DAE), cuyas condiciones medioambientales serán incluidas en el PGRR.

[8] *Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.*

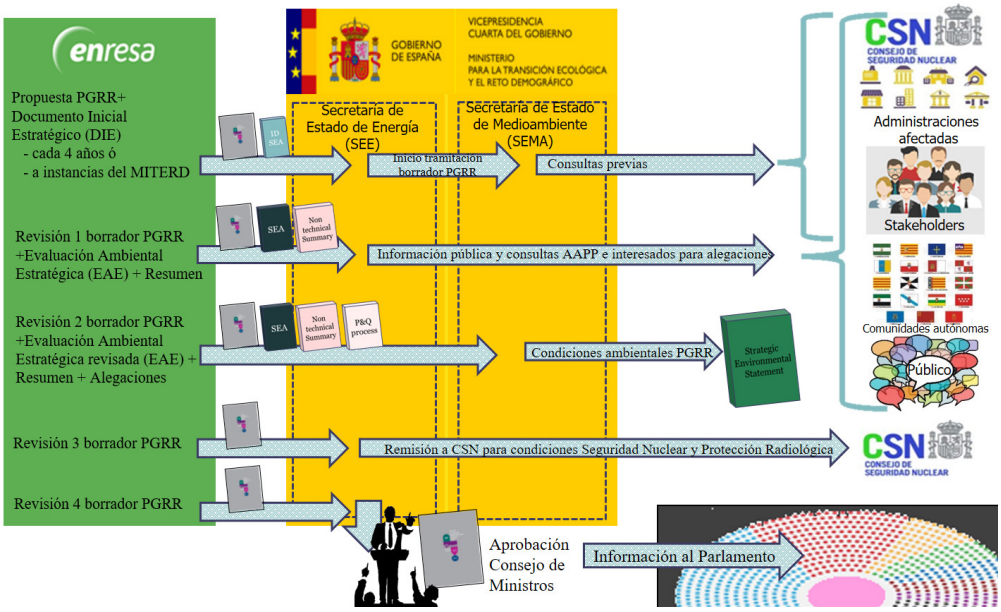


Figura 1. Esquema del procedimiento para la aprobación del Séptimo PGRR.

El actual borrador en tramitación de Séptimo PGRR adecúa el escenario de referencia en base a lo previsto en el Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC) y actualiza el marco temporal del Plan, así como las previsiones técnico económicas, pero mantiene, en líneas generales, la política y estrategias de gestión de residuos radiactivos y de combustible gastado contenidas en el Sexto, aunque en algún caso se analicen, adicionalmente, otras opciones, como puede verse en las siguientes secciones.

B.2. Clasificación de los residuos radiactivos

El concepto de residuo radiactivo está definido en el artículo 2 de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear:

> *"Residuo radiactivo es cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear".*

Los residuos se categorizan en España en función de las instalaciones de gestión que son autorizadas para un determinado volumen, inventario radiológico y unos determinados límites de concentraciones de actividad específica según la naturaleza de los distintos radioelementos presentes. En la práctica, las distintas categorías de instalaciones son asimilables a los criterios de clasificación de residuos radiactivos adoptados por el OIEA y la Comisión Europea:

- ✓ Los denominados residuos de baja y media actividad (RBMA) integran aquellos cuya actividad se debe principalmente a la presencia de radionucleidos emisores beta o gamma, de periodo de semi-desintegración corto o medio (inferior a 30 años) y cuyo contenido en radionucleidos de vida larga es muy bajo y se encuentra limitado. Este grupo integra los residuos que pueden ser almacenados temporalmente, tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las instalaciones del Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril (C.A. El Cabril) en la provincia de Córdoba. Incluyen a los residuos de muy baja actividad (RBBA), que forman un subconjunto de los de baja y media actividad y, que, en general, presentan actividades específicas entre 1 y 100 bequerelios por gramo, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radio toxicidad o tratándose de cantidades pequeñas.
- ✓ Se denominan residuos de alta actividad (RAA) los que contienen emisores alfa de larga vida, con periodo de semi-desintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables que generen calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es alta. Su principal exponente es el combustible gastado (CG) descargado de los reactores nucleares que de acuerdo con la política española se considera residuo. Actualmente se almacenan en las piscinas de las centrales nucleares y en los almacenes temporales individualizados (ATIs) con que cuentan algunas de ellas. En el futuro está previsto su almacenamiento en el Almacén Temporal Centralizado (ATC) en superficie, una vez se halle operativo, y su ulterior disposición en una instalación de Almacenamiento Geológico Profundo (AGP).
- ✓ Adicionalmente, se denominan "Residuos especiales (RE)" los aditamentos del combustible nuclear, las fuentes neutrónicas, la instrumentación intranuclear usada o los componentes sustituidos provenientes del sistema de la vasija del reactor y componentes internos del reactor, generalmente de carácter metálico, que, por sus características radiológicas no son susceptibles de ser gestionados en las instalaciones del C.A. El Cabril. Como residuos de larga vida y actividad significativa su gestión temporal y definitiva se plantea de una manera similar a la de los RAA.

B.3. Generación de combustible gastado y residuos radiactivos

En España se han generado y se generan residuos radiactivos en instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas distribuidas por todo el territorio, como puede apreciarse en la Figura 2.

Los inventarios generados hasta la fecha han sido producidos por la operación regular de instalaciones nucleares y radiactivas y el desarrollo de proyectos de desmantelamiento en diversas instalaciones, incluidas las centrales nucleares de Vandellós I y José Cabrera y las instalaciones en desuso incluidas en el proyecto PIMIC-D desarrollado en el CIEMAT, así como por incidentes radiológicos producidos ocasionalmente en instalaciones convencionales asociadas al tratamiento y reciclado de chatarra metálica.

Los orígenes de los residuos que se producen actualmente son:

- ✓ Operación de centrales nucleares (siete reactores, más la Central Nuclear Santa María de Garoña, que se encuentra actualmente en cese de explotación),
- ✓ Operación de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado (Salamanca),

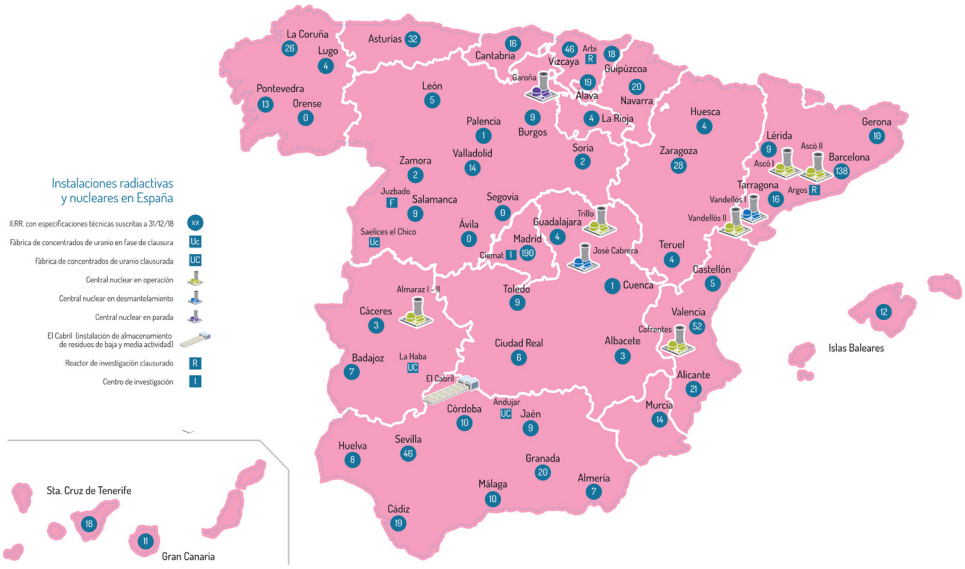


Figura 2: Situación de reactores nucleares y otras instalaciones generadoras de residuos radiactivos.

Asimismo, la Figura 3 recoge un mapa las centrales nucleares existentes en España.

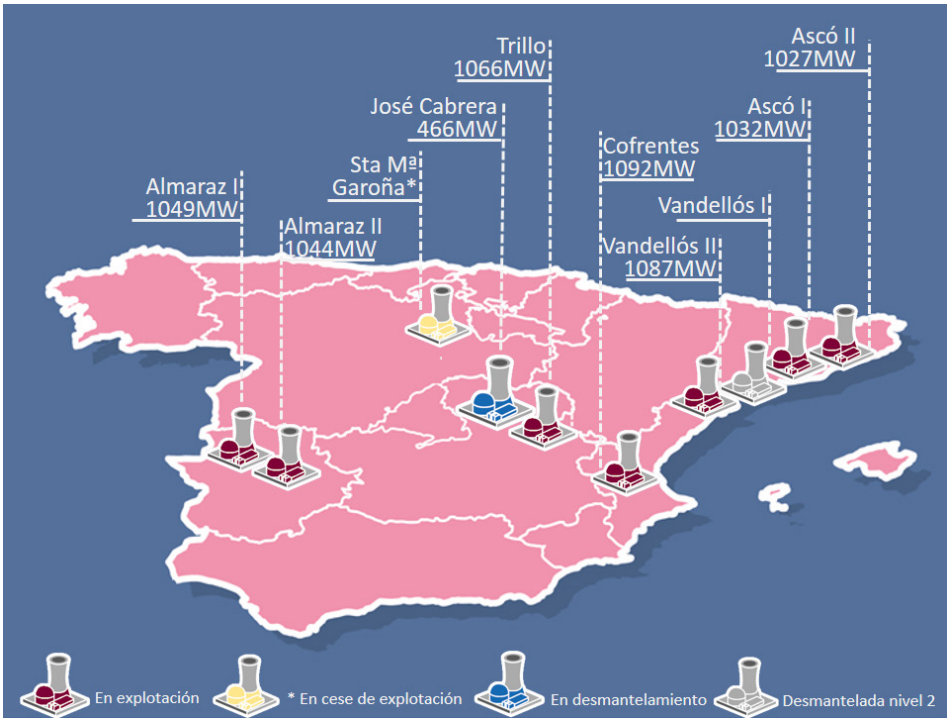


Figura 3: Mapa de centrales nucleares en España.

- ✓ Proyecto de mejora de las instalaciones del CIEMAT (PIMIC)
- ✓ Operación de instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos, agrícolas e investigación,
- ✓ Operación de la propia instalación de almacenamiento definitivo de residuos de El Cabril,
- ✓ Desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera.
- ✓ Ocasionalmente, pueden generarse residuos como consecuencia de otras actividades específicas (incidentes).

Al objeto de estimar los volúmenes de residuos que está previsto que se generen como consecuencia de la operación del parque actual de instalaciones nucleares, el borrador de Séptimo PGRR ha adoptado el siguiente escenario de referencia:

- ✓ Ciclo abierto del combustible, es decir, no se contempla la opción del reprocesado del CG.
- ✓ Cese de la operación de las centrales nucleares en coherencia con lo previsto en el borrador del Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC), que toma como referencia el Protocolo firmado entre los propietarios de las mismas y Enresa, en marzo de 2019, que contempla el cese ordenado de explotación de las centrales nucleares españolas en el horizonte temporal 2027-2035.
- ✓ Puesta en marcha del Almacén Temporal Centralizado (ATC) de CG y RAA en 2028, estando previsto un Almacén de Espera de Contenedores (AEC), como parte de la instalación, en 2026. El periodo de operación supuesto de esta instalación es de 60 años.
- ✓ Desmantelamiento total inmediato de las centrales nucleares de tipo agua ligera. Las labores preparatorias del emplazamiento se iniciarán, al menos, tres años antes de la fecha de cese definitivo, previéndose la transferencia de titularidad e inicio de las obras de desmantelamiento, al menos, tres años después del cese definitivo. En estos seis años se llevarán a cabo las actividades de vaciado de piscinas, las tareas preparatorias del desmantelamiento y la obtención de la autorización de desmantelamiento y transferencia de titularidad a Enresa. Una vez obtenida esta autorización, se iniciarán las obras de desmantelamiento con una duración estimada de diez años. En el caso de la CN Vandellós I se ejecutará la última fase de su desmantelamiento a partir de 2030 con una duración de quince años. El período de vigilancia previsto para los emplazamientos, una vez finalizadas las obras, será de diez años, previa a la declaración de clausura.

De acuerdo con las estimaciones a 31/12/2019, el volumen total de residuos radiactivos generados hasta la fecha en España es de 73.550 m^3, de los que 24.600 m^3 son RBBA, 41.300 m^3 RBMA, 200 m^3 son residuos especiales y 7.450 m^3 son combustible gastado y residuos de alta actividad. De acuerdo con lo anterior, las cantidades de combustible gastado y residuos radiactivos generados y gestionados en España hasta la fecha, así como las cantidades previstas para el futuro, se detallan en la Tabla 1.

Tabla 1: Combustible gastado y residuos radiactivos generados y previstos en España

TIPO DE RESIDUO	VOLUMEN APROXIMADO (m³)		
	INVENTARIO A 31/12/19	PREVISIÓN GENERACIÓN	INVENTARIO TOTAL
RBBA	24.600	98.900	123.500
RBMA	41.300	55.200	96.500
RE	200	5.900	6.100
CG Y RAA	7.450	2.950	10.400
TOTAL	73.550	162.950	236.500

En relación con su origen, la Figura 4 muestra la distribución, según su origen, del total de RBMA y RBBA generados y que está previsto generar en España.

Adicionalmente, en España también se han producido cantidades significativas de estériles procedentes de la minería del uranio y de la fabricación de concentrados (del orden de unos 75 millones de toneladas de estériles de mina y de unos 14 millones de toneladas de estériles de proceso), con un bajo contenido de radiactividad que, dependiendo de su concentración, requieren acciones específicas de gestión. En la mayoría de los casos hasta el momento, la estabilización "in situ" ha sido la vía preferente de gestión.

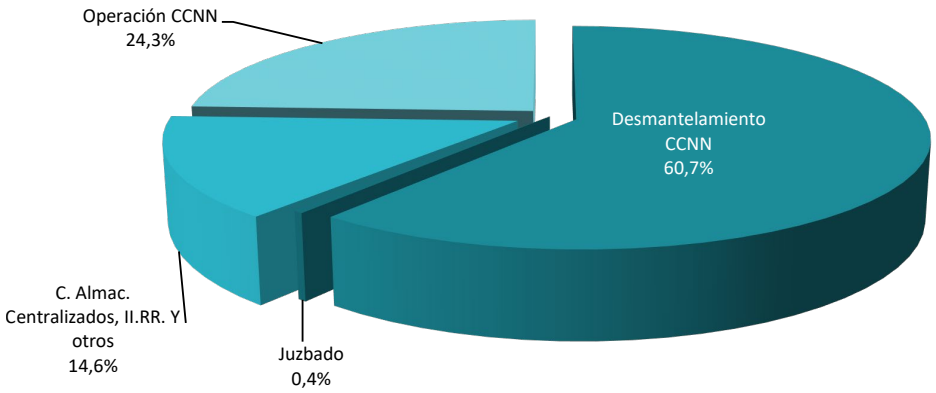


Figura 4: Origen de los RBMA y RBBA generados y previstos en España.

B.4. Políticas y prácticas de gestión del combustible gastado

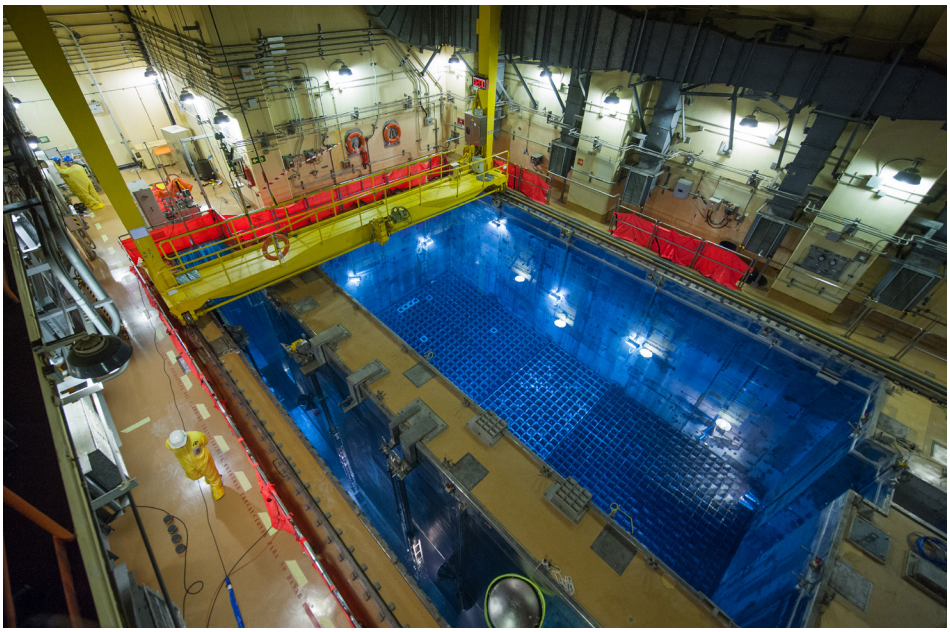
La política de gestión del combustible gastado continúa siendo el ciclo abierto, habiéndose previsto las estrategias necesarias para su almacenamiento temporal hasta la disponibilidad de una solución definitiva, según se refleja en el borrador de Séptimo PGRR.

B.4.1. Almacenamiento temporal

El objetivo del almacenamiento temporal es proporcionar una capacidad suficiente para albergar el combustible gastado (CG) generado por las centrales nucleares españolas hasta disponer de una solución definitiva. En línea con dicho objetivo, el borrador de Séptimo PGRR mantiene las principales estrategias contenidas en el vigente:

- ✓ Gestión temporal centralizada del CG, residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE) en una sola instalación, cuyo hito más significativo será la puesta en marcha del Almacén Temporal Centralizado (ATC).
- ✓ Provisión de capacidad adicional de almacenamiento de CG, RAA y RE en aquellas centrales nucleares en las que las necesidades de operación o de desmantelamiento lo requieran, mientras dicha capacidad no pueda ser cubierta por el ATC.

El combustible gastado de las centrales de agua ligera que se genera en el parque nuclear español se viene almacenando en las piscinas de las correspondientes centrales, según puede verse



Vista de la piscina de la Central Nuclear Vandellós II.

en la sección D1 del presente Informe. Como primera medida adoptada ante la saturación prevista de la capacidad de éstas, a lo largo de la década de los noventa se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales de las piscinas por otros más compactos, lo que ha permitido, en la mayoría de los casos, diferir notablemente la necesidad de dotar a las instalaciones de una capacidad de almacenamiento adicional a la de las propias piscinas. Puede consultarse el inventario actualizado de las piscinas en la sección D2, y cuestiones relativas a su operación en el artículo 9.

Sin embargo, cinco centrales nucleares españolas (Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña) ya cuentan con almacenes temporales individualizados (ATIs) autorizados en los propios emplazamientos para el almacenamiento en seco del combustible gastado, como complemento al almacenamiento en las piscinas de las centrales o como alternativa de cara a su desmantelamiento, cuyos detalles se pueden encontrar en las secciones D1 y D2 y en el artículo 9.

En todo caso, durante el periodo cubierto por el presente Informe hubo de licenciarse una modificación de diseño de la Central Nuclear Trillo con objeto de poder añadir, a los 32 contenedores existentes en su ATI, un nuevo diseño de contenedor hasta alcanzar las 80 unidades. Detalles adicionales sobre el proceso de licenciamiento de esta modificación pueden encontrarse bajo los artículos 6, 7, 8 y 9.1.

Asimismo, el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña fue diseñado y construido en su momento bajo la hipótesis de continuidad de explotación de la central, por lo que está previsto que sea necesario autorizar un incremento en su capacidad con objeto de poder almacenar todo el combustible gastado de cara al desmantelamiento de la central.

Adicionalmente, está previsto que, en los próximos meses, entre en operación un nuevo ATI en la Central Nuclear Cofrentes. Al igual que en casos anteriores, esta instalación de almacenamiento temporal estará situada dentro del emplazamiento de la propia central y, conforme al RINR, se está procediendo a su licenciamiento como una modificación de diseño de la misma. Demás cuestiones relacionadas con su emplazamiento se describen bajo el artículo 6, su diseño y construcción bajo el 7 y la evaluación de su seguridad antes de su construcción y operación bajo el 8 y 9.1 del presente Informe.

En todo caso, la estrategia básica contemplada en el borrador de Séptimo PGRR para el almacenamiento temporal del combustible gastado (CG), los residuos de alta actividad (RAA) y los residuos especiales (RE), continúa siendo la construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC). La situación en que se encuentra su licenciamiento se describe bajo el artículo 6.

No obstante, la documentación ambiental que acompaña al borrador del Séptimo PGRR contempla y analiza las diferentes alternativas razonables, técnica y ambientalmente viables: un único emplazamiento ATC (Almacenamiento Temporal Centralizado) o varios ATD (Almacenamiento Temporal Descentralizado). Su análisis se plantea, por tanto, desde el principio, cuando todas las opciones se encuentran abiertas, y el público y los distintos interesados pueden formular alegaciones, debiendo decidirse durante la tramitación del Plan si se mantiene la actual estrategia, incorporada en el actual borrador de Séptimo PGRR o se opta por una alternativa a la misma.

B.4.2. Gestión final

Tras un periodo de almacenamiento temporal, el borrador del Séptimo PGRR prevé la opción de un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) como estrategia de gestión definitiva del combustible gastado de las centrales nucleares y de los residuos de alta actividad, en línea con

lo indicado en el preámbulo de la Directiva 2011/70/Euratom, que reconoce que la idea generalmente aceptada por los técnicos es que, en la actualidad, el AGP constituye la opción más sostenible y más segura como punto final de la gestión. En este sentido, las principales actuaciones tienen por objeto el desarrollo de las capacidades tecnológicas y de aceptación social necesarias para orientar e implantar en el futuro la solución de almacenamiento definitivo del CG, RAA y RE en un AGP.

Detalles adicionales sobre esta gestión pueden encontrarse bajo el artículo 10 del presente Informe.

B.5. Políticas y prácticas de gestión de los residuos radiactivos

Como ya se ha indicado en la introducción de este Informe, corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, mediante la aprobación del PGRR. Esta función del Gobierno está establecida por ley, en el artículo 38bis de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear (LEN).

Dado que la gestión de los residuos de alta actividad y de los residuos especiales se encuentra asociada a la del combustible gastado y, por tanto, se ha abordado ya en los apartados anteriores, en este apartado se hace referencia únicamente a la política de gestión de los residuos de baja y media actividad (RBMA).

Según se ha venido enunciando en los Informes Nacionales anteriores, en España se producen RBMA por la operación y desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas reguladas que usan sustancias o materiales radiactivos. También puede resultar necesario gestionar residuos resultantes de incidentes en instalaciones que no requieren autorización en el marco normativo de la energía nuclear (tales como acerías, plantas de reciclado de metales, etc.). Para atender a estos últimos casos, se han previsto mecanismos adecuados para prevenir y, en su caso, recuperar el control de los materiales radiactivos y garantizar la gestión segura de los mismos como residuos cuando aparecen.

Puede decirse que, a día de hoy, España tiene resuelta de forma global la gestión de los RBMA ya que se dispone de un sistema integrado, dotado de las capacidades necesarias y configurado en base a la asignación de responsabilidades a un conjunto de agentes bien identificados, que operan de forma estructurada.

Dentro de este sistema, las instalaciones nucleares disponen de capacidades propias para el tratamiento y acondicionamiento de los RBMA de acuerdo con las especificaciones de aceptación de residuos que aplica Enresa para el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos El Cabril (C.A. El Cabril). En el resto de los casos, los productores entregan a Enresa sus residuos de conformidad con especificaciones técnicas acordadas, y es esta quien realiza las tareas de tratamiento y acondicionamiento necesarias en sus instalaciones en el C.A. El Cabril, según se detalla en el artículo 16.2 del presente Informe.

El C.A. El Cabril, en la provincia de Córdoba, constituye el eje del sistema nacional de gestión de los RBMA. Tiene como objetivo fundamental el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida, y cuenta también con instalaciones de tratamiento y acondicionamiento para procesar los residuos procedentes de las instalaciones radioactivas y aquellos resultantes de las retiradas en instalaciones no reguladas. Asimismo, se lleva a cabo el acondi-



Imagen de las celdas de almacenamiento de RBMA en el C.A. El Cabril.

cionamiento de todo tipo de residuo RBMA en las unidades de almacenamiento previo a su ubicación en las celdas de almacenamiento final. El C.A. El Cabril dispone, además, de laboratorios de caracterización y verificación de los residuos para la realización de ensayos para la mejora del conocimiento y metodología de aceptación de las diferentes corrientes de residuos y para la verificación de sus características, así como de talleres, laboratorios y otros sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

A fecha de diciembre de 2019, 21 de las 28 celdas para RBMA estaban llenas, lo que representa un 76% de la capacidad de almacenamiento de RBMA aprobada. La necesidad de capacidad de almacenamiento adicional se ha identificado en base a las estimaciones del actual inventario. Por ello, será necesario modificar la autorización actual de la instalación a fin de aumentar la cantidad de residuos que puede almacenarse en este centro. A tales efectos, Enresa ya ha comenzado los trabajos preparatorios para el licenciamiento de esta modificación. Habida cuenta de que las instalaciones del C.A. El Cabril se consideran fundamentales para la gestión de todos los RBMA en España, la ampliación de su capacidad en un plazo oportuno se convierte en un objetivo primordial, y como tal se reconoce en el borrador de Séptimo PGRR en tramitación.

Adicionalmente, desde el año 2008, los residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA) se almacenan en unas celdas específicas para el almacenamiento definitivo de esta categoría de residuos. Dos de las cuatro celdas previstas se encuentran construidas y en operación, habiéndose autorizado un volumen total, para las cuatro celdas, de 130.000 m^3. Se estima que la capacidad de almacenamiento disponible para los RBBA es suficiente para cubrir todas las necesidades previstas.

En relación con la optimización de la ocupación de las celdas, continúan realizándose esfuerzos en la aplicación de tecnologías y equipos de reducción de volumen, desclasificación y descontaminación.



Imagen de las celdas de almacenamiento de RBBA en el C.A.El Cabril.

Entre las líneas a promover en materia de reducción de volumen destacan la desecación de residuos, el tratamiento mediante fundición de grandes equipos y componentes y los proyectos de desclasificación de residuos.

Por otra parte, en relación con las actividades referidas al almacenamiento definitivo, a la caracterización de los residuos, a los métodos y técnicas de conocimiento del comportamiento del sistema de almacenamiento y a la evaluación de su seguridad, cabe señalar las siguientes líneas de actuación:

- ✓ Análisis de los inventarios previstos y de las capacidades disponibles.
- ✓ Mejoras en las técnicas de caracterización y medida de los bultos de residuos radiactivos.
- ✓ Definición de vías de gestión para residuos actualmente no aceptados para su almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril.
- ✓ Adquisición de información y desarrollo de mejoras metodológicas e instrumentales, para optimizar la evaluación de seguridad de estas instalaciones.
- ✓ Continuación de los estudios sobre la durabilidad de las barreras de ingeniería del sistema de almacenamiento.
- ✓ Continuación de la toma de datos y su análisis en las coberturas de ensayo realizadas en soporte del diseño definitivo de las coberturas definitivas del almacenamiento.
- ✓ Estudio de nuevas configuraciones de unidades de almacenamiento distintas a las ya establecidas, como consecuencia de la sustitución o del desmantelamiento de grandes equipos y componentes de instalaciones nucleares.
- ✓ Diseño y prueba de nuevos embalajes de transporte, que se adaptan mejor a las nuevas necesidades de las operaciones de desmantelamiento.

En relación con la adecuación y mejora de las funcionalidades del C.A. El Cabril y con la disponibilidad de medios ante situaciones futuras, las principales actuaciones que se están llevando a cabo son:

- ✓ La dotación de nuevos medios de manejo para aumentar la capacidad operativa de almacenamiento de RBBA.
- ✓ La evaluación del diseño de las nuevas celdas, teniendo en cuenta los resultados de las operaciones de desmantelamiento y la preparación de la documentación soporte para su construcción.

La continuidad de las actuaciones de apoyo a las instalaciones radiactivas para optimizar la gestión "in situ" de los residuos que generan.

Sección C.

Ámbito de aplicación

Sección C. Ámbito de aplicación

Esta sección comprende los requisitos previstos en el artículo 3 de la Convención sobre el ámbito de aplicación.

Art. 3: Ámbito de aplicación

1. *Esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado cuando el combustible gastado provenga de la operación de reactores nucleares para usos civiles. El combustible gastado que se encuentre situado en instalaciones de reprocesamiento como parte de una actividad de reprocesamiento no entra en el ámbito de esta Convención a no ser que la Parte Contratante declare que el reprocesamiento es parte de la gestión de combustible gastado.*
2. *Esta Convención se aplicará también a la seguridad en la gestión de residuos radiactivos cuando los residuos radiactivos provengan de aplicaciones civiles. Sin embargo, esta Convención no se aplicará a los residuos que contengan solamente materiales radiactivos naturales y que no se originen en el ciclo del combustible nuclear, a menos que estén constituidos por fuentes selladas en desuso o que la Parte Contratante los defina como residuos radiactivos a los fines de esta Convención.*
3. *Esta Convención no se aplicará a la seguridad en la gestión de combustible gastado o residuos radiactivos que formen parte de programas militares o de defensa, a menos que la Parte Contratante los defina como combustible gastado o residuos radiactivos para los fines de esta Convención. No obstante, esta Convención se aplicará a la seguridad en la gestión del combustible gastado y de residuos radiactivos derivados de programas militares o de defensa cuando dichos materiales se transfieran permanentemente a, y se gestionen en programas exclusivamente civiles.*
4. *Esta Convención también se aplicará a las descargas, según se estipula en los artículos 4, 7, 11, 14, 24 y 26.*

El ámbito de aplicación de la Convención en España se extiende a lo siguiente:

- ✓ El combustible nuclear gastado procedente de la operación de las centrales nucleares de generación eléctrica.

- ✓ Los residuos radiactivos procedentes del ciclo de combustible nuclear, así como los residuos derivados de la aplicación de radioisótopos en la industria, la agricultura, la investigación y la medicina, u originados como consecuencia de actividades del pasado, incidentes y accidentes en los que intervinieron materiales radiactivos.
- ✓ Las descargas de las instalaciones nucleares y radiactivas.

Sección D.

Inventarios y listas

Sección D. Inventarios y listas

Artículo 32. Presentación de informes

(...)

2. Este informe incluirá también:

i) Una lista de las instalaciones de gestión de combustible gastado reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;

ii) Un inventario del combustible gastado regulado por esta Convención que se encuentra almacenado y del que se haya dispuesto finalmente. Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y, caso de que exista, información sobre su masa y su actividad total;

iii) Una lista de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos reguladas por esta Convención, su ubicación, finalidad principal y características esenciales;

iv) Un inventario de los residuos radiactivos regulados por esta Convención que:

a. se encuentren en el almacenamiento en instalaciones de gestión de residuos radiactivos y del ciclo del combustible nuclear;

b. se hayan dispuesto finalmente, o

c. se hayan derivado de prácticas anteriores.

Este inventario deberá contener una descripción de los materiales y otro tipo de información pertinente de que se disponga, tal como volumen o masa, actividad y radionucleidos específicos;

v) Una lista de instalaciones nucleares en proceso de clausura y la situación de las actividades de clausura en esas instalaciones.

D.1. Instalaciones de gestión de combustible gastado

El combustible nuclear gastado de las centrales en explotación se almacena en las piscinas de las propias centrales, así como el de Santa María de Garoña, en cese de explotación. Adicionalmente, las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña cuentan con almacenes temporales individualizados (ATIs) en seco. Estas instalaciones

de almacenamiento temporal en seco se encuentran dentro del propio emplazamiento de las centrales nucleares y son licenciadas como una modificación de diseño de las mismas. La tabla 2 indica las instalaciones existentes.

Tabla 2: Instalaciones existentes de almacenamiento de combustible gastado

Nombre de la Instalación	Ubicación (Provincia)	Tipo de almacenamiento
Central Nuclear Almaraz I	Cáceres	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Almaraz II	Cáceres	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Vandellós II	Tarragona	Piscina
Central Nuclear Ascó I	Tarragona	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Ascó II	Tarragona	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Cofrentes	Valencia	Piscina
Central Nuclear Sta. M. Garoña	Burgos	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear Trillo	Guadalajara	Piscina Almacén en seco
Central Nuclear José Cabrera	Guadalajara	Almacén en seco

Piscinas

Las piscinas de almacenamiento de las centrales nucleares de Trillo y de Santa María de Garoña están ubicadas en el edificio del reactor. En el resto de las centrales en explotación, las piscinas se encuentran en un edificio contiguo al de contención, estando ambos comunicados por el canal de transferencia. Cuando existen dos reactores en el mismo emplazamiento, como sucede en los casos de Almaraz y Ascó, cada grupo de la central dispone de su propia piscina. En el caso de la Central Nuclear Cofrentes, existe además una piscina en el edificio del reactor que se utiliza para almacenar temporalmente el combustible durante los períodos de recarga.

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado, cuya capacidad inicial fue aumentada en la mayoría de las centrales la década de 1990 mediante el cambio de los bastidores por otros de alta densidad, disponen de una reserva para albergar un núcleo completo del reactor en caso necesario, siendo este un requisito para la operación de las centrales nucleares.

Almacenes temporales individualizados (ATIs) de almacenamiento en seco de combustible gastado (centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña).

✓ **Central Nuclear Trillo**

El almacén de contenedores de la Central Nuclear Trillo se encuentra en funcionamiento desde mediados de 2002. Se trata de una nave en superficie de planta rectangular, con capacidad previamente autorizada para albergar hasta 32 contenedores del tipo ENSA-DPT cargados cada uno con 21 elementos combustibles gastados de SIEMENS/KWU tipo I, tipo II y tipo III, autorizada en el periodo del informe hasta un total de 80, utilizando contenedores del tipo ENUN 32P.

El contenedor ENSA-DPT, de tipo metálico, fue diseñado para almacenar y transportar de manera segura 21 elementos combustibles PWR 16 x 16-20 de un reactor de agua ligera tipo Kraftwerk Union (KWU). Su diseño cumple con los requisitos del 10 CFR 72, del Reglamento de transporte seguro de materias radiactivas del OIEA y de la reglamentación española de transporte.

En relación con el ENUN 32P, puede almacenar y transportar de forma segura 32 elementos de combustible de hasta 58 GWd/tHM, 4,75% de enriquecimiento inicial y un mínimo de 7,6 años de refrigeración. Actualmente, la instalación ya almacena dos contenedores de este tipo.



Imagen del interior del ATI de la Central Nuclear Trillo.

✓ **Central Nuclear José Cabrera**

La Central Nuclear José Cabrera cesó su explotación, de forma definitiva, en abril de 2006. La alternativa elegida, conforme a la estrategia establecida en el PGRR vigente, fue la de su desmantelamiento total e inmediato, de forma que, una vez finalizado, el emplazamiento pueda quedar liberado en su totalidad para un uso sin restricciones. Como paso previo, el combustible gastado almacenado en la piscina fue transferido al almacén temporal en seco construido en el propio emplazamiento de la central, cuya descripción se ofreció en el Quinto Informe Nacional.

Desde su entrada en funcionamiento, en 2008, el ATI de la central, que almacena todo el CG generado durante la operación de esta instalación (377 elementos combustibles, en 12 sistemas HI-STORM 100Z, basados en cápsulas soldadas con una envoltura de hormigón) está siendo operado rutinariamente.

Adicionalmente, el desmantelamiento de la central originó una serie de residuos especiales como consecuencia del corte de alguno de los internos del reactor. Estos residuos, que no son susceptibles de ser almacenados en el C.A. El Cabril, están almacenados actualmente en cuatro contenedores tipo HI-SAFE 100Z situados en el ATI de la central, junto con los que alojan el combustible gastado. En el futuro, cuando esté disponible, estos residuos se enviarán también al ATC.



Vista general del ATI de la Central Nuclear José Cabrera.

✓ **Central Nuclear Ascó**

Con objeto de evitar alcanzar la saturación de las piscinas de los dos grupos de la Central Nuclear Ascó, fue necesaria la construcción y puesta en marcha de un ATI en seco para proporcionar capacidad adicional de almacenamiento en el emplazamiento de la central.

El ATI consta en dos losas de almacenamiento con resistencia sísmica, una para cada grupo, habiéndose autorizado 16 contenedores de almacenamiento por cada losa con una capacidad total entre ambas de hasta 1.024 elementos combustibles. Se trata de una instalación a la intemperie cuyo licenciamiento se completó en abril de 2013 y que actualmente está en operación desde mayo de dicho año.

En este caso, se optó por el sistema de almacenamiento HI–STORM 100, semejante al utilizado en el ATI de José Cabrera, pero adaptado al combustible empleado por la central.

A diciembre de 2019, se han cargado veintiún módulos HI–STORM con 32 elementos de combustible cada uno que ya se encuentran en el ATI. La licencia de almacenamiento permite un combustible gastado de hasta 55 GWd/tHM, con un enriquecimiento inicial máximo del 5% y con un mínimo de 5 años de enfriamiento. Sin embargo, para cumplir con la licencia del sistema de transporte HI–STAR asociado, los contenedores de almacenamiento que se han cargado hasta la fecha lo han hecho con combustible de bajo grado de quemado (<45 GWd/tHM). La licencia de transporte se está revisando para incluir combustible del mismo grado de quemado que el autorizado para el almacenamiento (hasta 55 GWd/tHM).



Vista del ATI de la Central Nuclear Ascó.

✓ **Central Nuclear Almaraz**

Durante el periodo cubierto por este Informe, el titular de la Central Nuclear Almaraz ha construido y puesto en marcha un Almacén Temporal Individualizado en seco en su emplazamiento.

La Dirección General de Política Energética y Minas autorizó su ejecución y montaje por medio de Resolución, de fecha 14 de diciembre de 2016, y su puesta en marcha por medio de Resolución, de fecha 27 de julio de 2018, ambas previo informe del CSN, y tras haberse llevado a cabo la correspondiente evaluación de impacto ambiental, cuya Declaración de Impacto Ambiental fue emitida por la Secretaría de Estado de Medioambiente, con fecha 7 de noviembre de 2016.

El ATI cuenta con una capacidad autorizada de 20 contenedores del tipo ENUN 32P, que puede almacenar 32 elementos de combustible de tipo PWR. Este contenedor es similar al nuevo modelo elegido para ampliar la capacidad del ATI de la Central Nuclear Trillo, con un bastidor diferente para albergar elementos de combustible de tipo Westinghouse 17x17.

El límite de quemado autorizado para el almacenamiento es de 65 GWd/tHM, pero solamente 45 GWd/tHM para el transporte por lo que, por el momento, sólo se almacenará combustible de bajo grado de quemado. El ATI cuenta en la actualidad con 2 contenedores almacenados.



Contenedor en el ATI de Almaraz.

✓ **Central Nuclear Santa María de Garoña**

Durante el periodo cubierto por este Informe, el titular de la Central Nuclear Santa María de Garoña ha construido y puesto en marcha un Almacén Temporal Individualizado en seco en su emplazamiento. La Dirección General de Política Energética y Minas autorizó su ejecución y montaje por medio de Resolución de fecha 13 de octubre de 2015, y su puesta en marcha por medio de Resolución de fecha 2 de agosto de 2018, ambas previo informe del CSN, y tras haberse llevado a cabo la correspondiente evaluación de impacto ambiental, cuya Declaración de Impacto Ambiental fue emitida por la Secretaría de Estado de Medioambiente, con fecha 30 de septiembre de 2015.

En este caso, su instalación de almacenamiento en seco consta de dos losas sísmicas, cada una de las cuales está autorizada a soportar 16 contenedores metálicos de doble propósito de tipo ENSA-ENUN 52B, con capacidad para almacenar hasta 52 elementos de combustible de tipo BWR con un grado de quemado relativamente bajo y tiempos de enfriamiento altos. En su momento, se fabricaron 5 contenedores con vistas a la continuidad de la operación de la central. No obstante, habida cuenta de que la central cesó su actividad de forma definitiva en 2017, todo el combustible permanece actualmente en la piscina. Asimismo, será necesaria una reevaluación de la instalación de almacenamiento en seco para albergar el inventario completo de la piscina.



Vista general del ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña.

D.2. Inventario CG (elementos y masa de U)

Las cantidades totales de combustible gastado existentes en España a 31 de diciembre de 2019 se muestran en la Tabla 3.

Tabla 3: Combustible nuclear gastado existente en España (31 de diciembre de 2019)

Nombre de la instalación	Características de los elementos combustible	Capacidad total/ núcleo de reserva (n.º elementos)	CG almacenado (n.º elementos)	CG almacenado (tU)
Central Nuclear Almaraz I	PWR 17x17	1.804/157	1.512	697
		ATI con capacidad para 20 contenedores de 32 elementos cada uno	64	30
Central Nuclear Almaraz II	PWR 17x17	1.804/157	1.564	722
Central Nuclear Vandellós II	PWR 17x17	1.594/157	1.332	606
Central Nuclear Ascó I	PWR 17x17	1.421/157	1.096	502
		ATI con capacidad para 16 contenedores de 32 elementos cada uno	384	174
Central Nuclear Ascó II	PWR 17x17	1.421/157	1.164	534
		ATI con capacidad para 16 contenedores de 32 elementos cada uno	288	131
Central Nuclear Cofrentes	BWR 8x8, 9x9	5.404/624	4.736	851
Central Nuclear Sta. M. Garoña	BWR 8x8, 9x9	2.609/400	2.505	440
Central Nuclear José Cabrera	PWR 14x14	ATI con capacidad para 12 contenedores de 32 elementos cada uno	377 (12 contenedores)	100
Central Nuclear Trillo	PWR 16x16	805/177	556	263
		ATI con capacidad para 80 contenedores, 32 contenedores de 21 elementos cada uno y 48 contenedores de 32 elementos cada uno	736	347

D.3. Lista instalaciones de gestión de RRRR

La Convención Conjunta define en su artículo 2 "*Instalación de gestión de residuos radiactivos"* de la siguiente manera: Por "*instalación de gestión de residuos radiactivos*" se entiende cualquier unidad o instalación que tenga como principal finalidad la gestión de residuos radiactivos, incluidas las instalaciones nucleares en proceso de clausura solamente si son designadas por la Parte Contratante como instalaciones de gestión de residuos radiactivos.

No se incluyen en el alcance de esta definición los "*pequeños productores*", ya que sus residuos radiactivos son recogidos y procesados por Enresa en el C.A. El Cabril. Por lo tanto, las instalaciones de gestión de residuos radiactivos son las siguientes:

✓ **Centrales nucleares en operación**

Todas las centrales nucleares cuentan con instalaciones de tratamiento de sus residuos líquidos y de acondicionamiento de los sólidos – precompactación e inmovilización-. Existen también almacenes temporales en cada central para albergar los residuos antes de su transporte al C.A. El Cabril.



Vista general de la Central Nuclear Trillo.

✓ **Central Nuclear Vandellós I en fase de desmantelamiento**

Cuenta con una instalación habilitada en la cava del edificio del reactor para el almacenamiento temporal de residuos de baja y media actividad generados durante el proceso de desmantelamiento, como solución intermedia y específica para el almacenamiento temporal de los residuos de grafito procedentes de las camisas de los elementos combustibles.



Vista de la instalación que protege el cajón del reactor de la Central Nuclear Vandellós I.

✓ **Central Nuclear José Cabrera en fase de desmantelamiento**

La central dispone de sus instalaciones de tratamiento de residuos líquidos y de residuos sólidos que se han continuado empleando tras el cese de la operación de la planta. Los residuos resultantes de algunas tareas de descontaminación, actualmente en



Evolución del desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera.

curso, se tratan en estas instalaciones y se almacenan temporalmente en la planta antes de ser expedidos al C.A. El Cabril.

Desde 2016 se encuentra en funcionamiento una nueva instalación para el tratamiento y descontaminación de residuos de desmantelamiento mediante medios químicos y mecánicos con el objetivo de reclasificar ciertos RBMA como RBBA. Asimismo, Enresa puso en operación en 2018 su primera planta para el tratamiento de suelos contaminados asociados al proyecto de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera con el objetivo de reducir el inventario y volumen de los RBBA mediante un tratamiento de lavado que permite alcanzar niveles de desclasificación. El diseño de esta planta fue apreciado favorablemente por el CSN con fecha 13 de julio de 2016 y los resultados de las pruebas para la puesta en marcha con fecha 6 de junio de 2018.

✓ **CIEMAT (instalaciones de proceso y almacenamiento temporal)**

El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) dispone de autorización para realizar actividades de acondicionamiento de residuos sólidos de baja y media actividad que hayan sido generados en el centro, y para almacenar provisionalmente fuentes u otro material radiactivo dentro de embalajes de transporte, que cumplan los requisitos establecidos en la reglamentación nacional de transporte de mercancías peligrosas por carretera.

El CIEMAT trata y acondiciona los residuos procedentes de las actividades de investigación del centro que están relacionadas, fundamentalmente, con desarrollos para la gestión de residuos radiactivos, seguimiento de materiales y otras actividades que comportan el uso de trazadores y materiales radiactivos.

Durante el periodo cubierto por el pasado Sexto Informe Nacional, el CIEMAT se dotó de una ampliación de las capacidades de almacenamiento temporal para poder almacenar los residuos de muy baja actividad o desclasificables originados en la ejecución del Proyecto PIMIC (ver apartado D.5) mediante la autorización de uso de edificios preexistentes que fueron acondicionados para este fin.

✓ **Fábrica de combustible de Juzbado**

Al igual que las centrales nucleares, dispone de una planta de tratamiento de sus residuos líquidos, por desecado e inmovilización en cemento. Para el preacondicionamiento de sus residuos sólidos se lleva a cabo la precompactación y para el acondicionamiento final se emplea la inmovilización en cemento. El almacén temporal existente sirve como etapa intermedia antes del transporte de los residuos al C.A. El Cabril.

✓ **Centro de almacenamiento definitivo de residuos de baja y media actividad de El Cabril (C.A. El Cabril)**

El C.A. El Cabril cuenta con sistemas de tratamiento y acondicionamiento de residuos sólidos y líquidos. Estos sistemas están destinados a tratar y acondicionar todos los residuos que lo requieran antes de su disposición final en la instalación. En concordancia con el sistema de responsabilidades derivado de los PGRR, la mayoría de los residuos que se tratan y acondicionan en El Cabril proceden de instalaciones radiactivas o son generados en la propia instalación, aunque el Centro dispone también de los sistemas necesarios para el acondicionamiento final de los residuos procedentes de instalaciones nucleares, previamente a su disposición final en celdas de almacenamiento.



Vista aérea de las plataformas norte y sur de almacenamiento definitivo de RBMA.

A) Residuos de baja y media actividad (RBMA)

- Tratamiento y acondicionamiento de residuos de instalaciones radiactivas.

  Los residuos producidos por los pequeños productores (las instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos, agrícolas e investigación) son segregados por estos en sus instalaciones y posteriormente transportados hasta El Cabril. La transferencia del residuo se produce según un acuerdo de retirada que suscriben el productor y Enresa y que sigue el sistema de categorías de residuos establecido por el MITERD.

  El tratamiento de los distintos tipos de residuos en la instalación de El Cabril se lleva a cabo de forma que se minimice la producción de residuos secundarios y se obtengan bultos acondicionados que cumplan las condiciones requeridas para su posterior incorporación en unidades de almacenamiento.

  El edificio de acondicionamiento de El Cabril cuenta con una zona específica para el tratamiento y acondicionamiento de los residuos de pequeños productores según se describió en el Cuarto Informe Nacional.

- Acondicionamiento final de residuos de grandes productores.

  Los grandes productores (centrales nucleares y fábrica de elementos combustibles) deben acondicionar sus RBMA en bultos que cumplan con los criterios de aceptación de Enresa para su transporte hasta el C.A. El Cabril de modo que, mayoritariamente, no precisan de ulteriores procesos de tratamiento. Existe, además, una segunda categoría compuesta por los bultos que han sido precompactados en origen por razón de sus características físicas. La instalación del C.A. El Cabril dispone de una compactadora de bidones de 1200 t de capacidad.

  En ambos casos, los bultos son acondicionados en unidades de almacenamiento.

- Almacenamiento temporal en el C.A. El Cabril.

  El C.A. El Cabril dispone de tres conjuntos de instalaciones utilizadas para el almacenamiento temporal de residuos sólidos: los "módulos", el edificio de recepción transitoria y el almacén de fuentes y material radiactivo.

  Los primeros son tres edificios construidos durante la década de 1980 para el almacenamiento temporal de residuos a largo plazo. Cada uno de ellos tiene una capacidad nominal de 5.000 bidones de 220 litros. Actualmente, se continúa con el proceso de caracterización de las unidades producidas antes de 1992 para, una vez verificado el cumplimiento de los criterios de aceptación, ser transferidos a las celdas de almacenamiento. Adicionalmente, estas instalaciones se utilizan para acoger residuos heterogéneos y especiales pendientes de ulterior tratamiento para su almacenamiento final.

  El edificio de recepción transitoria, ubicado dentro del propio centro de El Cabril, cuenta con un área para almacenamiento tampón de bultos de RBMA.

  El almacén de fuentes y material radiactivo ha permitido integrar y custodiar en un único recinto físico material que requiere una gestión singular.

- Almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril.

  En operación desde 1992, el sistema de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril es del tipo próximo a superficie, y cuenta con 28 celdas, con una capacidad cada una de 320 posiciones para unidades de disposición tipo CE-2A. Las celdas se encuentran agrupadas en dos plataformas. Los bultos de residuos acondicionados se transfieren a las unidades de almacenamiento que, cuando están llenas, son transportados hasta la plataforma de almacenamiento y colocados dentro de las celdas.



Imagen de llenado de una celda de almacenamiento de RBMA.

B) Residuos de muy baja actividad (RBBA)

Desde 2008, la instalación de El Cabril cuenta con un área específica de disposición de residuos de muy baja actividad (RBBA) para cuatro celdas y volumen total autorizado de 130.000 m^3. Actualmente están construidas dos celdas con capacidad total de almacenamiento de aproximadamente 90.000 m^3. Cada celda consiste en un vaso excavado en el terreno sobre el que se han dispuesto una serie de capas de materiales de drenaje y de impermeabilización que impiden la dispersión de los posibles lixiviados en el medio. De esta manera, se pueden disponer definitivamente este tipo de materiales contaminados, provenientes sobre todo del desmantelamiento de instalaciones, cuya actividad específica es cientos de veces menor que la de los RBMA que se almacenan actualmente en la otra zona de El Cabril.

Los RBBA llegan al C.A. El Cabril en bidones, sacas o contenedores metálicos, y son enviados directamente a la celda o recepcionados transitoriamente en el Edificio Tecnológico. Este dispone de sistemas para el estabilizado mediante inertización y de relleno de huecos.

La tabla 4 contiene la lista de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos, incluyendo su ubicación, propósito y principales características.



Imagen del interior de la celda de almacenamiento de RBBA en El Cabril.

Tabla 4: instalaciones de gestión de residuos radiactivos

Nombre de la instalación	Ubicación (Provincia)	Propósito principal	Otras características
Central Nuclear Almaraz I	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para la gestión de los residuos propios por la operación de cada una de las centrales nucleares
Central Nuclear Almaraz II	Cáceres	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Vandellós II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Ascó I	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Ascó II	Tarragona	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Cofrentes	Valencia	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Sta. M. Garoña	Burgos	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Trillo	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear José Cabrera	Guadalajara	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	
Central Nuclear Vandellós I	Tarragona	Almacenamiento temporal	Instalaciones para almacenar parte de los residuos procedentes del desmantelamiento de la planta
Fábrica de Juzbado	Salamanca	Tratamiento, acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones para gestionar los residuos tecnológicos de operación de la planta
CIEMAT	Madrid	Acondicionamiento previo y almacenamiento temporal	Instalaciones dentro del centro nuclear de investigación
C.A. El Cabril	Córdoba	Almacenamiento temporal	3 módulos de hormigón + edificio de recepción transitoria + almacén de fuentes y material nuclear
		Disposición final	28 celdas de hormigón armado cerca de superficie para RBMA
			2 celdas en trinchera para RBBA

D.4. Inventario RRRR almacenamiento temporal o definitivo

La tabla 5 muestra el inventario de residuos radiactivos a 31 de diciembre de 2019.

Tabla 5: inventario de residuos radiactivos

Nombre de la instalación	Tipo de instalación	Tipo de residuo	Volumen (m^3)
C.N. Almaraz I-II	C.N.	RBBA	682
		RBMA	1.367
C.N. Vandellós II	C.N.	RBBA	186
		RBMA	268
C.N. Ascó I-II	C.N.	RBBA	744
		RBMA	616
C.N. Cofrentes	C.N.	RBBA	871
		RBMA	1.342
C.N. Sta Mª Garoña	C.N.	RBBA	370
		RBMA	650
C.N. Trillo	C.N.	RBBA	53
		RBMA	131
C.N. José Cabrera	C.N.	RBBA	413
		RBMA	32
		RE	31
C.N. Vandellós	C.N.	RBBA	756
		RBMA	1.582
		RE	158
Fábrica de Juzbado	Fábrica de elementos combustibles	RBBA	196
		RBMA	69
CIEMAT	Centro de investigación	RBBA	137
		RBMA	20
Centro de El Cabril	Almacenamiento temporal	RBBA	2.828
		RBMA	719
	Disposición final	RBBA	17.383
		RBMA	34.471

D.5. Instalaciones en fase de clausura

✓ **Central Nuclear Vandellós I**

La Central Nuclear Vandellós I estuvo funcionando desde 1972 hasta octubre de 1989 en que sufrió un accidente en su zona convencional. Esta central de tecnología francesa es la única del tipo grafito-gas construida en España. Tras la suspensión definitiva de su permiso de explotación, el entonces Ministerio de Industria y Energía aceptó en 1992 la alternativa de desmantelamiento propuesta por Enresa para su completo desmantelamiento en dos fases. El Plan consistía en el desmantelamiento parcial de la instalación (Nivel 2 del OIEA) seguido de un período de latencia de unos 25 años hasta su desmantelamiento total (Nivel 3 del OIEA).



Imagen de la Central Nuclear Vandellós I, actualmente en periodo de latencia.

Aunque el proyecto de desmantelamiento a nivel 2 finalizó en junio de 2003, no fue hasta enero de 2005 cuando formalmente comenzó la fase de latencia, tras emitirse la Resolución Ministerial. Durante este periodo, se vienen realizando las actividades de vigilancia y control que permitan, pasado el periodo de espera establecido, acometer debidamente el desmantelamiento completo de la instalación y su emplazamiento.

✓ **Central Nuclear José Cabrera**

La Central Nuclear José Cabrera dejó de operar en abril de 2006, tras la decisión de las autoridades de no renovar su permiso de explotación. La central es del tipo agua a presión (PWR) y potencia reducida (160 MW). Fue la primera central nuclear en explotación en España tras el comienzo de su actividad en el año 1968.

Como ya se indicó en el Quinto Informe Nacional, Enresa asumió, por la Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010, la titularidad de la instalación para su desmantelamiento.

De acuerdo con la estrategia fijada por el Sexto PGRR, la central está siendo desmantelada aplicando la estrategia de desmantelamiento inmediato y completo del OIEA, con el objetivo de liberar el emplazamiento para otros usos.

Como se ha indicado apartados anteriores, el combustible gastado se encuentra actualmente almacenado en un ATI dentro del emplazamiento de la central.

✓ **Instalaciones del CIEMAT**

El Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT (PIMIC) consiste en el desmantelamiento de algunas instalaciones obsoletas para las que no se prevé ningún uso en el futuro y aprovechar los espacios liberados para desarrollar otras actividades. El Plan está controlado y supervisado por el CSN y el MITERD. Durante su ejecución las actividades se han llevado a cabo por Enresa en su mayor parte aunque el CIEMAT mantiene su responsabilidad como titular de la instalación y proporciona el apoyo necesario.

Enresa ha colaborado con CIEMAT en el desmantelamiento de algunas instalaciones obsoletas, incluida la gestión y expedición de residuos al C.A. El Cabril. Durante el periodo 2017-2019 se ha continuado con las actividades de descontaminación, desclasificación y restauración de las diferentes instalaciones y terrenos.

Enresa continuará apoyando a CIEMAT en la fase final de este proyecto en el ámbito de la gestión de residuos remanentes, incluidos los procesos de caracterización, descontaminación, desclasificación y retirada de terrenos contaminados.

✓ **Planta Quercus de fabricación de concentrado de uranio de Saelices el Chico (Salamanca)**

La Planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio está situada en el centro minero de Saelices del Chico en la provincia de Salamanca. Se encuentra en situación de parada definitiva desde el año 2003, tras la Orden del Ministerio de Economía del 14 de julio de 2003, que declaró el cese de explotación.

En el momento actual, las actividades de la instalación se centran en el tratamiento de los efluentes líquidos recogidos en los distintos drenajes del emplazamiento minero existente en la zona (aguas de corta) y de los líquidos sobrenadantes del dique de estériles para su acondicionamiento y vertido.

Enusa Industrias Avanzadas S.A., S.M.E. (ENUSA), como titular de la planta, solicitó la autorización de desmantelamiento y cierre con fecha 14 de septiembre de 2015 conforme a las modificaciones introducidas a raíz de la entrada en vigor del Real Decreto 102/2014 para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, solicitud que actualmente está siendo evaluada por el CSN.

Por su parte, la resolución de la Dirección General de Calidad y Evaluación Ambiental y Medio Natural, de 9 de marzo de 2018, formuló declaración de impacto ambiental favorable a la realización del proyecto Fase I de desmantelamiento y cierre de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio, término municipal de Saelices el Chico (Salamanca), al concluirse que no producirán impactos adversos significativos.

El desmantelamiento de las instalaciones se realizará en tres fases (I, II y III). El alcance de los trabajos de la Fase I consistirá en el desmontaje y retirada de las cons-

trucciones industriales (corte, troceado, achatarramiento y prensado) y trabajos de gestión de los materiales y residuos generados en las operaciones anteriores.

Al finalizar esta Fase I se presentará la documentación «as built» final de obra, la solicitud de autorización de la Fase II y la Propuesta del Programa de Vigilancia y Control de las actuaciones de la Fase I. Cuando se haya conseguido la calidad necesaria de las aguas para que puedan derivarse directamente a cauces públicos en la Fase II, se realizará la solicitud de autorización de la Fase III de desmantelamiento final para abordar las últimas estructuras e instalaciones remanentes. Acabados los trabajos de la Fase III se presentará la nueva documentación «as built» final de obra y la propuesta del programa de vigilancia y control para el periodo de cumplimiento, que integrará los correspondientes a las tres Fases de desmantelamiento.

✓ **Otras instalaciones y emplazamientos**

Se ha continuado con las actividades de vigilancia y mantenimiento, con el alcance y duración requerido por el CSN, en todos aquellos emplazamientos restaurados de la minería/fabricación de concentrado de uranio que se encuentran en fase de Cumplimiento (Planta Elefante y emplazamientos mineros restaurados en Saelices El Chico y Fábrica de Uranio de Andújar) o en fase de vigilancia a largo plazo posterior a la Declaración de Clausura (Planta Lobo-G), que tienen como fin principal verificar el cumplimiento de los objetivos ambientales y radiológicos del Proyecto de Restauración.

D.6. Instalaciones clausuradas

En el periodo que media entre la realización del Quinto Informe Nacional y la de este, no se han otorgado declaraciones de clausura a ninguna instalación, por lo que la situación de instalaciones clausuradas es la misma que en ese Quinto Informe Nacional.

Sección E.

Sistema legislativo y regulador

Sección E. Sistema legislativo y regulador

Artículo 18. Implementación de las medidas

Artículo 18. Implementación de las medidas

Cada Parte Contratante adoptará, en el ámbito de su legislación nacional, las medidas legislativas, reglamentarias y administrativas, así como cualesquiera otras que sean necesarias para dar cumplimiento a las obligaciones derivadas de esta Convención.

España cuenta con un marco legislativo, reglamentario y administrativo adecuado para dar cumplimiento a las obligaciones que se derivan de esta Convención. El Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) y el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) continúan trabajando, cada uno en el ámbito de sus competencias, en la mejora continua del desarrollo normativo de los aspectos relacionados con la gestión de los residuos y el combustible gastado.

Para este desarrollo se tiene en cuenta la normativa nacional aplicable, la experiencia y normativa internacional, en particular el análisis de aplicabilidad del programa de normas sobre la gestión segura de residuos del OIEA, y todos aquellos elementos que, sin reflejo normativo, han permitido abordar con éxito aspectos sobrevenidos en las autorizaciones concedidas hasta la fecha para la gestión de residuos radiactivos.

Artículo 19. Marco legislativo y regulador

Artículo 19. Marco legislativo y regulador

1. *Cada Parte Contratante establecerá y mantendrá un marco legislativo y regulatorio por el que se regirá la seguridad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos.*
2. *Este marco legal y regulatorio contemplará el establecimiento de:*
   (i) Los requisitos y las disposiciones nacionales aplicables en materia de seguridad radiológica;

(ii) Un sistema de otorgamiento de las licencias para las actividades de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos;

(iii) Un sistema de prohibición de la operación de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos sin la correspondiente licencia;

(iv) Un sistema reglamentario apropiado de control institucional, inspección regulatoria y documentación y presentación de informes;

(v) Las medidas para asegurar el cumplimiento de los reglamentos aplicables y de las condiciones de las licencias;

(vi) Una asignación claramente definida de responsabilidades a los órganos que intervengan en las distintas etapas de la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos.

3. Cuando las Partes Contratantes consideren reglamentar los materiales radiactivos como residuos radiactivos, las Partes Contratantes deberán tener en cuenta los objetivos de esta Convención.

El marco legislativo y regulador por el que se rige la seguridad en la gestión de los RRRR y CG se encuentra integrado en un marco más amplio, como es el correspondiente al de la regulación de la energía nuclear, y está compuesto por un corpus legislativo que consta de leyes, reglamentos e Instrucciones de Seguridad (estas últimas emitidas por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)), cuya recopilación se detalla en el Anexo A y cuyas novedades principales se desarrollan en los artículos 19.2 y 19.3. El régimen de autorizaciones (detallado en Anexo B) no ha sufrido novedades significativas, como tampoco el de inspecciones, el sancionador o el de asignación de responsabilidades (todos ellos resumidos en el artículo 19.1).

19.1. Aspectos generales del marco regulador

Procedimiento normativo

Es función del Gobierno aprobar los desarrollos normativos de las leyes aprobadas por el Parlamento, siendo en la actualidad el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) el departamento ministerial encargado de tramitar y elevar las propuestas normativas en el ámbito de la energía nuclear. La elaboración de propuestas de desarrollos reglamentarios en materia de energía nuclear se coordina convenientemente entre el MITERD y el CSN. En todo caso, cuando las propuestas se refieren a materias que pueden afectar a la seguridad nuclear o la protección radiológica, la iniciativa le corresponde al CSN, quien da traslado al MITERD de las propuestas para su tramitación ante el Gobierno.

El Consejo de Seguridad Nuclear está facultado para emitir su normativa propia mediante la aprobación de Instrucciones, que son normas técnicas en materia de seguridad nuclear, protección radiológica, emergencias y protección física que se integran en el ordenamiento jurídico interno, con carácter vinculante para los sujetos afectados por su ámbito de aplicación una vez notificadas o publicadas en el Boletín Oficial del Estado. También puede emitir Instrucciones Técnicas Complementarias e Instrucciones Técnicas, que son actos administrativos de carácter vinculante para aquellos sujetos a los que van dirigidas y que tienen por objeto garantizar el mantenimiento de las condiciones y los requisitos de seguridad de las instalaciones y actividades y el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos en cada autorización, o bien son emitidas por el CSN en el ejercicio de sus competencias. Por último, el CSN emite Circulares y

Guías, que son, respectivamente, documentos técnicos de carácter informativo y recomendaciones técnicas que no tienen carácter vinculante.

Un compendio de las principales disposiciones vinculantes con rango de Ley, Reglamento o Instrucción del CSN que resultan de aplicación en el ámbito de esta Convención puede encontrarse en el Anexo A.

Procedimiento de autorización

La Ley 25/1964, sobre energía nuclear, establece el régimen de otorgamiento de autorizaciones de instalaciones nucleares y radiactivas y prohíbe expresamente la utilización o el almacenamiento de combustible nuclear y residuos radiactivos sin haber obtenido la correspondiente autorización. Dicho régimen, que ha sido sometido a sucesivas enmiendas desde su aprobación, es desarrollado por el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999.

Conforme a dicho régimen, corresponde al MITERD otorgar las correspondientes autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría[9] cuando tal competencia se haya transferido a los Gobiernos de las Comunidades Autónomas[10]. Previamente al otorgamiento de cualquier autorización a una instalación nuclear o radiactiva, el MITERD debe solicitar informes a todas las autoridades competentes en razón de la materia. Por lo que respecta a la seguridad nuclear y la protección radiológica, el informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), además de ser preceptivo, es vinculante cuando es denegatorio, o en cuanto a los límites y condiciones que establece cuando es positivo. Por su parte, corresponde a la Secretaría de Estado de Medio Ambiente del MITERD la emisión de la Declaración de Impacto Ambiental en los proyectos que así lo requieran. Asimismo, las Comunidades Autónomas son consultadas en materia de ordenación territorial y medio ambiente. Información más detallada en relación con el procedimiento de autorización de instalaciones nucleares y radiactivas puede encontrarse bajo el Anexo B. La Figura 5 muestra un esquema del sistema de autorización de instalaciones nucleares.

Por otra parte, corresponde al CSN conceder y revocar las licencias y acreditaciones del personal de operación de las instalaciones nucleares y radiactivas, así como los diplomas del personal de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica que así lo requieran. También corresponde al CSN, la concesión y revocación de las autorizaciones de los Servicios de Dosimetría Personal, de los Servicios de Protección Radiológica, y de las Unidades Técnicas de Protección Radiológica.

Sistema de inspección y evaluación de las instalaciones

Conforme a las funciones atribuidas al CSN por la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, este Organismo llevará a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas en cada una de las fases de su vida, con objeto de comprobar que se desarrollan de acuerdo con la normativa en vigor y con los límites y condiciones de las

[9] Según se clasifican tales instalaciones en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por R.D. 1836/1999, de 3 de diciembre.

[10] El Estado Español está compuesto por diecisiete Comunidades Autónomas más las ciudades autónomas de Ceuta y Melilla. La autorización de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría se encuentra transferida a los Gobiernos autonómicos de Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia.



Figura 5: Esquema del sistema de autorización de instalaciones nucleares.

autorizaciones otorgadas. Las actas de inspección del CSN se publican en su página web, previa eliminación de los datos que puedan afectar a la confidencialidad o que no pueden ser divulgados por estar protegidos legalmente, por afectar a la intimidad de las personas, la defensa nacional y la seguridad pública, el secreto comercial o industrial, los derechos de propiedad intelectual, o por la existencia de procesos sancionadores o disciplinarios en curso, entre otros.

En lo que respecta a otras materias, tales como la seguridad física, la preparación para las emergencias o el impacto ambiental, la aplicación de la actuación inspectora y evaluadora se ejercita coordinadamente con los órganos de otros Departamentos ministeriales que también resultan competentes en razón de la materia.

Régimen sancionador

El régimen sancionador en materia de energía nuclear se establece en el Capítulo XIV (artículos 85 a 93) de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear. Los aspectos principales del régimen sancionador se describieron en profundidad en el Tercer Informe Nacional.

El Consejo de Seguridad Nuclear propondrá, en su caso, la iniciación del correspondiente expediente sancionador respecto de aquellos hechos que pudieran ser constitutivos de infracción en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, poniendo en conocimiento de la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD, órgano al que corresponde incoar el expediente, tanto los hechos constitutivos de la infracción apreciada como las circunstancias relevantes que sean necesarias para su adecuada calificación.

Asimismo, iniciado un expediente sancionador en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física, el Consejo de Seguridad Nuclear emitirá, con carácter preceptivo, un informe para la adecuada calificación de los hechos objeto del procedimiento. Este informe se emitirá cuando dicha iniciación no fuera a propuesta del Consejo de Seguridad Nuclear, o en el supuesto en que, habiéndolo sido, consten en dicho procedimiento otros datos además de los comunicados por dicho Consejo.

Adicionalmente a lo anterior, la Ley 25/1964 contempla la facultad del CSN de adoptar directamente medidas coercitivas, como son los apercibimientos, con las correspondientes multas asociadas a estos, y las amonestaciones.

La Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD tramitará los expedientes sancionadores a las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto para las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría para las que la competencia se haya transferido a los Gobiernos de las Comunidades Autónomas. Asimismo, elevará las propuestas de sanción a la autoridad sancionadora que determina la legislación de acuerdo con la gravedad de la infracción que, en el ámbito de la Administración General del Estado, son: el Consejo de Ministros, el titular del MITERD o el titular de la Dirección General de Política Energética y Minas.

Asignación de responsabilidades

La asignación de funciones y responsabilidades dentro del ordenamiento jurídico en materia de energía nuclear continúa siendo esencialmente la misma que existía anteriormente. El marco legal y reglamentario para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos radiactivos, que se integra en el marco general por el que se regula la energía nuclear en España, establece claramente las responsabilidades de los diferentes actores. A continuación, únicamente se describe la responsabilidad que corresponde a los generadores de residuos radiactivos y a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S. A., S.M.E. (Enresa), puesto que la distribución de funciones entre las autoridades competentes se describe ampliamente en el artículo 20.

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, establece que la responsabilidad principal respecto del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos será de quienes los hayan generado o, en su caso, del titular de la autorización a quien se haya encomendado esa responsabilidad. Los responsables instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión global del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, y puedan ser objeto de verificación periódica.

Conforme al artículo 38 bis de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, constituye un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado. Se encomienda a Enresa la gestión de este servicio público, de acuerdo con lo establecido en el Plan General de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno. Ello sin perjuicio de las responsabilidades que correspondan a los generadores de estos materiales o a los titulares de las autorizaciones a quienes se haya encomendado dicha responsabilidad, de acuerdo con lo señalado en el apartado anterior. Las funciones de Enresa se regulan actualmente por medio del Real Decreto 102/2014.

Enresa, de capital íntegramente público, fue creada por Real Decreto en 1984, y está participada por el CIEMAT, un centro de investigación nacional adscrito al Ministerio de Ciencia e Innovación, y la SEPI (Sociedad Española de Participaciones Industriales), un ente de derecho público adscrito al Ministerio de Hacienda. La tutela de Enresa corresponde al MITERD, a través de la Secretaría de Estado de Energía, quien lleva a cabo la dirección estratégica y el seguimiento y control de sus actuaciones y planes, tanto técnicos como económicos.

Entre los cometidos de Enresa, además de la ejecución de las actividades propiamente dichas de gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos y de desmantelamiento de las instalaciones nucleares, se incluye la elaboración de las propuestas de Planes Generales de Residuos Radiactivos, que posteriormente remite al MITERD para su revisión y tramitación ante el Gobierno, así como la gestión administrativa y financiera del Fondo para la financia-

ción de las actividades del PGRR, bajo la supervisión de un Comité de Seguimiento del Fondo y la fiscalización de las autoridades económico-financieras competentes de la Administración del Estado.

Con objeto de que Enresa desempeñe las actividades relativas a la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas, así como los titulares de instalaciones o actividades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear, están obligados a suscribir con Enresa unas especificaciones técnico-administrativas aprobadas por el MITERD, con el informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear, en las que se definen las condiciones de recepción de los mismos por parte de Enresa, algunas de las cuales ya fueron aprobadas, sustituyendo a los anteriores "contratos tipo" que venían rigiendo estas obligaciones.

19.2. Novedades en las principales disposiciones legislativas y reglamentarias que regulan la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

En el presente apartado se describen las novedades, habidas o en curso, en las disposiciones normativas con rango de ley o de reglamento en el ámbito de la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos.

i) Real Decreto 1400/2018, de 23 de noçviembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN)

La Directiva 2014/87/Euratom del Consejo, por la que se modifica la Directiva 2009/71/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares, ha venido a reforzar el marco regulador europeo en materia de seguridad nuclear, tras el accidente en la central nuclear de Fukushima Daiichi, en marzo de 2011.

En concreto, el artículo 4.1.b de dicha Directiva establece que los Estados miembros establecerán y mantendrán un marco legislativo, reglamentario y organizativo nacional para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares, que prevea los requisitos nacionales de seguridad nuclear que abarquen todas las etapas del ciclo de vida de las instalaciones nucleares.

En el caso español, la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, constituye el marco legal que establece los principios y requisitos básicos en seguridad nuclear de estas instalaciones, mientras que la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, consagra a este Organismo como la única autoridad competente en España en dicha materia. El CSN ha venido desarrollando y regulando la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares por medio de distintas Instrucciones que tienen carácter vinculante.

La existencia de este marco legal, junto con el marco reglamentario constituido por el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, hizo que, en su día, no fuera necesaria la trasposición de la Directiva 2009/71/Euratom, que posteriormente la Directiva 2014/87/Euratom ha venido a modificar en algunos aspectos significativos.

En este sentido, esta última directiva establece que todas las fases de la vida de una instalación tendrán como objetivo la prevención de accidentes y, en caso de que estos se produzcan, la atenuación de sus consecuencias, y evitar: a) emisiones radiacti-

vas tempranas que necesitaran medidas de emergencia fuera del emplazamiento pero sin disponer de tiempo suficiente para aplicarlas y b) grandes emisiones radiactivas que necesitaran medidas de protección de la población que no podrían estar limitadas en el tiempo o en el espacio. Este objetivo de seguridad ha de exigirse a las nuevas instalaciones y ser considerado como referencial, para la aplicación de mejoras, en el caso de las ya existentes.

Asimismo, la nueva directiva ha introducido otros cambios respecto de la directiva anterior, tanto en el marco como en la autoridad reguladora, reforzando aspectos tales como la independencia efectiva, la adecuada disponibilidad de recursos humanos y financieros, la transparencia o la prevención de conflictos de intereses, entre otros.

Adicionalmente, ha establecido notables requisitos a los titulares, como la responsabilidad del titular no delegable, el refuerzo de los procesos que conllevan la demostración de la seguridad (procesos de licenciamiento y Revisiones Periódicas de Seguridad), un sistema de gestión orientado a la seguridad, el refuerzo de la cultura de seguridad, el refuerzo de las estructuras y medios necesarios para la gestión de emergencias "in situ" y la coordinación para la gestión exterior, la disponibilidad de los adecuados recursos financieros y humanos, la cualificación del personal de la plantilla y del personal subcontratado, la formación, el refuerzo del concepto de defensa en profundidad, o el énfasis en la notificación temprana de sucesos.

Por lo que se refiere al Estado miembro, la directiva mantuvo la obligación establecida en la Directiva 2009/71/Euratom de realizar, al menos una vez cada 10 años, una autoevaluación de su marco nacional y autoridades reguladoras competentes, invitando a una revisión internacional por homólogos de estas materias al objeto de mejorar constantemente la seguridad nuclear y añadió la obligación de realizar una revisión inter-pares sobre un "aspecto especifico relacionado con la seguridad", al menos una vez cada seis años, y también siempre que un accidente provoque situaciones que requieran medidas de emergencia fuera del emplazamiento.

En todo caso, aunque el marco normativo español ya incorporaba, en gran medida, los distintos requisitos exigidos por la Directiva 2014/87/Euratom, no se disponía de una norma específica de carácter reglamentario sobre la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares, mientras que sí se había regulado por medio de reales decretos otras materias de este ámbito, tales como la protección radiológica (Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, aprobado por RD 783/2001), la gestión de los residuos radiactivos (RD 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos), la protección física (RD 1308/2011, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas) y los procesos de licenciamiento de dichas instalaciones (Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por RD 1836/1999).

Asimismo, algunos aspectos de la directiva no estaban recogidos en nuestro ordenamiento jurídico, por lo que se decidió incorporarlos, junto con algunos otros procedentes de distintas Instrucciones del CSN, en un texto unificado y de rango reglamentario: el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018.

El RSNIN aúna las principales disposiciones generales que han de cumplir las instalaciones nucleares en materia de seguridad nuclear y completa la incorporación al derecho español de la Directiva 2014/87/Euratom del Consejo en lo referente a los requisitos básicos de seguridad nuclear. Estos requisitos, que las instalaciones han de cumplir durante todo su ciclo de vida, tienen el fin de:

- garantizar un alto nivel de seguridad nuclear para proteger a los trabajadores y al público en general contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes procedentes de instalaciones nucleares;
- mantener la seguridad nuclear y promover su mejora.

Las disposiciones del RSNIN son de aplicación a las siguientes instalaciones:

- Toda central o reactor nuclear, instalación de enriquecimiento de combustible nuclear, instalación de fabricación de elementos combustibles nucleares, instalación de reprocesamiento de combustible nuclear gastado, instalación de almacenamiento temporal de combustible nuclear gastado o residuos radiactivos de alta actividad.
- Las instalaciones de almacenamiento temporal de residuos radiactivos que se encuentren en el mismo emplazamiento y estén directamente relacionadas con las instalaciones enumeradas en la letra a).

En particular, su artículo 6 establece el siguiente objetivo de seguridad para las instalaciones nucleares: *"El emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares debe tener como objetivo:*

a) La prevención de accidentes y, en el caso de que se produzcan, la atenuación de sus consecuencias.

b) Evitar, bien por imposibilidad física o por ser extremadamente improbable con un alto nivel de confianza:

- *1.º Emisiones radiactivas tempranas que requieran medidas de emergencia fuera del emplazamiento sin disponer de tiempo suficiente para su aplicación;*
- *2.º Grandes emisiones radiactivas que requieran medidas de protección a la población que no se puedan limitar en el tiempo o en el espacio".*

En particular, este apartado b) del artículo 6 debe interpretarse como referencia para la implantación oportuna de mejoras de seguridad nuclear razonablemente factibles en las instalaciones nucleares que hayan obtenido la autorización de construcción antes del 14 de agosto de 2014.

Información más detallada en relación con las novedades incorporadas en este Reglamento puede encontrarse bajo distintos artículos del presente Informe.

ii) Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas.

Las principales novedades relativas a este real decreto se desarrollan en el artículo 28 del presente Informe.

iii) Orden ETU/1185/2017, de 21 de noviembre, por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en instalaciones nucleares.

Con carácter general, las autorizaciones para la desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo generados en instalaciones nucleares se venían otorgando en España caso por caso por el MITERD, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear y de acuerdo con las directrices técnicas de la Comisión Europea fijadas en el documento Radiation Protection 122 Part 1: *"Practical Use of the Concepts of Clearance and Exemption, 2000".*

Sin embargo, tras la entrada en vigor de la Directiva 2013/59 Euratom del Consejo, por la que se establecen las normas de seguridad básicas para la protección contra

los peligros derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes, los niveles de desclasificación contemplados en la citada publicación técnica de la Comisión Europea fueron sustituidos por los establecidos en el anexo VII de la referida Directiva. Ésta señala que los materiales que vayan a almacenarse definitivamente, reciclarse o reutilizarse podrán ser gestionados fuera del control reglamentario siempre que las concentraciones de actividad respecto de los materiales sólidos no superen los valores de desclasificación que figuran en el anexo VII, tabla A de la directiva, o; cumplan los niveles de desclasificación específicos (y los requisitos asociados para materiales específicos) establecidos en la legislación nacional o por la autoridad nacional competente siguiendo los criterios generales de exención y desclasificación establecidos en el anexo VII de la directiva, y teniendo en cuenta las orientaciones técnicas proporcionadas por la Comunidad.

Mediante la Orden ETU/1185/2017, por la que se regula la desclasificación de los materiales residuales generados en instalaciones nucleares, se traspone parcialmente al ordenamiento jurídico nacional la citada Directiva 2013/59/Euratom, en lo relativo a la desclasificación de los materiales residuales sólidos generados en instalaciones nucleares. De este modo se sustituye el anterior sistema de autorización administrativa caso por caso por un modelo en el que se permite a los propios titulares de las instalaciones nucleares en operación o desmantelamiento llevar a cabo la desclasificación de los materiales residuales sólidos atendiendo a los niveles establecidos en el anexo I de la orden.

Según se prevé en la orden, los materiales residuales impactados generados en las instalaciones nucleares que presenten contaminación de radionucleidos en valores de la actividad isotópica por unidad de masa inferiores o iguales a los niveles de desclasificación establecidos en el anexo I de la orden podrán ser gestionados por vías convencionales de acuerdo con la normativa de gestión que les sea de aplicación, siguiendo los criterios recogidos en el anexo II de la orden. La gestión de los materiales residuales desclasificados no podrá efectuarse en instalaciones con dedicación exclusiva para estos materiales, ya que se ha de garantizar la dilución tecnológica con otros residuos. La orden señala que, antes de iniciar el proceso de desclasificación, el titular de la instalación deberá presentar al Consejo de Seguridad Nuclear un plan de pruebas para la caracterización radiológica de los materiales residuales y un calendario para su ejecución. Los resultados de este plan deberán ser remitidos al CSN, para su aprobación.

Por su parte, aquellos materiales residuales que los superen los niveles establecidos por la orden seguirán requiriendo una autorización del MITERD, previo informe favorable del CSN.

Además, la orden garantiza la trazabilidad de estos materiales residuales, hasta su entrega a los gestores finales, la cual será responsabilidad del titular de la instalación mediante el correspondiente sistema de registro y de archivo, que deberá encontrarse en todo momento actualizado y a disposición del CSN.

19.3. Novedades en las disposiciones normativas del Consejo de Seguridad Nuclear

La capacidad normativa del CSN se establece en el artículo 2 de su Ley de creación, la Ley 15/1980, que faculta a este Organismo para proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, así como las revisiones que considere convenientes. Además, puede elaborar y aprobar las Instrucciones, Circulares y Guías

de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas y a las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, además de la protección física de instalaciones y materiales nucleares y radiactivos. Estas funciones se desarrollan de forma más extensa en el Estatuto del CSN, aprobado por Real Decreto 1440/2010.

Las Instrucciones son normas de obligado cumplimiento, las Guías de Seguridad son normas recomendatorias para los sujetos a las que van dirigidos, y las Circulares son documentos técnicos de carácter informativo.

Desde el año 2017 y hasta el 31 de diciembre de 2019 se ha aprobado una nueva Instrucción del CSN:

- ✓ La Instrucción IS-43, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos relativos a la seguridad física por parte de las centrales nucleares.

  Establece los criterios para exigir a los titulares de las centrales nucleares, en operación o en parada mientras almacenen combustible nuclear, la notificación de los sucesos ocurridos en las mismas que puedan tener una relación con la seguridad física de una instalación nuclear. Esta notificación de sucesos relativos a la protección física estaba excluida de la IS-10 de 30 de julio de 2014, que establece los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares.

Asimismo, se ha aprobado la modificación de tres Instrucciones del CSN ya vigentes.

- ✓ Instrucción IS-27, Revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares.

  Desde su aplicación en 2010 se revisa esta Instrucción en aspectos puntuales, y se limita su alcance a las Estructuras, Sistemas y Componentes "relacionados con la seguridad", quedando los "relevantes para la seguridad", regulados en la IS-26 (sobre Requisitos Básicos de Seguridad Nuclear Aplicables a Instalaciones Nucleares) y la IS-30 (sobre Requisitos del Programa de Protección contra Incendios en Centrales Nucleares).

- ✓ Instrucción IS-22, Revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares.

  Se revisa esta Instrucción para actualizar y clarificar los requisitos del CSN para el desarrollo de un proceso de gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de las centrales nucleares, incluyendo el caso del período de operación a largo plazo.

- ✓ Instrucción IS-11, Revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares.

  Desde su publicación en 2007, se revisa para introducir el requerimiento expreso del Diseño Sistemático de la Formación en línea con los estándares internacionales reconocidos para garantizar la cualificación del personal de las centrales. También se mejoran las condiciones de permanencia activa en el puesto de los titulares de licencias de operador o supervisor de las centrales nucleares, y recuperación ante su pérdida.

Artículo 20. Órgano regulador

Artículo 20. Órgano regulador

1. *Cada Parte Contratante establecerá o designará un órgano regulador que se encargue de la aplicación del marco legislativo y reglamentario a que se refiere el artículo 19, y que esté dotado de autoridad, competencia y recursos financieros y humanos adecuados para cumplir las responsabilidades que se le asignen.*
2. *Cada Parte Contratante, de conformidad con su marco legislativo y reglamentario, adoptará las medidas adecuadas para asegurar una independencia efectiva entre las funciones reglamentarias y otras funciones cuando incumban a entidades que intervengan tanto en la gestión de combustible gastado o de residuos radiactivos como en su reglamentación.*

La función reguladora en el ámbito de la energía nuclear en España corresponde a las siguientes autoridades (un esquema resumen de las autoridades reguladoras y de los principales agentes del sistema nacional de gestión de RRRR puede encontrarse en la Figura 6) que, al amparo de lo establecido en la legislación vigente, actúan según sus competencias dentro del ámbito de aplicación de la Convención:

- ✓ **El Gobierno**, a quien corresponde definir la política energética, incluida la nuclear, y la de gestión de los residuos radiactivos, así como dictar normas reglamentarias a propuesta de los ministerios con competencias en estas materias.

  En consecuencia, el Gobierno dictará normativa con el rango de real decreto y aprobará los desarrollos regulatorios de las leyes aprobadas por el Parlamento español. Actualmente, el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) es el departamento ministerial responsable de proponer y tramitar propuestas regulatorias en el área de energía nuclear. Cuando esas propuestas se refieren específicamente a la seguridad nuclear o la protección radiológica, tal iniciativa corresponde al CSN.

  Respecto a los residuos radiactivos, de conformidad con el artículo 38 bis de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, el Gobierno es responsable de definir la política de gestión de residuos radiactivos, incluyendo el combustible gastado, y el desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares, a través de la aprobación del Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR).

  Asimismo, el Gobierno es responsable de revisar las tarifas del Fondo con el que se financian las actividades del PGRR, basándose en un informe económico-financiero actualizado del coste de las actividades correspondientes, como se establece en la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico, declarado vigente por la Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del sector eléctrico.

- ✓ **El Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD)** es el departamento ministerial de la Administración Central del Estado al que corresponde otorgar, modificar, suspender o revocar las autorizaciones de las instalaciones nuclea-

res y radiactivas[11], sujeto a los informes preceptivos y, en su caso, vinculantes[12] del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) en lo que respecta a la seguridad nuclear y protección radiológica, así como a los informes que deban emitir otros departamentos u órganos de la Administración Central en otras materias con arreglo a lo dispuesto en su normativa específica. Asimismo, le corresponde elevar al Gobierno propuestas reglamentarias que desarrollen la legislación vigente, adoptar disposiciones de desarrollo de los reglamentos del Gobierno y aplicar el régimen sancionador en materia de energía nuclear.

- ✓ Los Gobiernos de aquellas **Comunidades Autónomas** a las que, en virtud de una disposición legal[13], se hayan transferido las funciones ejecutivas atribuidas al MITERD.
- ✓ El **Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)** que, de acuerdo con lo dispuesto en su Ley de creación (Ley 15/1980, de 22 de abril) es el único Organismo competente del Estado en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, siendo un ente de Derecho Público independiente de la Administración General del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propio e independiente de los del Estado.

  El CSN, para el ejercicio de las competencias y funciones establecidas en la legislación, precisa relacionarse con las Cortes Generales (Congreso y Senado) y con el Gobierno, así como con los departamentos ministeriales competentes de este último y los Gobiernos Autonómicos.

  Respecto a la relación con las Cortes, la Comisión competente del Congreso de los Diputados realiza el seguimiento de las actividades del CSN, a través del informe que el CSN remite con periodicidad anual, a través de la comparecencia periódica y a petición del Congreso o a petición propia, para informar sobre asuntos relevantes. La Comisión puede requerir, asimismo, la comparecencia de otras autoridades públicas o de entidades vinculadas a la energía nuclear. A raíz de dichas comparecencias, el Congreso de los Diputados, a propuesta de la Comisión, puede instar al Gobierno, al MITERD o al CSN, según la materia de que se trate, a establecer determinadas medidas o a iniciar procedimientos normativos. Análogamente, el CSN comparece ante la Comisión competente del Senado, a petición de dicha institución o petición propia para informar en materia de su competencia.

  Por otro lado, el CSN se relaciona con el Gobierno fundamentalmente a través de la Secretaría de Estado de Energía del MITERD para todo lo que se refiere a la tramitación de las autorizaciones en todas las fases de selección de emplazamiento, construcción, explotación, operación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas. Corresponde al MITERD solicitar los informes preceptivos y, en su caso, vinculantes, al CSN, en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, previamente al otorgamiento de cualquier tipo de autorización de las instalaciones. El CSN propondrá al Gobierno la nueva reglamentación y la revisión de la existente en materia de seguridad nuclear, protección radiológica, así como en protección física de instalaciones y materiales nucleares y radiactivos, en colaboración con las autorida-

[11] *En el caso de las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría, corresponde a las Comunidades Autónomas el ejercicio de las funciones ejecutivas del MITERD cuando estas hayan sido transferidas en virtud de una disposición legal.*

[12] *Los informes del CSN son vinculantes siempre que sean negativos o, siendo positivos, en cuanto a las condiciones que se determinen.*

[13] *Concretamente, la autorización de instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría se encuentra transferida a los Gobiernos autonómicos de Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia.*

des competentes, y la que resulte necesaria de acuerdo con las obligaciones internacionales que se contraigan en este ámbito. Asimismo, el CSN podrá proponer la iniciación de los expedientes sancionadores que corresponda.

Asimismo, el CSN se relaciona con la Secretaría de Estado de Medioambiente (SEMA) del MITERD, fundamentalmente, mediante la participación en los procedimientos de evaluación de impacto ambiental, en lo relativo a la evaluación del impacto radiológico ambiental de las instalaciones que puedan provocar un impacto de este tipo.

El CSN se relaciona, asimismo, con otros departamentos ministeriales, tanto para el mejor ejercicio de sus funciones, como para la cooperación en ámbitos de interés común. Además de con el MITERD, los principales departamentos ministeriales con los que se relaciona el CSN son:

- Ministerio del Interior y Ministerio de Defensa, en materia de gestión de emergencias, protección física y protección civil ante riesgo radiológico.
- Ministerio de Educación y Formación Profesional y el Ministerio de Universidades, en materia de formación de profesores de enseñanza secundaria.
- Ministerio de Sanidad: El CSN colabora con este Ministerio en materias relacionadas con la protección radiológica (protección del paciente, de los trabajadores, del público y del medio ambiente).
- Ministerio de Asuntos Exteriores, Unión Europea y Cooperación.

Además, debe subrayarse que tanto el MITERD como el CSN mantienen relaciones, en sus respectivos ámbitos de competencias, con los Parlamentos y Gobiernos de las Comunidades Autónomas.

En lo que respecta al MITERD, la legislación española prevé la posibilidad de que algunas de las competencias que corresponden a la Administración Central sean transferidas a las Comunidades Autónomas. Como ya se ha adelantado previamente, diversas Comunidades Autónomas ejercen funciones ejecutivas originalmente atribuidas al MITERD por el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), en relación con las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría.

Adicionalmente, el MITERD está obligado a dar traslado a aquellas Comunidades Autónomas en las que se encuentren ubicadas instalaciones, o cuyo territorio sea parte de la zona de actuación del Plan de Emergencia Nuclear de las instalaciones, de la información presentada en sus solicitudes de autorización, al objeto de que puedan plantear las alegaciones oportunas en materia de ordenación del territorio o medioambiente.

Por otra parte, en lo que respecta al CSN, de conformidad con lo dispuesto en la Ley 15/1980, este puede encomendar a las Comunidades Autónomas el ejercicio de funciones atribuidas a este Organismo, con arreglo a los criterios generales que para su ejercicio el propio CSN acuerde. Se firman a tal efecto acuerdos de encomienda, en los que las competencias atribuidas al CSN en la legislación, permanecen bajo su responsabilidad. Actualmente, el CSN tiene firmados acuerdos de encomienda con nueve comunidades autónomas: Principado de Asturias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Islas Canarias, Murcia, Navarra, País Vasco y Valencia. Un representante de las Comunidades Autónomas que tengan instalaciones nucleares en su territorio o que mantengan acuerdos de encomienda con el CSN formará parte del Comité Asesor para la información y participación pública sobre seguridad nuclear y protección radiológica.

Por último, añadir que según el Estatuto del CSN, este mantendrá puntualmente informados al Gobierno, al Congreso y al Senado, a los Gobiernos y Parlamentos autonómicos y a los Ayuntamientos concernidos, de cualquier circunstancia o suceso que afecte a la seguridad

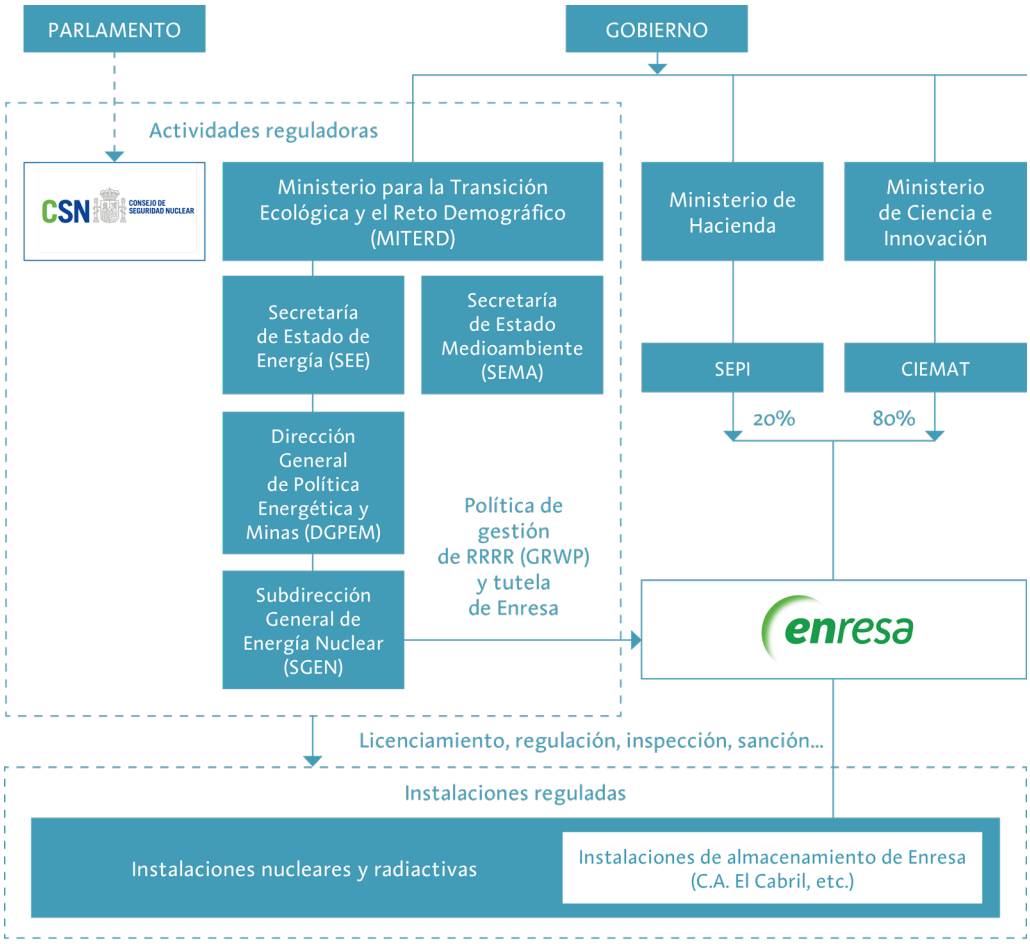


Figura 6: Cuadro resumen de agentes del sistema nacional de gestión de RRRR.

de las instalaciones nucleares y radiactivas o a la calidad radiológica del medio ambiente en cualquier lugar dentro del territorio nacional. Además, el CSN debe remitir anualmente a los Parlamentos autonómicos de aquellas Comunidades Autónomas en cuyo territorio estén radicadas instalaciones nucleares un informe sobre sus actividades.

20.1. Estructura, competencias y funciones del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico

20.1.1. Estructura orgánica

En la actualidad, el Real Decreto 139/2020, de 28 de enero, por el que se establece la estructura orgánica básica de los departamentos ministeriales, establece la nueva denominación del Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD) así como los órganos superiores y directivos de los que se compone.

Dentro del MITERD, la Secretaría de Estado de Energía es el Órgano superior en materia de energía, y, dentro de esta, la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) es el Órgano directivo que desarrolla, en el ámbito específico de la energía nuclear, las funciones que se detallan en el apartado siguiente.

Dentro de la DGPEM, la Subdirección General de Energía Nuclear (SGEN) es el Órgano ejecutivo, que se encarga de la ejecución práctica de dichas funciones. Adicionalmente, la SGEN se relaciona con otros órganos directivos y servicios generales del MITERD, integrados dentro y fuera de la Secretaría de Estado de Energía, para el ejercicio de sus funciones, tales como la Secretaría General Técnica para la tramitación de propuestas normativas o la Abogacía del Estado para apoyo y consultas jurídicas, entre otras.

En el Anexo G de este Informe se incluye un organigrama del MITERD, en el que se muestran destacados aquellos órganos que tienen atribuidas funciones relativas a la Convención, junto con un esquema de bloques con la estructura de áreas y servicios funcionales de la SGEN.

20.1.2. Competencias y funciones

De acuerdo con el ordenamiento jurídico vigente, el MITERD es una de las autoridades con competencias y funciones dentro del sistema regulador español en materia de energía y, en particular, en materia de energía nuclear. Debe aclararse que la generación de energía eléctrica en España está plenamente liberalizada, por lo que las actuaciones del Gobierno, a través del MITERD, se limitan al establecimiento de una planificación energética indicativa y a regular los diferentes sectores energéticos. En consecuencia, el MITERD no ejerce ninguna función ni en el desarrollo ni en la promoción de la energía nuclear.

Las competencias en materia de energía nuclear atribuidas a los diferentes órganos no se han visto modificadas sustancialmente respecto al Sexto Informe Nacional. El MITERD ejerce las siguientes competencias y funciones que entran dentro del ámbito de la Convención Conjunta:

- ✓ Concede las autorizaciones de las instalaciones nucleares y radiactivas, excepto de aquellas instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría ubicadas en Comunidades Autónomas que tengan transferidas las funciones ejecutivas que corresponden a la Administración Central, previo informe favorable del CSN.
- ✓ Elabora propuestas normativas y aplica el régimen sancionador establecido en la Ley 25/1964, sobre energía nuclear. Cuando los desarrollos reglamentarios se refieren a la seguridad nuclear o a la protección radiológica, corresponde al CSN elaborar las propuestas.
- ✓ Gestiona los registros administrativos (en relación con el transporte de materiales nucleares y radiactivos, instalaciones radiactivas, actividades relativas a la comercialización de materiales y dispositivos radiactivos, etc.).
- ✓ Define la política de gestión de residuos radiactivos.
- ✓ Contribuye a la definición de la política de I+D, en coordinación con el Ministerio de Ciencia e Innovación. A tal efecto, a iniciativa del MITERD, se estableció en el año 1999 un Comité Estratégico de I+D sobre Energía Nuclear (CEIDEN)[14], predecesor de la actual Plataforma Tecnológica de I+D de Energía Nuclear de Fisión del mismo nombre, cuya finalidad es reunir a todos los actores vinculados al sector de la energía nuclear, incluyendo, además de al propio MITERD, al CSN, a las universidades y cen-

[14] *Actualmente, el CEIDEN cuenta con 110 miembros y 120 entidades colaboradoras, ocupando su Presidencia, renovable cada dos años, el CSN.*

tros de investigación, a los operadores y a las asociaciones de la industria, para identificar sinergias y puntos de interés común en los programas y actividades de investigación que desarrollan estos, y participar en programas internacionales. En el ámbito de la protección radiológica, en 2014 se constituyó la nueva Plataforma Nacional de I+D en Protección Radiológica (PEPRI), que tiene como objetivo general promover las actividades de I+D+i orientadas a la protección frente a las radiaciones.

- ✓ Hace el seguimiento del cumplimiento de los compromisos internacionales suscritos por España en el ámbito de la energía nuclear, en particular en materia de salvaguardias, no proliferación y responsabilidad civil por daños nucleares.
- ✓ Se relaciona con los organismos internacionales especializados en energía nuclear en el ámbito del Tratado Euratom y sus comités y grupos de trabajo relacionados, en el marco del OIEA y de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (NEA), en lo referente al Banco Europeo de Reconstrucción y Desarrollo, o el Foro Europeo de Energía Nuclear, etc.

20.1.3. Recursos humanos y formación

La SGEN, que es la Subdirección General responsable de la ejecución de las funciones del MITERD en materia de energía nuclear, está íntegramente dotada con funcionarios pertenecientes a diferentes Cuerpos de la Administración del Estado. El sistema normal de acceso a los puestos de trabajo de las diferentes unidades del MITERD, incluyendo la SGEN, comprendidos en la oferta de empleo público es por oposición, seguido de un curso de formación selectivo. Adicionalmente, puede accederse a puestos de trabajo dentro de la SGEN por medio de concursos de traslado de funcionarios desde otros ámbitos de la Administración General del Estado, siempre que los Cuerpos de la Administración de procedencia sean compatibles con los exigidos en la relación de puestos de trabajo del MITERD para las plazas a las que se opta.

En el momento presente la SGEN cuenta con 13 puestos de trabajo. El 77% de los funcionarios que actualmente pertenecen a la SGEN tienen formación académica universitaria, siendo la mayoría de ellos ingenieros industriales pertenecientes al Cuerpo de Ingenieros Industriales del Estado, si bien también hay funcionarios pertenecientes a otros cuerpos de ingenieros. La distribución de la plantilla de trabajo en términos de conocimiento y experiencia en materias administrativas y en tecnología nuclear es equilibrada y responde a las necesidades del servicio.

El presupuesto de la Dirección General de Política Energética y Minas, que es el Órgano directivo al que pertenece la SGEN, se integra dentro de los Presupuestos Generales del Estado, de la misma forma que el de cualquier otra unidad organizativa de los departamentos ministeriales de la Administración Central del Estado.

El programa de formación del personal de la SGEN se integra dentro del Plan general de formación del MITERD, que contempla tanto formación en materias técnicas relacionadas con la energía, como en asuntos administrativos, jurídicos y económicos.

20.2. Estructura, competencias y funciones del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)

20.2.1. Estructura orgánica del CSN

La Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear, aprobado por Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, establecen, respectivamente, en su artículo 4 y en su Título II, capítulos IV y V, la estructura del CSN de la siguiente manera:

- ✓ El Pleno, órgano superior de dirección del Consejo de Seguridad Nuclear, está constituido por un Presidente y cuatro Consejeros.
- ✓ La Secretaría General de la que depende las siguientes Subdirecciones y Unidades:
  - ⇨ Subdirección de Personal y Administración
  - ⇨ Subdirección de Tecnologías de la Información
  - ⇨ Subdirección de Asesoría Jurídica.
  - ⇨ Unidad de Planificación, Evaluación y Calidad.
  - ⇨ Unidad de Inspección
  - ⇨ Unidad de Investigación y Gestión del Conocimiento
- ✓ La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear de la que dependen las siguientes Subdirecciones:
  - ⇨ Subdirección de Centrales Nucleares
  - ⇨ Subdirección de Ingeniería Nuclear
  - ⇨ Subdirección de Tecnología Nuclear
- ✓ La Dirección Técnica de Protección Radiológica de la que dependen las siguientes Subdirecciones:
  - ⇨ Subdirección de Protección Radiológica Ocupacional
  - ⇨ Subdirección de Emergencias y Protección Física
  - ⇨ Subdirección de Protección Radiológica Ambiental

En el Anexo G de este Informe se incluye un organigrama del CSN.

Los órganos superiores de dirección del CSN son el Pleno y la Presidencia, que actúan en el ejercicio de sus respectivas competencias, como órgano colegiado de dirección. El Pleno está constituido por un presidente y cuatro consejeros, designados entre personas de conocida solvencia en las materias encomendadas al CSN, valorándose especialmente su independencia y objetividad de criterio.

El Presidente y los Consejeros serán nombrados por el Gobierno, a propuesta del MITERD, previa comparecencia de la persona propuesta para el cargo ante la Comisión correspondiente del Congreso de los Diputados, en los términos que prevea el Reglamento del Congreso. El Congreso, a través de la Comisión competente y por acuerdo de los tres quintos de sus miembros, manifestará su aceptación o veto razonado en el plazo de un mes natural a contar desde la recepción de la correspondiente comunicación. Transcurrido dicho plazo sin manifestación expresa del Congreso, se entenderán aceptados los correspondientes nombramientos.

El Consejo estará asistido por una Secretaría General de la que dependerán los órganos de trabajo administrativos y jurídicos para el cumplimiento de sus fines, así como de aquellos órganos técnicos internos o externos que prevean los Estatutos. El Secretario General actuará como secretario del Pleno del CSN, asistiendo a sus sesiones con voz, pero sin voto.

Otros órganos de dirección del CSN son las Direcciones Técnicas y la Dirección del Gabinete Técnico de la Presidencia:

- ✓ La Dirección Técnica de Seguridad Nuclear en la que se agrupan todas las funciones relativas a la seguridad de las instalaciones nucleares, excepto las de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad, que son competencia de la Dirección Técnica de Protección Radiológica. También asume lo relativo a la seguridad de los transportes de sustancias nucleares y materiales radiactivos. De ella dependen tres Subdirecciones: Instalaciones Nucleares, Ingeniería y Tecnología Nuclear.
- ✓ La Dirección Técnica de Protección Radiológica, además de la inspección y control de las instalaciones radiactivas, de la protección radiológica de los trabajadores y de la gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad, asume las competencias en materia de protección radiológica del público y del medio ambiente y de emergencias radiológicas. De esta Dirección dependen tres Subdirecciones: Protección Radiológica Ambiental, Protección Radiológica Operacional y Emergencias y Protección Física.
- ✓ El Gabinete Técnico de la Presidencia asiste a la Presidencia del CSN, y se encarga de cumplir cuantas tareas específicas le encomiende el Presidente, así como las relacionadas con las actividades del Pleno como órgano colegiado.

20.2.2. Competencias y funciones del CSN

El CSN es un ente de Derecho Público, independiente de la Administración General del Estado con personalidad jurídica diferenciada y patrimonio propio e independiente de los del Estado, siendo el único Organismo competente en seguridad nuclear y protección radiológica a nivel nacional.

Las funciones del CSN aparecen relacionadas en el artículo 2 de su Ley 15/1980 y en el Título I de su Estatuto principalmente, sin perjuicio de las competencias compartidas con otros organismos nacionales que se recogen en otras normas o legislación vigente. En lo que concierne al ámbito de la Convención, y de forma resumida, las funciones del CSN son las siguientes:

- ✓ Emite informes preceptivos al MITERD en materia de autorizaciones de instalaciones nucleares y radiactivas, y de todas las actividades relacionadas con la manipulación, procesado, almacenamiento y transporte de sustancias nucleares y radiactivas; emite los informes previos a las resoluciones que en casos y circunstancias excepcionales dicte el MITERD, en relación con la retirada y gestión segura de materiales radiactivos.
- ✓ En relación a los residuos radiactivos, informa al MITERD sobre las concentraciones o niveles de actividad, para su consideración como tales, de aquellos materiales que contengan o incorporen sustancias radiactivas y para las que no esté previsto ningún uso.
- ✓ Propone al Gobierno las reglamentaciones necesarias en el ámbito de su competencia. También elabora y aprueba las Instrucciones, Guías y Circulares de carácter técnico, en lo relativo a la seguridad nuclear y protección radiológica.

- ✓ Propone la apertura de los expedientes sancionadores en el ámbito de sus competencias. Asimismo, el Consejo emitirá, con carácter preceptivo, un informe en el plazo de tres meses para la adecuada calificación de los hechos cuando el procedimiento sancionador en materia de seguridad nuclear, protección radiológica o protección física se haya iniciado por otro Organismo, o por petición razonada del propio CSN y en este caso, consten en dicho procedimiento otros datos además de los comunicados por este. Las sanciones se impondrán por el órgano ejecutivo del Gobierno Central o los Gobiernos de las Comunidades Autónomas.

  El CSN tiene también la facultad de apercibir a los titulares y proponer medidas correctoras y en su caso, imponer multas coercitivas.

- ✓ Efectúa la vigilancia y control de las instalaciones nucleares y radiactivas, llevando a cabo la inspección y control de las instalaciones nucleares y radiactivas durante todas sus fases, e inspecciona los transportes, fabricación y homologación de equipos con fuentes radiactivas o generadores de radiaciones ionizantes y la aprobación o convalidación de bultos destinados al transporte de sustancias radiactivas.

  Vigila y controla las dosis de radiación recibidas por el personal de operación y las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa, en las zonas de influencia de estas instalaciones.

- ✓ Realiza los estudios, evaluaciones e inspecciones de los planes, programas y proyectos necesarios para todas las fases de la gestión de los residuos radiactivos, así como de los nuevos diseños.

  Asimismo, emitirá informe previo sobre el Plan General de Residuos Radiactivos que el MITERD eleva al Gobierno para su aprobación.

- ✓ Mantiene relaciones oficiales con organismos similares extranjeros y participa en organismos internacionales con competencias en seguridad nuclear o protección radiológica y asesora al Gobierno respecto de los compromisos con estos o con otros países.

- ✓ Informa a la opinión pública sobre materias de su competencia, sin perjuicio de la publicidad de sus actuaciones administrativas en los términos legalmente establecidos.

  El CSN está obligado a informar a los ciudadanos de todos los hechos relevantes sobre las instalaciones nucleares y radiactivas; se hacen públicos los informes que emite, así como las actas de inspección realizadas; se establece un trámite de información pública, durante la fase de elaboración de las Instrucciones y guías técnicas del CSN.

- ✓ Colabora con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios a los que han de ajustarse los planes de emergencia exterior y los planes de protección física de las instalaciones nucleares y radiactivas.

  Coordina, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica, las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia.

  Inspecciona, evalúa, controla, propone y adopta cuantas medidas de prevención y corrección sean precisas ante situaciones excepcionales o de emergencia nuclear o radiológica, cuando tengan su origen en instalaciones, equipos, empresas o actividades no sujetas al régimen de autorizaciones de la legislación nuclear.

- ✓ Establece y efectúa el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

- ✓ Archiva y custodia la documentación, que deberán remitir al Consejo de Seguridad Nuclear los titulares de las autorizaciones de explotación de instalaciones nucleares, cuando se produzca el cese definitivo en las prácticas y con carácter previo a la transferencia de titularidad y a la concesión de la autorización de desmantelamiento de las mismas.

20.2.3. Relaciones internacionales del CSN

Las relaciones internacionales juegan un papel fundamental en el trabajo que desempeña el CSN. Las actividades internaciones del CSN se desarrollan en dos planos diferentes, el multilateral a través de organismos, instituciones y foros internacionales y el bilateral a través de acuerdos con instituciones homólogas.

La actividad primordial en el ámbito de las relaciones multilaterales internacionales está constituida por la participación del CSN en los órganos de dirección, comités y grupos de trabajo de diversos organismos internacionales, como el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y la Agencia de Energía Nuclear (NEA/OCDE), así como en el marco de las instituciones de la Unión Europea (UE). Asimismo, el CSN colabora con instituciones internacionales no gubernamentales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP).

En este período el CSN ha participado en actividades relativas al cumplimiento de los compromisos contraídos por España como parte contratante de las siguientes Convenciones internacionales:

- ✓ Convención sobre Seguridad Nuclear, el CSN actúa como punto de contacto nacional y coordina la elaboración de los informes nacionales.
- ✓ Convención Conjunta, colabora con el MITERD en la elaboración de los Informes Nacionales.
- ✓ Convención sobre Protección Física de los Materiales Nucleares.
- ✓ Convenio OSPAR sobre la protección del medio ambiente marino del Atlántico Nordeste.
- ✓ Convención sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares.
- ✓ Convención sobre Asistencia Mutua en caso de Accidente Nuclear o Emergencia Radiológica.

Por otro lado, el CSN participa en los siguientes grupos y asociaciones de reguladores nucleares:

- ✓ Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA).
- ✓ Asociación de Reguladores Nucleares Europeos (WENRA).
- ✓ Asociación Europea de Autoridades de Control Radiológico (HERCA).
- ✓ Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO).

En cuanto a las relaciones bilaterales, el CSN tiene suscritos acuerdos, y mantiene actividades en los campos de seguridad nuclear, protección radiológica y gestión de residuos con numerosos organismos homólogos.

El CSN participa activamente en el programa de cooperación técnica del OIEA, aportando expertos para su participación en seminarios, acogiendo becas y visitas científicas de expertos extranjeros y organizando en España actividades en el ámbito de la gestión segura de los residuos radiactivos.

20.2.4. Recursos humanos, formación y financiación del CSN

✓ **Recursos humanos:**

El CSN, como Organismo encargado de una materia como es la seguridad nuclear y la protección radiológica, necesita personal técnico especialista en este ámbito. Dicho personal técnico está formado por funcionarios pertenecientes al Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, como así lo establece el artículo 8 de la Ley 15/1980, de creación del CSN, y al que se accede mediante concurso-oposición que convoca el propio CSN. Aparte de dicho personal, también forman parte del Organismo funcionarios de otros Cuerpos de las Administraciones Públicas, el personal eventual y el personal laboral.

A 31 de diciembre de 2019, la plantilla del personal del CSN está formada por 417 empleados, de los cuales 211 son funcionarios del Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, dedicados a la inspección, control y seguimiento del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, otros 117 son funcionarios pertenecientes a Cuerpos y Escalas de otras Administraciones Públicas, 25 son personal eventual, 7 Altos Cargos y 57 son personal laboral. El número de mujeres en el CSN representa el 52,76 % del total de la plantilla y el de hombres, el 48,24 % restante. La media de edad del personal del Organismo es de 53 años. En cuanto a la titulación del personal, tienen titulación superior el 71,22%, titulación media el 6,23% y otras titulaciones el 22,5%.

Un objetivo prioritario del CSN es incorporar nuevos funcionarios que compensen la pérdida de efectivos motivada por las jubilaciones. Desde 2017 se han ofertado 33 nuevas plazas y se han incorporado 8 nuevos funcionarios a la plantilla del CSN. Los 25 restantes corresponden a las ofertas de empleo de 2018 y 2019 que se ofertaron de manera conjunta y que se resolverá en 2020.

✓ **Plan de Formación del personal del CSN:**

Desde su creación, el Consejo de Seguridad Nuclear ha prestado una atención especial a la formación de todo su personal. Esta atención se ha concretado en los planes anuales de formación que establecen la previsión anual de las actividades formativas, que son organizadas internamente o con la colaboración de entidades externas especializadas, y de la participación del personal del CSN en actividades organizadas por otras instituciones de ámbito geográfico y temático muy diverso. Las actividades formativas se han focalizado en la formación científica y técnica; la formación legal y administrativa; y el desarrollo de habilidades directivas, de organización, de comunicación y de uso de procedimientos y herramientas de trabajo.

Los Planes de Formación de 2017, 2018 y 2019 han sido elaborados de acuerdo a las necesidades planteadas por las Direcciones Técnicas y el resto de Subdirecciones y Unidades implicadas, agrupándose su contenido en torno a siete programas formativos:

⇨ Técnico de Perfeccionamiento y Reciclaje:

- Subprograma de Seguridad Nuclear.
- Subprograma de Protección Radiológica.
- Subprograma de Áreas de Apoyo.
- Subprograma de Formación técnica inicial (SN y PR) (desde 2015).

⇨ Desarrollo Directivo.

- Gestión Administrativa y Jurídica.
- Prevención de Riesgos Laborales.
- Informática.
- Idiomas.
- Habilidades.

En 2017 la formación se dirigió a una plantilla de 454 personas, se impartieron 107 cursos dedicándose 21.940 horas y los gastos realizados en tareas formativas ascendieron a 420.010 €. En 2018, para una plantilla de 439 empleados, se impartieron 113 cursos dedicándose a formación 21.467 horas y los gastos realizados en actividades de formación fueron de 250.050 €. En 2019, para una plantilla de 435 personas se impartieron 97 cursos, dedicándose a formación 21.723 horas y los gastos realizados en tareas formativas ascendieron a 328.050 €.

En los planes de formación de 2017 y 2018 se ha incluido un subprograma para impartir la formación necesaria a los funcionarios en prácticas que han aprobado los sucesivos procesos de concurso-oposición para ingreso en el Cuerpo de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica, autorizados en las sucesivas ofertas de empleo público.

✓ **Financiación:**

Los presupuestos de gastos e ingresos del CSN se integran en los Presupuestos Generales del Estado y como tal, su aprobación corresponde al Parlamento. Las dos partidas presupuestarias más importantes del presupuesto de ingresos son, por un lado, las tasas, precios públicos y otros ingresos que el CSN obtiene en contraprestación a sus servicios y, en menor medida, las transferencias del Estado, que ha ido reduciendo su aportación en aplicación de las políticas de ajuste presupuestario y consolidación fiscal. Por consiguiente, actualmente la financiación del CSN procede casi exclusivamente de recursos propios.

- Las tasas, precios públicos y otros ingresos se regulan en la Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear. Las tasas con mayor importancia cuantitativa son las obtenidas por:
  - Realización de estudios, informes e inspecciones previos a las autorizaciones de funcionamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas que concede el MITERD.
  - Inspección y control de instalaciones nucleares y radiactivas en funcionamiento y actividades relacionadas.
  - Concesión de licencias del personal destinado a operar o supervisar el funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas.

  Se financian por los precios públicos los informes, pruebas o estudios sobre nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica.

  Este capítulo de financiación supuso en el ejercicio de 2019 el 99,55 % del presupuesto total.

- Las transferencias del Estado. El CSN realiza controles de medidas de protección radiológica dirigidas a la población en general y al medioambiente. Estas funciones no constituyen el hecho imponible de tasas y precios públicos, sino que su financiación se obtiene de los Presupuestos Generales del Estado, a través del

MITERD. La financiación presupuestada por este concepto constituyó el 0,45 % del total.

20.2.5. Sistema de Gestión del CSN

El CSN tiene implantado un Sistema de Gestión orientado a procesos, basado en los requisitos del OIEA (GS-R3) y la norma ISO 9001: 2008. Los procesos, que cubren todas las actividades del Organismo, se han clasificado como sigue:

- ✓ Estratégicos, que incluyen el funcionamiento del Pleno, la información y comunicación, y el desarrollo de normativa.
- ✓ Operativos, que incluyen la autorización, evaluación, supervisión y control de instalaciones y actividades (incluido transporte); el licenciamiento de personal; la protección radiológica de los trabajadores, del público y del medio ambiente; la gestión de las emergencias y la seguridad física.
- ✓ De apoyo, que incluyen las relaciones institucionales y las internacionales; la investigación y desarrollo; la gestión económica y de recursos humanos (incluida formación); los sistemas de información; la documentación, y la administración del Sistema de Gestión.

Los documentos que describen el sistema están organizados jerárquicamente: Manual del Sistema, Mapa de procesos, Manual de Organización y Procedimientos. Todos estos documentos, así como la información y documentación necesarias para llevar a cabo la actividad reguladora están disponibles en la intranet del CSN para todo el personal, con las excepciones justificadas por razones de seguridad o confidencialidad.

El Sistema de Gestión está sometido a una mejora continua. Además de las evaluaciones del cumplimiento de los planes y objetivos, el CSN tiene establecido un plan de auditorías, y se somete a evaluaciones externas por parte de organismos nacionales e internacionales.

- ✓ El plan de auditorías internas prevé que todos los procesos se auditen con la frecuencia establecida, que va de dos a cinco años en función de la importancia del proceso y de los requisitos legales que le apliquen. Existe un programa de auditorías específico para las actividades encomendadas a Comunidades Autónomas.
- ✓ El CSN, además de someterse a las auditorías y controles económico-financieros requeridos a todos los organismos públicos, debe informar sistemáticamente al Parlamento español y a los de las comunidades autónomas que tienen instalaciones nucleares. Corresponde al Parlamento realizar un seguimiento continuado de las actuaciones del CSN.

20.2.6. Gestión del conocimiento en el CSN

En relación con la cualificación y competencia del personal técnico del CSN para desempeñar adecuadamente su misión, el CSN ha desarrollado y está implantando un modelo de gestión del conocimiento adaptado específicamente a sus necesidades, basado en las recomendaciones del OIEA, e incorporado al sistema integrado de gestión del organismo.

El proceso de gestión del conocimiento del CSN debe abordar los cuatro pilares básicos del modelo recomendado por OIEA. Se estructura como un proceso trasversal de naturaleza cíclica, cuyas etapas son:

- ✓ Identificación de las capacidades que necesita el CSN para desempeñar su misión (Capacidades necesarias).
- ✓ Evaluación periódica de los recursos disponibles en el CSN (Recursos disponibles).
- ✓ Evaluación permanente de las lagunas, carencias y pérdidas de información, documentación y conocimiento del CSN (Lagunas y carencias).
- ✓ Programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades (Adquisición y preservación).
- ✓ Plan de comunicación interna para asegurar la diseminación y accesibilidad del conocimiento y la información (Accesibilidad y disponibilidad).
- ✓ Programa de evaluación independiente y revisión periódica del proceso (Evaluación y revisión).

En los años 2016 a 2019, las actividades se han centrado en el programa para la preservación del conocimiento crítico y la mejora continua de las capacidades y se ha desarrollado un plan de acción sobre este tema enfocado a la preservación/recuperación del conocimiento y experiencia de los técnicos del CSN nacidos antes de 1952.

La metodología empleada en este programa de preservación de conocimiento crítico comprende las siguientes fases:

- ✓ Fase de Preparación: identificación de los poseedores del conocimiento crítico.
- ✓ Fase de Extracción y sistematización del conocimiento.
- ✓ Fase de Aprovechamiento: despliegue de una agenda de aprovechamiento de los conocimientos sistematizados.

En este sentido el CSN dispone de una herramienta informática, KITE, que da soporte al proceso RECOR (transferencia y extracción del conocimiento crítico). Éste es un proceso continuo.

Además, el CSN ha iniciado un proceso de creación de comunidades de conocimiento, habiéndose constituido en 2019 la primera comunidad de conocimiento sobre la temática de Hallazgos, considerada de interés al ser una actividad transversal que implica a las dos Direcciones Técnicas.

20.2.7. Independencia del organismo regulador

La independencia del CSN viene regulada expresamente en su Ley de creación:

> *"Se crea el Consejo de Seguridad Nuclear como ente de Derecho Público, independiente de la Administración General del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propio e independiente de los del Estado, y como único Organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Se regirá por un Estatuto propio elaborado por el Consejo y aprobado por el Gobierno, de cuyo texto dará traslado a las Comisiones competentes del Congreso y del Senado antes de su publicación y por cuantas disposiciones específicas se le destinen, sin perjuicio de la aplicación supletoria de los preceptos de la legislación común o especial."*

Esta misma declaración de independencia se recoge en el Estatuto del CSN, al disponer en su artículo 2.4 que,

> *"El Consejo de Seguridad Nuclear actúa en el desarrollo de su actividad y para el cumplimiento de sus fines con autonomía orgánica y funcional, plena independencia de las Administraciones Públicas y de los grupos de interés. Asimismo, está sometido al control parlamentario y judicial. Las resoluciones que adopten el Pleno y el Presidente del Consejo de Seguridad Nuclear en ejercicio de las funciones públicas que tienen atribuidas, pondrán fin a la vía administrativa".*

Además, el artículo 8.2 de la Ley de creación del CSN faculta al Consejo

> *"de acuerdo con las normas que se establezcan en el Estatuto,* [para] *contratar los servicios de personal, empresas y organizaciones nacionales o extranjeras exclusivamente para la realización de trabajos o la elaboración de estudios específicos, siempre que se constate que no existe vinculación con los afectados por los servicios objeto de contratación. En ningún caso personal ajeno al CSN, podrá participar directamente en la toma de decisiones sobre los expedientes administrativos en curso. El CSN establecerá los medios necesarios para asegurar que el personal, empresas y organizaciones externas contratadas respetan, en todo momento, las obligaciones de independencia requeridas durante la prestación de sus servicios".*

Asimismo, según la propia Ley de creación del CSN, los informes que el CSN emita al MITERD relativos a la seguridad nuclear, la protección radiológica y la protección física previos a las resoluciones que el MITERD adopte en materia de concesión de autorizaciones serán preceptivos en todo caso, y además vinculantes cuando tengan el carácter de negativo o denegatorio de una concesión y asimismo en cuanto a las condiciones que establezcan, caso de ser positivos.

20.2.8. Transparencia de las actividades reguladoras e información al público

El CSN, en su plan estratégico para el periodo 2017-2022, reconoce como uno de sus valores fundamentales el principio de transparencia, basado en la capacidad de proporcionar a los ciudadanos información relevante, válida y verificable en todo lo relacionado con la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Esta política de transparencia tiene sus raíces en la Ley 15/1980, de creación del CSN, reformada por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre. También incorpora los aspectos recogidos en el Convenio Aarhus, ratificado por España en el año 2004 y materializado en la legislación nacional en la Ley 27/2006, de 18 de julio, que regula los derechos de acceso a la información, participación pública y acceso a la justicia en materia de medio ambiente.

Además, la modificación de la Ley de creación del CSN en 2007 amplió los requerimientos en materia de información al público, con el objetivo de aumentar la transparencia del Organismo y lograr una mayor confianza de la ciudadanía en las actuaciones del CSN. La ley establece tres vías para canalizar esta exigencia:

- ✓ Transmisión de información a las instituciones del Estado:

  El CSN remite anualmente a las Cortes Generales, así como a los parlamentos autonómicos de las Comunidades Autónomas que cuentan en su territorio con instalaciones nucleares, un informe detallado de sus actividades. Asimismo, y como parte de las relaciones con las Cortes, el CSN da respuesta a iniciativas parlamentarias (preguntas orales y escritas, proposiciones no de Ley, etc.) y cumple con las resoluciones emitidas a los informes anuales.

- ✓ Comités de información en los entornos de las centrales nucleares:

  La legislación establece que el CSN debe impulsar y participar en foros de información en los entornos de estas instalaciones, presididos por el MITERD, para tratar aspectos relacionados con el control y seguimiento de las instalaciones nucleares y radiactivas y con la preparación ante emergencias. El funcionamiento de estos Comités de Información está regulado por el RINR.

- ✓ Política de información al público:

  El artículo 14 de la Ley 15/1980 establece la necesidad de facilitar el acceso a la información y la participación de la ciudadanía y de la sociedad civil. Esto implica la obligación de informar a los medios de comunicación y a los grupos de interés de los hechos relevantes relacionados con el funcionamiento de las instalaciones, haciendo especial hincapié en la comunicación de los sucesos e incidentes que puedan afectar a la seguridad, su posible impacto radiológico sobre las personas y el medio ambiente y las medidas correctoras a aplicar.

  En esta línea, el CSN publica en su página web las actas de inspección de las instalaciones, la información sobre los estados operativos de las centrales nucleares y la información sobre calidad ambiental medida por la Red de Estaciones Automáticas y la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental. Por otro lado, también se publican las actas de las reuniones del Consejo y los informes técnicos que soportan la toma de decisiones del mismo. Asimismo, el CSN mantiene actualizada en su página web los resultados del programa de evaluación sistemática del funcionamiento de las centrales, denominado Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC), que incorpora métodos novedosos de supervisión enfocados a la observación del comportamiento de las centrales nucleares en operación a través de indicadores de funcionamiento y la valoración de hallazgos de las inspecciones realizadas por el CSN.

  En caso de producirse algún suceso o incidente significativo en las instalaciones nucleares y radiactivas, se publican en la web noticias, reseñas y notas de prensa sobre el mismo. En paralelo, el CSN atiende las solicitudes directas de información de los medios de comunicación, con toda la agilidad que el rigor técnico permite.

Con respecto a la participación de los ciudadanos:

- ✓ El CSN está obligado a someter las instrucciones y guías de seguridad a comentarios públicos durante su elaboración, para lo cual ofrece un espacio online en su web corporativa a través del cual pueden hacerse los comentarios. Igualmente, el MITERD informa sobre la normativa vigente en materia de energía nuclear y somete los proyectos de reales decretos y reglamentos al preceptivo trámite de audiencia pública a través de su página web.

- ✓ Comité Asesor para la información y participación publica

  La Ley de creación del CSN establece la constitución de un Comité Asesor para la información y participación pública, que comenzó su funcionamiento el 23 de febrero de 2011. El objetivo de este comité es emitir recomendaciones al CSN para mejorar la transparencia, el acceso a la información y la participación pública en las materias de su competencia.

  El Comité Asesor se compone de representantes de los principales grupos de interés nacionales que incluyen Ministerios, Universidades, Asociaciones Profesionales, entidades de la industria eléctrica, alcaldes de la vecindad de las centrales nucleares y ONG´s.

Otras vías de comunicación:

- ✓ Comunicación en el ámbito internacional

  Una de las líneas estratégicas de acción del CSN para el periodo 2017-2022 es el impulso a las políticas de relaciones institucionales y de comunicación con otros organismos presentes en la esfera internacional. Para ello, el CSN participa activamente en los diferentes foros internacionales con objeto de intercambiar experiencias y conocimiento técnico y regulatorio en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, conocer buenas prácticas que permitan reforzar la seguridad de las instalaciones de nuestro país y reforzar la coordinación internacional de los planes de respuesta a emergencias.

- ✓ Actividades divulgativas y Centro de información interactivo

  El CSN desarrolla un amplio abanico de actividades, ya sean de carácter técnico o divulgativo, sobre los temas relacionados con su actividad. Entre estas actividades destacan la organización de conferencias, seminarios y actividades de formación y una extensa actividad editorial que incluye la edición de la revista Alfa, revista de seguridad nuclear y protección radiológica.

  Además, el CSN dispone de un centro de información interactivo que acoge un número muy significativo de visitas (recientemente ha alcanzado los 100.000 visitantes), procedentes en su mayoría de centros de enseñanza y delegaciones institucionales nacionales e internacionales.

Sección F.

Otras disposiciones relacionadas con la seguridad

Sección F. Otras disposiciones relacionadas con la seguridad

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia

Artículo 21. Responsabilidad del titular de la licencia

1. *Cada Parte Contratante asegurará que la responsabilidad primordial en cuanto a la seguridad en la gestión de combustible gastado o de residuos radiactivos recaiga sobre el titular de la correspondiente licencia, y adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho titular asuma sus responsabilidades.*
2. *De no haber un titular de la licencia u otra parte responsable, la responsabilidad recaerá en la Parte Contratante que tenga jurisdicción sobre el combustible gastado o sobre los residuos radiactivos.*

21.1. Responsabilidad del titular con respecto a la seguridad

La legislación española establece como principio básico que la responsabilidad primordial de la seguridad de las instalaciones de gestión de residuos recae en el titular de la licencia.

Los preceptos legales en los que se asigna la responsabilidad del titular de las instalaciones se recogen en la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, sobre la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, y en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre. Desde el punto de vista de la responsabilidad civil por daños nucleares, también se señala al titular de la instalación como responsable de compensar por los daños hasta el límite previsto en la legislación.

La LEN establece que el titular de las instalaciones nucleares o radiactivas o de las actividades relacionadas con radiaciones ionizantes será responsable de su seguridad, y lo define como la persona física o jurídica responsable en su totalidad de una instalación nuclear o radiactiva, tal como se especifica en la correspondiente autorización, subrayando, además, que dicha responsabilidad no podrá delegarse. Adicionalmente, el RSNIN aclara que dicha responsabilidad incluye el control de las actividades de los contratistas y subcontratistas que puedan afectar a la seguridad nuclear de tales instalaciones.

A tales efectos, el RSNIN señala que el titular de una autorización de una instalación nuclear deberá disponer, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de los necesarios recursos técnicos, económicos y humanos con cualificación y competencias adecuadas, así como una estructura organizativa apropiada para mantener la seguridad nuclear y asegurar la capacidad de respuesta adecuada en situaciones de emergencia.

Por su parte, el Real Decreto 102/2014 establece que los titulares de las autorizaciones instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión global del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, y puedan ser objeto de verificación periódica.

El RINR establece que, para obtener las diferentes autorizaciones, el solicitante debe presentar la organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante las sucesivas fases de la instalación. Igualmente requiere que 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 y protección radiológica y que se presente la organización prevista para la futura explotación de la instalación y el esquema preliminar del adiestramiento del personal de explotación.

El RINR indica además que el titular de la instalación es responsable de que todas las personas físicas o jurídicas que intervengan como contratistas o subcontratistas en la misma, desarrollen sus actividades en condiciones de seguridad y siempre dentro de lo establecido en los documentos oficiales.

De acuerdo con la Ley 25/1964, el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo. Asimismo, asumirá la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva una vez haya transcurrido el periodo de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

21.2. Responsabilidad por daños nucleares

Durante el periodo que contempla el informe no se han producido novedades en lo que al régimen de responsabilidad civil por daño nuclear se refiere, por lo que este se detalla en el Anexo E.

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

Artículo 22. Recursos humanos y financieros

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i. Se disponga del personal calificado necesario para las actividades relacionadas con la seguridad durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos;

ii. Se disponga de recursos financieros suficientes para mantener la seguridad de las instalaciones de gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos durante su vida operacional y para la clausura;

iii. Se adopten disposiciones financieras que permitan continuar aplicando los controles institucionales y actividades/medidas de vigilancia radiológica apropiados durante el período que se considere necesario después del cierre de una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos.

22.1. Disponibilidad y cualificación de recursos humanos

Marco jurídico

En España, el artículo 37 de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN) establece una obligación de disponibilidad y aptitud para el personal de las instalaciones nucleares y radiactivas, y el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre , que regula el régimen de autorizaciones administrativas, enumera los requisitos para la organización que debe presentar el titular en las distintas autorizaciones para el licenciamiento de una instalación, así como para las licencias y acreditaciones del personal.

Tales disposiciones nacionales permiten dar cumplimiento a la Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, adoptada con posterioridad. El artículo 7 de esta directiva requiere a los marcos normativos nacionales que obliguen a los titulares de licencias a aportar y mantener los recursos humanos adecuados para cumplir sus obligaciones respecto a la seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos. Además de esta obligación, referida a los titulares de licencias, el artículo 8 hace extensiva la obligación de disponer de conocimientos y capacitación a todas las partes implicadas en la gestión de residuos radiactivos.

En todo caso, las disposiciones sobre capacitación del personal se han visto reforzadas aún más tras la adopción de dicha directiva, al introducirse en septiembre de 2011 un apartado en el RINR, según el cual el personal que preste servicio en instalaciones nucleares y radiactivas cuyas funciones estén relacionadas con la seguridad nuclear, la protección radiológica o la protección física, o cuya actividad pueda tener alguna interferencia en el funcionamiento de la instalación, debe reunir las condiciones de idoneidad física y psicológica adecuadas, pudiendo ser sometido a controles y análisis preventivos para detectar el consumo de sustancias tóxicas o estupefacientes. En cumplimiento de este artículo se vienen realizando dichos controles tanto a los empleados directos de las instalaciones nucleares como a sus contratistas.

En el caso de las instalaciones nucleares, el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por el Real Decreto 1400/2018, establece que el titular de una autorización de una instalación nuclear deberá disponer, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de los necesarios recursos humanos con cualificación y competencias adecuadas, así como una estructura organizativa apropiada para mantener la seguridad nuclear y asegurar la capacidad de respuesta adecuada en situaciones de emergencia. A tales efectos, el titular deberá:

- ✓ Establecer una política global de formación del personal acorde con su importancia y que reconozca la relevancia de la seguridad nuclear.

- ✓ Garantizar la adecuada cualificación del personal que realiza funciones con impacto en la seguridad nuclear de la instalación.
- ✓ Implantar y actualizar los programas de formación, iniciales y continuos del personal de la instalación, teniendo en cuenta un diseño sistemático de la formación.

Adicionalmente, el CSN ha emitido distintas instrucciones donde se definen los requisitos de cualificación del personal que trabaja en las centrales nucleares.

La Instrucción IS-11, del CSN, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares, y la IS-12, sobre requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia en las centrales nucleares con funciones relacionadas con la operación segura de la planta, definen el desempeño eficiente y seguro de las tareas asignadas a cada puesto de trabajo. El término cualificación incluye titulación académica, experiencia y formación inicial y continuada.

Adicionalmente, la Instrucción IS-03, del CSN, sobre la cualificación para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes, detalla los requisitos de formación y experiencia que el CSN considera necesarias para esta condición de experto, siendo aplicable tanto a los responsables del Servicio de Protección Radiológica como a los técnicos a su cargo.

La Instrucción IS-06, del CSN, por su parte, define el alcance y contenido de los programas de formación en materia de protección radiológica de los trabajadores externos en el ámbito de las instalaciones nucleares, siendo de aplicación a las empresas externas, instalaciones y trabajadores externos.

Los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares se establecen cumpliendo con los requisitos definidos por el CSN en las instrucciones mencionadas, incluyendo tanto al personal de plantilla como a los contratistas permanentes y esporádicos en el alcance de la definición de perfiles tipo y de los análisis de idoneidad para el cumplimiento de estos requerimientos de formación.

Organización interna del personal de las instalaciones.

En cada instalación nuclear hay un Jefe de Operación o responsable técnico que supervisa todas las operaciones de empleo y explotación, con la facultad para suspender el funcionamiento de la instalación. Se distinguen también las figuras de Jefe de Servicio de Protección Radiológica, Supervisor y Operador de instalaciones nucleares o radiactivas que 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 es concedida por el CSN previo examen de competencia de los candidatos por un tribunal designado por el CSN para responsabilizarse del correspondiente servicio o unidad técnica, o como Jefe de Servicio en Protección Radiológica.

En la solicitud de explotación que se concede siguiendo el procedimiento indicado en el RINR, el Reglamento de Funcionamiento de la instalación contiene la organización del titular, incluyendo las funciones y responsabilidades de todos aquellos puestos que tienen relación con la seguridad nuclear y la protección radiológica, los programas básicos de formación y entrenamiento del personal con o sin licencia, la competencia técnica necesaria para cada misión específica, así como los programas de reentrenamiento que se consideren adecuados. Las modificaciones de este Reglamento deben ser aprobadas por la Dirección General del Política Energética y Minas del MITERD previo informe preceptivo del CSN.

Por otra parte, en el Plan de Emergencia Interior se fijan las responsabilidades y recursos humanos necesarios para hacer frente a las situaciones de emergencia.

Una vez entran en explotación las instalaciones, el CSN realiza 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 a comprobar que estos cubren cambios de normativa, modificaciones de diseño y experiencias operativas relevantes. En este sentido, los titulares han de remitir al CSN un informe anual que resume las principales actividades de formación y reentrenamiento de su personal relacionadas con la seguridad nuclear o la protección radiológica.

Métodos empleados para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de todas las actividades relacionadas con la seguridad que se realizan en las centrales nucleares

Para analizar las competencias requeridas y las necesidades de capacitación respecto de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear que se realizan en las instalaciones nucleares se ha optado por un diseño sistemático inspirado en la metodología SAT (Systematic Approach to Training), cuyo objetivo es determinar: los objetivos de aprendizaje de acuerdo con los resultados obtenidos de un análisis del puesto de trabajo previo; el diseño del programa de formación y entrenamiento y su implantación, basada en dichos objetivos de aprendizaje; las herramientas y recursos humanos necesarios para su consecución satisfactoria; la evaluación del grado de cumplimiento personal con los objetivos de aprendizaje previstos; y, por último, la evaluación y revisión del programa de formación y entrenamiento, basándose en la actuación del personal en su puesto de trabajo.

Tanto los programas de formación inicial como de formación continua son el resultado de dicho proceso sistemático. El grado de complejidad del mismo se ha establecido en función de los distintos puestos de trabajo, siendo el más completo el del personal con licencia de operación.

Para la gestión efectiva de los programas de formación se han creado los comités de formación, en los que la participación de los mandos jerárquicos es imprescindible para que la formación se focalice en la mejora del desempeño del personal.

El titular de una central nuclear tiene que asegurarse de que todo el personal está en posesión de las cualificaciones adecuadas para las funciones que le van a ser asignadas.

El personal nuevo y el que cambia de puesto de trabajo se cualifica de acuerdo con la regulación y la aplicación de la metodología SAT antes indicada, que requiere:

- ✓ Realización de una formación inicial por el personal nuevo de acuerdo con el plan de formación definido para cada puesto de trabajo.
- ✓ Realización de la formación necesaria por el personal que cambia de puesto de trabajo tras el correspondiente análisis de la formación que le faltaría para ocupar el nuevo puesto.
- ✓ Entrenamiento en el puesto de trabajo, bajo la supervisión de personal experimentado.
- ✓ Solape cuando es necesario.

La renovación de la cualificación se lleva a cabo con una frecuencia medio de cinco años.

Disposiciones para la capacitación inicial y el readiestramiento del personal de operaciones, incluida la capacitación en los simuladores

La cualificación inicial de los operadores de la sala de control de las centrales tiene una duración de 36 meses, repartidos entre clases lectivas, estudio tutelado, prácticas en el simulador y entrenamiento en el puesto de trabajo. Las prácticas en simulador deben tener una duración de, al menos, 240 horas y las de entrenamiento en el puesto de trabajo de 1.200 horas.

La cualificación inicial requerida a los supervisores de la sala de control incluye una experiencia mínima de tres años como operador y completar un programa de formación mínima de 12 meses, incluyendo al menos 100 horas prácticas de simulador y 500 horas de entrenamiento en el puesto de trabajo.

Una vez obtenida la licencia de operador o supervisor de la sala de control, es preciso seguir un programa anual de formación continua de 100 horas lectivas y un mínimo de 20 horas de simulador que, en la práctica actual, oscila entre 40 y 50 horas anuales.

Para el personal con licencia de operación de la sala de control, la regulación requiere la renovación de la licencia cada seis años.

El proceso completo está documentado y es inspeccionado regularmente.

Durante los últimos años, se ha formado un grupo de trabajo mixto entre las centrales nucleares españolas, el CSN y el principal contratista nacional en temas de formación, cuyo objetivo era mejorar el proceso de obtención de nuevas licencias orientado a la optimización del contenido y tiempo de dedicación de los programas de formación iniciales, así como a la mejora de la documentación que desarrolla el temario.

Capacidades de los simuladores de centrales nucleares utilizados para la capacitación respecto de la fidelidad a la central y alcance de la simulación

Cada central nuclear dispone de su propio simulador de alcance total réplica de la sala de control

En el período cubierto por el presente Informe se han mejorado las capacidades de los simuladores, extendiendo el rango de operación a las maniobras de operación normal, anormal y de emergencia, incluyendo la operación con inventario reducido en el primario y operaciones en condiciones de recarga de combustible. Los simuladores han incorporado las mejoras de los sistemas de control digital de las plantas con la máxima fidelidad física y funcional, utilizando las soluciones de simulación más actualizadas. Las modificaciones de diseño más relevantes se han instalado anticipadamente en los simuladores, sirviendo éstos de plataforma de validación tanto desde el punto de vista funcional como en los aspectos relacionados con la Ingeniería de Factores Humanos.

Disposiciones para la capacitación del personal de mantenimiento y de apoyo técnico

Como se ha mencionado anteriormente, los procedimientos y prácticas de las centrales nucleares se adaptan al cumplimiento de los requisitos definidos por el CSN en las instrucciones mencionadas anteriormente, además de los requisitos también señalados por el artículo 8 del RSNIN.

Mejoras de los programas de capacitación como resultado de nuevos conocimientos derivados de análisis de seguridad, la experiencia operacional, el desarrollo de métodos y prácticas de capacitación

Como se ha venido haciendo en los últimos años, se han incorporado a los programas de formación inicial y continua los requisitos de formación y cualificación derivados de las nuevas tareas del personal que han surgido con la implantación de mejoras en las centrales nucleares después del accidente de Fukushima, que generalmente han introducido una componente de formación práctica elevada. Asimismo, ha sido necesario acometer el desarrollo de ejercicios de alcance integrado de emergencias donde participan todos los miembros de la organización implicados en la gestión de las emergencias, tanto las contempladas en las bases de diseño como las que dan lugar a accidentes severos fuera de las bases de diseño de la instalación.

Métodos utilizados para evaluar la suficiencia del personal en centrales nucleares

La planificación de la plantilla se lleva a cabo teniendo en cuenta la implantación del Plan Estratégico, los planes de jubilación y el tiempo dedicado a las actividades de cualificación descritas. Como singularidad, las vacantes de la sala de control se planifican con ocho años de antelación.

El dimensionamiento de una plantilla cualificada y experimentada está basado en:

- ✓ El cumplimiento con la regulación aplicable.
- ✓ La experiencia sobre carga de trabajo asociada a los distintos procesos para la gestión de la explotación de las centrales.
- ✓ El benchmarking realizado con centrales de la misma tecnología y similar regulación.

Política o principios que rigen el uso del personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia

Los principios aplicables al personal contratado en apoyo o complemento del personal propio del titular de la licencia, para conseguir un alto nivel de funcionamiento, incluyen lo siguiente:

- ✓ La responsabilidad final de garantizar la seguridad nuclear reside en los mandos de la organización del titular, no puede ser delegada en el personal de apoyo.
- ✓ Las normas y expectativas para la realización de las actividades del personal de apoyo son las mismas y del mismo nivel que las requeridas para el personal propio.
- ✓ El personal de apoyo conoce y hace uso de los mismos procesos de la organización del titular para la realización de sus actividades.
- ✓ El personal de apoyo que realiza su trabajo de una forma independiente (es decir, bajo su propia supervisión) está debidamente cualificado con criterios dimensionados al mismo nivel que el requerido para el personal propio.
- ✓ Las expectativas de seguridad laboral son claramente comunicadas al personal de apoyo que realiza sus actividades en la planta.

- ✓ Los roles y responsabilidades del supervisor, independientemente de si es personal de plantilla o de apoyo, están claramente definidas y robustamente implementadas en la supervisión de las actividades del personal de apoyo.

Métodos utilizados para evaluar la cualificación y capacitación del personal del contratista

Para evaluar la cualificación y capacitación del personal contratista, el titular debe adoptar las medidas necesarias para garantizar que la selección de la empresa externa es adecuada, conforme a lo definido en la Instrucción IS-12 del CSN:

- ✓ Comprobación de que el sistema de calidad de la empresa externa contempla medidas adecuadas para asegurar la competencia de su personal, incluyendo programas de formación y entrenamiento y los registros necesarios para demostrar su cualificación.
- ✓ Comprobación previa al inicio de los trabajos, de que el personal asignado por la empresa externa, para realizar los trabajos contratados, tiene la cualificación requerida.
- ✓ Finalización satisfactoria de los segmentos del programa de formación básica (salvo labores realizadas bajo escolta) y específica de la central nuclear (salvo supervisión permanente por parte de personal de la central nuclear) que le sean aplicables para el desempeño de las tareas asignadas al personal designado por la empresa externa, previa al inicio de los trabajos.

Adicionalmente, el titular debe exigir a los contratistas permanentes el cumplimiento de un programa de formación continua, diseñado de acuerdo con los criterios definidos en la citada IS-12, que permita a los trabajadores mantener la cualificación para el correcto desempeño de los trabajos contratados.

Descripción de la oferta y la demanda nacionales de expertos en materia de ciencia y tecnología nucleares

Las nuevas contrataciones se planifican con la antelación suficiente para programar con tiempo suficiente la formación necesaria del personal que sustituye al personal que se jubila y con el solape adecuado para la transferencia del máximo conocimiento posible en el relevo. En el caso de que se trate de un refuerzo organizativo se le da la formación requerida antes de ocupar el puesto de trabajo.

En España existen varios programas educativos que proporcionan a sus estudiantes un conocimiento profundo de los fundamentos teóricos y prácticos de la ingeniería nuclear y de la tecnología asociada a la producción de energía mediante la fisión nuclear. Estos programas educativos cuentan con la colaboración del CSN, de los titulares, y de organismos nacionales e internacionales. Como ejemplos destacan:

- ✓ Máster en Ciencia y Tecnología Nuclear (Universidad Politécnica de Madrid).
- ✓ Máster en Ingeniería Nuclear y Aplicaciones (Ciemat y Universidad Autónoma de Madrid).
- ✓ Máster en Protección Radiológica en Instalaciones Radiactivas y Nucleares (Universidad Politécnica de Valencia).
- ✓ Master in Nuclear Engineering (Universidad Politécnica de Cataluña).

✓ European Máster in Nuclear Energy-EMINE (Universidad Politécnica de Cataluña).

Actualmente, el número de alumnos españoles que cursan un máster en España en disciplinas relativas a la tecnología nuclear es muy bajo, por lo que existe el riesgo de que algunos programas desaparezcan por falta de alumnos. En el caso de los máster internacionales que se imparten en España en estas disciplinas, estos se podrán mantener ya que cuentan con una proporción significativa de alumnos de otros países.

Por otra parte, la demanda de puestos de trabajo por parte de las centrales nucleares no siempre se cubre con la oferta de los máster anteriormente mencionados. Por ello, las centrales disponen de programas de formación específicos para las vacantes en distintos puestos que suelen ocuparse con otros perfiles técnicos y de ingeniería, además de con las personas con formación específica en estas disciplinas, con tal de cubrir todos los conocimientos, habilidades y expectativas que se requieren para ejercer sus funciones con seguridad.

El Consejo de Seguridad Nuclear tiene establecidas cuatro cátedras de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica para promover la formación y entrenamiento, así como el desarrollo de I+D, en el campo de la seguridad nuclear y la protección radiológica con el objetivo de apoyar la entrada de jóvenes profesionales capacitados en estas materias en el sector. Esto fue considerado un área de buen desempeño como resultado de la misión IRRS-ARTEMIS de revisión interpares llevada a cabo en España en 2018.

Métodos utilizados para el análisis de la competencia, la disponibilidad y la suficiencia de personal adicional requerido para la gestión de accidentes muy graves, comprendido el personal contratado o el personal de otras instalaciones nucleares

Una Organización de Respuesta ante Emergencias está integrada por el personal explotador, empresas colaboradoras y las organizaciones de Apoyo Exterior establecidas en el Plan de Emergencia Interior. La base de partida para la constitución de la Organización de Respuesta ante Emergencias en caso de ocurrir un accidente constituye el personal del turno presente en la central en el momento de iniciarse la emergencia y el personal de retén que se incorpora a la central de acuerdo a lo establecido en el Plan de Emergencia Interior. Según la gravedad y características de la misma, la organización se va incrementando progresivamente hasta llegar a su grado máximo para así poder acometer todas las medidas de mitigación previstas.

Una Organización de Respuesta ante Emergencias debe estar dimensionada para poder afrontar las acciones requeridas para hacer frente a accidentes base de diseño y para ejecutar las estrategias de mitigación derivadas de los análisis de situaciones más allá de la previstas en las bases de diseño, de acuerdo con lo establecido en los POE y GGAS, así como en los procedimientos que desarrollan el plan de emergencia interior de la instalación.

Para llegar a definir la dotación y los medios humanos que son necesarios, en todo momento, en una Organización de Respuesta ante Emergencias de una central nuclear los titulares han diseñado una metodología específica, de tal forma que se garantice la capacidad de afrontar y mitigar eventos causados por sucesos extremos tales que supongan una condición más allá de las bases de diseño establecidas en la central, así como potenciales eventos con daños extensos en todo el emplazamiento.

Esta metodología se ha desarrollado a partir de estándares de la industria nuclear de Estados Unidos (NEI 06- 12 rev. 2, NEI 12-06 rev. 1, NEI 12-01 rev. 0, NEI 10-5 rev. 0), así como de las diversas ITC post-Fukushima emitidas por el CSN y las Guías de Seguridad asociadas.

Se ha desarrollado una metodología común con el objeto de crear un proceso dinámico y sostenible en el tiempo, de tal forma que todas las centrales nucleares españolas puedan comprobar y revisar, en todo momento, cómo los cambios realizados en la instalación o en la organización, las experiencias operativas surgidas o las mejoras implantadas en las instalaciones pueden afectar a las dotaciones necesarias para mitigar las emergencias. Un proceso secuencial, que permite evaluar periódicamente el impacto de los diversos requerimientos surgidos en la Organización de Respuesta ante Emergencias de la central y modificar esta última adecuadamente en función de los cambios que puedan identificarse.

Todas las actuaciones, y por tanto las dotaciones, se establecen con recursos propios; es decir, los posibles apoyos y recursos externos como el Centro de Apoyo en Emergencias (CAE), la Unidad Militar de Emergencias (UME), organizaciones externas o personal de otras centrales nucleares se constituyen como una ayuda adicional, pero no se han tenido en cuenta para el dimensionamiento de los recursos propios.

Actividades de examen y control regulador

El CSN lleva a cabo actividades de supervisión y control relacionadas con los recursos humanos de las centrales nucleares de la forma siguiente:

- ✓ Se requiere que cada planta haya analizado y documentado las necesidades de capacidad técnica y dotación mínima de los recursos humanos de cada departamento organizativo para una explotación segura de la central.
- ✓ Se requiere que cada planta analice y documente los cambios organizativos y de recursos humanos relacionados con funciones de seguridad nuclear o protección radiológica, para garantizar que se siguen desempeñando adecuadamente las funciones y que el cambio y su gestión no tienen un impacto negativo en la seguridad.
- ✓ Anualmente las centrales nucleares remiten al CSN un informe con las modificaciones o actualizaciones relacionadas con la optimación de los recursos humanos de su organización.

Como ya se ha indicado, en lo concerniente a la cualificación del personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad en centrales nucleares, el CSN cuenta con las instrucciones IS-11 para personal con licencia de operación, e IS-12 para el resto del personal.

En cuanto al personal con licencia de operación, la concesión de la misma por el CSN requiere la adecuada cualificación previa de los aspirantes y la superación de las pruebas de examen (escrito, de simulador de la sala de control y de planta) establecidas por el Tribunal de Licencias de Operación del CSN. La renovación de las licencias de operación es concedida por el CSN cada seis años, previa solicitud y comprobación del cumplimiento de los requisitos establecidos en la IS-11.

El CSN realiza inspecciones bienales a los programas de formación del personal de las instalaciones nucleares, tanto de plantilla, como contratado permanente y esporádico. Estas inspecciones abarcan tanto a personal con licencia de operación como al resto de personal que realiza funciones relacionadas con la seguridad. En estas inspecciones se incluyen aspectos relacionados con la supervisión de la política, organización, recursos humanos y materiales, procesos y procedimientos del titular para el diseño sistemático de la formación del personal, los programas de formación resultantes y su implantación, así como comprobaciones del cumplimiento de los requisitos de cualificación del personal (titulación académica, experiencia, formación inicial y continua). Asimismo, dentro del alcance de estas inspecciones se incluyen los aspectos relacionados con el mantenimiento de la fidelidad física y funcional de los simuladores réplica de alcance total.

Medios humanos disponibles en Enresa

Enresa tiene encomendada la gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares (artículo 38 bis de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear; artículo 9 del Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos). En virtud de esta normativa, Enresa tiene la consideración de titular de sus instalaciones para la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos y actúa como titular de aquellas otras actividades que desarrolle para las que se determine tal condición. Como consecuencia, Enresa es explotador responsable de las instalaciones del C.A. El Cabril, de los procesos de desmantelamiento de las centrales nucleares de Vandellós I y José Cabrera, así como del Almacén Temporal Centralizado (ATC) cuando esté operativo.

A 31 de diciembre de 2019, Enresa disponía de una plantilla de 321 personas, de las cuales 183 estaban empleadas en la sede de Madrid, 119 en las instalaciones del C.A. El Cabril, 6 en el proyecto de desmantelamiento y clausura de la Central Nuclear Vandellós I, 11 en el proyecto de desmantelamiento correspondiente a la Central Nuclear José Cabrera, y 2 en la planificación del proyecto ATC.

La edad media de los trabajadores de Enresa es de 52 años. El envejecimiento del personal, circunstancia que comparte con otras organizaciones del sector, lleva implícita, por una parte, la necesidad de contratar nuevos trabajadores, y, por otra, la de asegurar una adecuada transmisión del conocimiento entre los trabajadores más experimentados y las nuevas incorporaciones.

En este sentido, la naturaleza jurídica de Enresa como empresa pública no facilita la flexibilidad deseable para la contratación de personal. En relación con la gestión de conocimiento, en el año 2018, Enresa ha adoptado un Plan General de Formación diseñado para atender a las necesidades específicas de cada Dirección. Por un lado, este Plan introduce un criterio de flexibilidad, ya que el primer factor para determinar qué acciones de formación han de producirse es el criterio indicado por cada Dirección; por otro, hace énfasis en la formación corporativa en asuntos de interés para toda la plantilla, tales como la informática o la legislación. Determinados puestos o áreas en las instalaciones de Enresa requieren formación específica, de acuerdo con requisitos regulatorios, y ha de garantizarse que se aporta dicha formación.

En el área de cultura de seguridad, se han introducido algunas medidas en respuesta a los requisitos impuestos por el CSN (en particular la IS-19, del CSN, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares). Tal es el caso de los comités de gestión integrada en el C.A. El Cabril y en José Cabrera, o de la creación de un equipo de cultura de seguridad en la sede de Madrid con trabajadores de los demás centros de trabajo; así como de los planes que se emiten regularmente sobre mejora continua en la cultura de seguridad.

Por lo que respecta a la formación como parte integrante de la I+D: el plan de I+D de Enresa contiene, en su área sobre infraestructura y coordinación, una serie de actividades sobre gestión del conocimiento, retorno de experiencia y transferencia de conocimiento. En este sentido, Enresa está participando en diferentes actividades a nivel nacional e internacional sobre análisis y preservación del conocimiento, competencia y aptitudes.

22.2. Disponibilidad de recursos financieros

España viene dotándose de un Fondo para la financiación de las actividades previstas en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) desde que se constituyó Enresa en el año 1984. El Fondo, externo a los productores de residuos, se nutre, casi exclusivamente, de sus aportaciones, y en menor medida de los rendimientos financieros del mismo. A este Fondo se imputan los

costes relativos a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, el desmantelamiento de instalaciones nucleares, los costes de estructura y los proyectos de I+D, las asignaciones a los municipios afectados por centrales nucleares o instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos o combustible nuclear gastado, y los tributos derivados de las actividades relacionadas con dicho almacenamiento.

El Fondo se encuentra actualmente regulado por la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico, y por el Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos. Durante el periodo del presente Informe no se han producido novedades significativas en el sistema de financiación, que se encuentra resumido en el Anexo D del presente Informe.

Cabe resaltar, no obstante, que durante el periodo cubierto por el presente Informe se ha procedido a la actualización de la tasa relativa a las centrales nucleares en explotación con objeto de adecuarla a las actuales estimaciones de costes futuros y al periodo de explotación de la mismas previsto en el borrador del Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030 (PNIEC). De acuerdo con lo establecido por la mencionada disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, corresponde al Gobierno, mediante real decreto, la revisión de los tipos de gravamen y elementos tributarios para la determinación de las cuotas de las tasas. Conforme a lo anterior, el Gobierno aprobó el Real Decreto 750/2019, de 27 de diciembre, por el que se modifica la tarifa fija unitaria relativa a la tasa mediante la que se financia el servicio de Enresa a las centrales nucleares en explotación. Con ello se asegura la disponibilidad de recursos financieros suficientes en el Fondo para llevar a cabo, de forma segura, las actividades contempladas en el PGRR relativas a esa tasa.

En lo que respecta a las instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear, su desmantelamiento y clausura o cierre no está cubierto por el Fondo. En este caso, el RINR establece la obligación para sus titulares de presentar, previamente a su entrada en funcionamiento, una garantía financiera o aval que garantice su futuro desmantelamiento y gestión de los residuos radiactivos resultantes. Dicha garantía deberá ser constituida antes de la concesión de la autorización de explotación y deberá ser proporcionada de tal forma que cubra los costes y contingencias que se pudieran derivar de los procesos de desmantelamiento y clausura o cierre de la instalación, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia. La Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD podrá autorizar la actualización de dicha garantía en caso de que se produzcan circunstancias o modificaciones en la instalación que pudieran tener un impacto significativo en su desmantelamiento y clausura o cierre, o de acuerdo con los trabajos ya realizados en relación con estas actividades.

Artículo 23. Garantía de calidad

Artículo 23. Garantía de calidad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas necesarias para asegurar que se establezcan y apliquen los programas de garantía de calidad adecuados con respecto a la seguridad en la gestión del combustible gastado y de desechos radiactivos.

El artículo 4.2 del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, que completa la trasposición

de la Directiva 2011/70/EURATOM, establece que los productores de residuos radiactivos y de combustible nuclear gastado instaurarán y aplicarán sistemas integrados de gestión, incluida la garantía de calidad, que otorguen la debida prioridad a la seguridad en la gestión, y puedan ser objeto de verificación periódica.

Todas las actividades relacionadas con la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, en España, están sometidas a un programa de garantía de calidad (PGC). El responsable de establecer y ejecutar este Programa es el titular de la autorización de la instalación o de la actividad regulada. Los PGC deben cumplir la norma UNE 73-401 *"Garantía de calidad en las instalaciones nucleares"*, cuyos requisitos son equivalentes a los del Apéndice B del 10 CFR50 de USA NRC y a los del código y guías del OIEA 50-C/SG-Q sobre garantía de calidad en las centrales y otras instalaciones nucleares.

El Consejo de Seguridad Nuclear emitió, en 2008, la IS-19, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, en cuyo origen se encuentra el *Safety Requirement* del OIEA N0. GS-R-3 *"The Management System for Facilities and Activities"*. Esta Instrucción, aplicable desde el 1 de enero de 2010, afecta a todas las instalaciones nucleares y durante todo su ciclo de vida, es decir, desde la selección de emplazamiento hasta el desmantelamiento y clausura. Su principal novedad es la necesidad de integración de requisitos en los aspectos de seguridad nuclear y radiactiva, prevención de riesgos laborales, medio ambiente, protección física, calidad y aspectos económicos para asegurar la protección de las personas y del medio ambiente.

Finalmente, el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, incorpora contenidos de la Directiva 2014/87/Euratom en lo que se refiere al establecimiento de los requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares durante todo su ciclo de vida. Entre otros, los titulares de autorizaciones de instalaciones nucleares deben establecer y mejorar de forma continua un sistema integrado de gestión, que comprenda la seguridad nuclear, la prevención de riesgos laborales, la protección medioambiental, la protección física, la calidad y los aspectos económicos, para garantizar que la seguridad nuclear se tiene debidamente en cuenta en todas las actividades de la organización.

23.1. Garantía de calidad en la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos

El Sistema de Calidad de Enresa se describe en su documento llamado Manual de Calidad. En él se incluyen los requisitos de la normativa de calidad de obligado cumplimiento (UNE 73.401, Instrucciones y Guías de Seguridad del CSN, incluyendo, entre otras, la citada IS-19); así como otros estándares de cumplimiento voluntario, tal es el caso de la norma UNE-EN ISO 9001. Por otro lado, en este Manual se enuncia de forma resumida cómo se cumplen dichos requisitos, referenciando aquellos procedimientos que lo regulan.

Para cada instalación, proyecto o actividad relevante, Enresa elabora un Programa de Garantía de Calidad que es una adaptación del Manual de Calidad Corporativo a la especificidad de cada instalación, proyecto y actividad. Este documento, entre otros, es el que se presenta para aprobación cuando se requiere una autorización por parte del MITERD.

En un tercer nivel documental se encuentran los más de mil procedimientos que regulan las actividades de Enresa, algunos de ellos generales y otros específicos de instalaciones, proyectos o actividades.

Para asegurar que se establecen correctamente los programas de garantía de calidad y sus desarrollos, el departamento de Garantía de Calidad revisa toda la documentación del sistema, así como distintos documentos y registros que se genera al amparo del Sistema de Calidad, ase-

gurándose que se incluyen y se cumplen los requisitos de calidad definidos en la normativa tanto externa como interna.

La verificación de la correcta aplicación de los programas de calidad se realiza mediante distintas herramientas: la primera barrera es la elaboración de procedimientos que definen sistemáticas maduras que cuentan con autocontroles por parte de los que ejecutan las actividades y una supervisión de sus responsables, así como de la generación de registros que evidencian aquello que se realizó. La segunda barrera son las actividades de evaluación interna independiente, en concreto todas las auditorías, inspecciones, supervisiones y revisiones documentales que realiza el departamento de Gestión de Calidad. Siendo la tercera barrera aquellas evaluaciones externas independientes como son las propias inspecciones del CSN y las auditorías de tercera parte de aquellas empresas acreditadas por la Entidad Nacional de Acreditación (ENAC) y que certifican los sistemas de calidad de forma independiente.

Es importante destacar que la calidad de las actividades de Enresa también están marcadas por todos aquellos suministradores que proporcionan productos o servicios para Enresa, por lo que también sobre ellos se toman las medidas oportunas para asegurar la calidad de lo suministrado. Entre estas actuaciones destacan la revisión de la documentación de compra antes de requerir ofertas para asegurar que se incluyen los requisitos de calidad; la evaluación previa y periódica de los suministradores de Enresa; auditorías; inspecciones a la recepción de lo adquirido o durante la prestación de los servicios, e incluso inspecciones en las propias fábricas de los suministradores durante la fabricación de los elementos. Asimismo, se revisan los documentos que describen las sistemáticas específicas propuestas por el suministrador en el ámbito de su sistema de calidad con el fin de asegurar que cumplen con los requisitos definidos.

Por otro lado, Enresa ha mantenido los Sistemas de Gestión Integral en las instalaciones del C.A. El Cabril, el implantado en el Plan de desmantelamiento y clausura de la Central Nuclear José Cabrera, además del manual de Gestión Integrado para el proyecto de diseño y licenciamiento del ATC, en todos ellos priorizando la seguridad nuclear sobre el resto de aspectos.

Vinculado a la Instrucción IS-19, del CSN, y a la Gestión Integral, se sigue trabajando en la implantación de una fuerte cultura de seguridad basada en ocho principios definidos por Enresa. Desde el año 2016, en que la organización realizó una autoevaluación interna, se ha estado trabajando en la implantación de las distintas acciones derivadas de la misma y se tiene como objetivo realizar una nueva evaluación externa en el transcurso del año 2020.

Tras la planificación, ejecución y control, la última fase de la gestión es la mejora. Para abordar esta fase, Enresa implantó un sistema corporativo e integral de mejora de la seguridad, denominado *SIM*, que hace posible la participación de todo el personal en la identificación y gestión de no conformidades, acciones correctivas y acciones de mejora aplicables en las instalaciones y actividades corporativas. Esta herramienta recopila una media de 300 incidencias al año que dan la posibilidad de mejorar los procesos y por lo tanto la seguridad.

23.2. Sistema de inspección y evaluación de los programas de garantía de calidad

En el periodo correspondiente al Séptimo Informe Nacional se han continuado realizando actividades de evaluación e inspección concernientes a los programas de garantía de calidad o planes de calidad relativos a la gestión de combustible gastado y de residuos radiactivos. Estas actividades se relacionan con:

- ✓ Licenciamiento, como modificaciones de diseño, de nuevos almacenes temporales individualizados (ATIs).

- ✓ Licenciamiento y modificaciones de diseño de contenedores de almacenamiento y transporte de combustible gastado.
- ✓ Modificaciones de diseño en instalaciones ya licenciadas.
- ✓ Transporte de material radiactivo.

Actividades de evaluación:

- ✓ Plan de calidad del ATI de la Central Nuclear Cofrentes.
- ✓ Revisión 4 del Estudio de Seguridad del contenedor ENUN 32P.
- ✓ Planes de calidad y Manual de Calidad aplicables a la solicitud de apreciación favorable del diseño del contenedor de doble propósito HI-STAR 150 para almacenamiento.
- ✓ Plan de calidad aplicable a la solicitud de apreciación favorable del diseño del contenedor de doble propósito HI-STAR 100 para almacenamiento.
- ✓ Evaluación de los Programas de Garantía de Calidad nuevos a los que se refiere la IS-19 y de los cambios a los ya aprobados que implican disminución de requisitos.

Actividades de inspección:

- ✓ Diseño del detalle de los contenedores ENUN 32P y 52B.
- ✓ Se realizan anualmente dos inspecciones al Programa de acciones correctivas de las centrales nucleares, y cada dos años una inspección a la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado.
- ✓ Además, el CSN participa en las inspecciones que se realizan a los Sistemas de Gestión Integrada de las instalaciones nucleares.

Transporte de materiales radiactivos:

- ✓ Independientemente de las comprobaciones específicas que realiza el Área de transportes del CSN sobre aspectos concretos de los programas de garantía de calidad de los transportistas, el Área de Garantía de Calidad del Organismo regulador realiza una inspección cada dos años a un transportista seleccionado con el fin de analizar el cumplimiento global de su programa de garantía de calidad.

Por su parte, el RSNIN recoge, en su artículo 7, cambios específicos en lo relativo al Sistema integrado y requisitos de calidad. En la Instrucción IS-19, del CSN, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares, se da cumplimiento a este Reglamento, siendo los objetivos de esta norma técnica:

- ✓ Mejorar el comportamiento en seguridad de las organizaciones mediante la utilización de la planificación, el control y la supervisión de las actividades relacionadas con la seguridad nuclear en situaciones normales, transitorias y de emergencia.
- ✓ Fomentar y promover una sólida cultura de seguridad mediante el desarrollo y fortalecimiento de actitudes y comportamientos apropiados con respecto a la seguridad nuclear en las personas y grupos de personas a fin de que desempeñen sus tareas de manera segura.

Además, en esta IS-19 se contempla para las instalaciones nucleares, en los términos a los que se refiere el citado artículo 7 del reglamento:

- ✓ Los recursos técnicos, económicos y humanos con cualificación y competencias adecuadas.

- ✓ La política de seguridad enfocada a la mejora continua
- ✓ El establecimiento de un sistema de gestión integrada (que incluye la promoción y mejora de una cultura organizativa)
- ✓ La influencia de los factores humanos y organizativos durante todo el ciclo de vida de la instalación.
- ✓ La garantía de que los requisitos de calidad se definen y aplican en la forma adecuada durante todo el ciclo de vida de la instalación.
- ✓ El aseguramiento por la instalación de que los contratistas y subcontratistas bajo su responsabilidad y cuya actividad pueda afectar al objetivo de seguridad del artículo 6 del reglamento disponen de recursos humanos, técnicos y económicos adecuados

Articulo 24. Protección radiológica operacional

Artículo 24. Protección Radiológica Operacional

1. *Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que durante la vida operacional de una instalación de gestión de combustible gastado o de residuos radiactivos:*
   - *i) La exposición radiológica de los trabajadores y el público causada por las instalaciones se reduzca al nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable, teniendo en cuenta factores económicos y sociales;*
   - *ii) Ninguna persona sea expuesta, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis, que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas;*
   - *iii) Se adopten medidas para prevenir emisiones no planificadas y no controladas de materiales radiactivos al medio ambiente.*
2. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que las descargas sean limitadas de modo que:*
   - *i) Se mantenga la exposición a las radiaciones al nivel más bajo que pueda razonablemente alcanzarse, teniendo en cuenta los factores económicos y sociales; y*
   - *ii) Ninguna persona sea expuesta, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis, que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas.*
3. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que, durante la vida operacional de una instalación nuclear regulada, en caso de que se produzca una emisión no planificada o no controlada de materiales radiactivos al medio ambiente se apliquen medidas correctivas apropiadas para controlar la emisión y mitigar sus efectos.*

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 y en el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes (RPSRI), aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.

La Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear asigna a este Organismo las funciones de vigilar y controlar los niveles de radiactividad, tanto en el interior como en el exterior de las instalaciones nucleares y del ciclo de combustible españolas, así como 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.

Las normas básicas para la protección radiológica de los trabajadores expuestos y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes están establecidas en el RPSRI. Este reglamento transpone a la reglamentación española las disposiciones de la Directiva 96/29/Euratom de la Unión Europea e implanta las recomendaciones básicas de ICRP-60.

Las normas básicas para la protección radiológica de los trabajadores expuestos y de los miembros del público contra los riesgos que resultan de la exposición a las radiaciones ionizantes, son también de aplicación en las instalaciones donde se almacena combustible gastado y residuos radiactivos.

Como desarrollo adicional de las disposiciones del mencionado reglamento, el CSN ha publicado diversas Instrucciones que asesoran a los titulares de las centrales nucleares sobre los procedimientos a seguir para dar cumplimiento a algunas de dichas disposiciones. Para mayor detalle véase el Informe de años anteriores.

Asimismo, el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, recoge, en su artículo 9, que el emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación y desmantelamiento de una instalación nuclear debe asegurar que las dosis recibidas por los trabajadores expuestos y por el público, ante cualquier situación operacional, están justificadas, son tan bajas como sea razonablemente posible y están por debajo de los valores establecidos en las normas específicas y requisitos aplicables.

24.1. Protección de los trabajadores

24.1.1. Medidas adoptadas para asegurar que la exposición a las radiaciones se mantenga a nivel más bajo que sea razonablemente alcanzable

Los principios básicos de justificación, optimización y limitación de la dosis individual están incorporados a la legislación española en el mencionado Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

El principio de optimización, que tiene una jerarquía reconocida sobre los otros dos principios, constituye la base fundamental de la actual doctrina de la protección radiológica y se formula en los siguientes términos:

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

La aplicación del principio de optimización requiere prestar una especial atención a todas las medidas de protección radiológica encaminadas a la prevención de la exposición a radiaciones que, fundamentalmente, se basan en:

- ✓ La evaluación (previa a su puesta en práctica) del riesgo radiológico asociado a toda actividad que implique el uso de radiaciones ionizantes.
- ✓ La clasificación radiológica de los trabajadores involucrados en función del riesgo radiológico inherente al trabajo a desarrollar.
- ✓ La clasificación radiológica de los lugares de trabajo en función de los niveles de radiación y de contaminación previsibles.
- ✓ La aplicación de normas y medidas de control adecuadas a las distintas categorías de trabajadores expuestos y a los distintos lugares de trabajo.

Estas medidas se recogen en los manuales de protección radiológica, que requieren la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear.

24.1.2. Medidas adoptadas para asegurar que ningún trabajador quede expuesto, en situaciones normales, a dosis de radiación que superen las prescripciones nacionales de limitación de dosis que tengan debidamente en cuenta normas de protección radiológica internacionalmente aprobadas

En el RPSRI se establecen los siguientes límites de dosis para los trabajadores expuestos de las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible españolas:

- ✓ Límite de dosis efectiva: 100 mSv en cinco años oficiales consecutivos sujeto a una dosis efectiva máxima de 50 mSv en cualquier año oficial.
- ✓ Límite de dosis a la piel (promediado sobre 1 cm2): 500 mSv por año oficial.
- ✓ Límite de dosis al cristalino: 150 mSv por año oficial.
- ✓ Límite de dosis a manos, antebrazos, piel y tobillos: 500 mSv por año oficial.

El control de las dosis de radiación recibidas por los trabajadores expuestos se realiza, en la mayor parte de los casos, mediante una vigilancia individual por medio de dosímetros físicos de carácter pasivo. Hay casos, no obstante, en los que, si el riesgo radiológico es suficientemente bajo, puede bastar con una vigilancia radiológica en la zona de trabajo.

La vigilancia dosimétrica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes en España está regulada por el reglamento anteriormente mencionado, en el que se establece que la dosimetría individual debe ser efectuada por los Servicios de Dosimetría Personal expresamente autorizados por el CSN.

Las disposiciones reglamentarias establecidas en el RPSRI determinan que a todo trabajador expuesto se le debe abrir un historial dosimétrico en el que se registren todas las dosis por él recibidas en el transcurso de su actividad laboral. Dichas disposiciones asignan al titular de la práctica la responsabilidad del archivo de dichos historiales hasta que el trabajador haya o hubiera alcanzado la edad de 65 años y nunca por un periodo inferior a 30 años, contados a partir de la fecha del cese del trabajador.

En 1985, el CSN acordó la implantación en España de un Banco Dosimétrico Nacional (BDN) en el que se centralizarían los historiales dosimétricos de todos los trabajadores expuestos en las instalaciones nucleares y del ciclo del combustible en España.

El BDN es gestionado por el CSN y al cierre del ejercicio dosimétrico de 2019, había registros de un total de aproximadamente 26.783.616 mediciones dosimétricas, correspondientes a unos 395.733 trabajadores y a unas 82.164 instalaciones. Cada una de esas mediciones lleva asociada información sobre el tipo de instalación y el tipo de trabajo desarrollado por el trabajador.

El número de personas expuestas a radiaciones ionizantes controladas dosimétricamente en España en el año 2019 ascendió a 117.647.

Dosimetría personal

Por lo que respecta a los resultados dosimétricos correspondientes al año 2019 para el conjunto de las centrales nucleares, cabe destacar que fueron 8.797 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en esta área y que fueron controlados dosimétricamente. Estas lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 3.687,91 mSv.persona, siendo el valor de la dosis individual media global de este colectivo de 1,15 mSv/año, considerando en el cálculo de este parámetro únicamente a los trabajadores con dosis significativas. Estos datos se desglosan entre personal de plantilla y contrata en la tabla 6.

Tabla 6: Resultados dosimétricos correspondientes al año 2019 para el conjunto de centrales nucleares.

	GLOBAL	PLANTILLA	CONTRATA
Nº de trabajadores expuestos	8.797	1.992	6.847
Dosis colectiva (mSv x persona)	3.687,91	444,01	3.243,9
Dosis individual media (mSv/año)	1,15	0,94	1,18

En el año 2019 los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en la fábrica de Juzbado fueron 592. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 68,51 mSv·persona. Si se considera únicamente a los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo es de 0,52 mSv/año.

En el año 2019, los trabajadores expuestos que desarrollaron su actividad en el Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril fueron 165. Las lecturas dosimétricas supusieron una dosis colectiva de 0,88 mSv/persona. Si se consideran únicamente los trabajadores con dosis significativas, la dosis individual media en este colectivo resultó ser de 0,15 mSv/año.

24.2. Protección del público

El RPSRI requiere expresamente la aplicación de la filosofía ALARA a la protección radiológica de los miembros del público. Esta filosofía se aplica a todas las etapas del licenciamiento de las instalaciones nucleares españolas y así consta en la documentación oficial de explotación de cada una de ellas.

En cuanto a la limitación de las dosis, en el RPSRI se establecen los siguientes límites de dosis para los miembros del público:

- ✓ Un límite de dosis efectiva de 1 mSv por año oficial. No obstante, en circunstancias especiales, se puede autorizar un valor de dosis efectiva más elevado en un único año oficial, siempre que el promedio durante cinco años oficiales consecutivos no sobrepase el valor antes indicado.
- ✓ Sin perjuicio de lo anterior, se establece un límite de dosis equivalente por año oficial de 15 mSv para el cristalino y de 50 mSv para la piel.

24.2.1. Limitación de las descargas en las instalaciones nucleares

En los permisos de explotación de todas las instalaciones nucleares españolas se establece, como parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), el sistema de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos.

En las centrales nucleares, el desarrollo en detalle de dicho sistema de limitación, vigilancia y control de los efluentes radiactivos se incluye en el Manual de Cálculo de Dosis en el Exterior (MCDE) mientras que en el Centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril) y en la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado se desarrolla en el propio documento de Especificaciones.

A las centrales nucleares, tanto durante la operación como en la etapa de parada y en el desmantelamiento, se aplica un límite de dosis efectiva de 0,1 mSv/año por cada unidad dentro del emplazamiento; este límite, que está referido a períodos de doce meses consecutivos, es aplicable al conjunto de los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos. Asimismo, dicho límite también es aplicable a los efluentes radiactivos emitidos por la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado.

El C.A. El Cabril se licenció teniendo en cuenta el criterio de vertido nulo para los efluentes radiactivos líquidos, emitiéndose únicamente efluentes radiactivos gaseosos al medio ambiente, para los cuales el límite de descarga es una dosis efectiva de 0,01 mSv durante doce meses consecutivos.

Un aspecto de interés es que en las centrales nucleares españolas el agua de las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado no constituye un aporte a los sistemas de tratamiento de los efluentes radiactivos líquidos.

24.2.2. Verificación del cumplimiento de los límites de descarga

Los titulares de las instalaciones nucleares españolas tienen que estimar mensualmente las dosis al individuo crítico del público, acumuladas en doce meses consecutivos, con objeto de verificar el cumplimiento de los límites establecidos. Este cálculo se efectúa a partir de los resultados de los programas de muestreo y análisis de los efluentes radiactivos conforme a la metodología descrita en el MCDE.

Con objeto de determinar la actividad liberada al medio ambiente, los efluentes radiactivos líquidos y gaseosos son siempre muestreados antes (descargas en tandas) o en (descargas continuas) el punto de descarga.

Desde el 2008 la contabilización de las actividades obtenidas mediante la aplicación de dichos programas de muestreo y análisis se viene efectuando conforme a los criterios de la recomendación 2004/2/Euratom, relativa a la información normalizada sobre los efluentes radiactivos gaseosos y líquidos vertidos al medio ambiente por las centrales nucleares y las plantas de reelaboración en condiciones de funcionamiento normal.

Los resultados de los programas de muestreo y análisis, así como las estimaciones de dosis y otros datos relevantes de los efluentes, son remitidos mensualmente al CSN.

Adicionalmente, de acuerdo con el artículo 53 del RPSRI, los titulares realizan con periodicidad anual una estimación de dosis al grupo de referencia teniendo en cuenta criterios más realistas. Los grupos de referencia considerados equivalen a los grupos críticos tal y como están descritos en la publicación ICRP-60.

De acuerdo con las ETF, los titulares llevan a cabo Programas de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA) en la zona de influencia de las instalaciones nucleares. A partir de los resultados de los PVRA, que se remiten anualmente al CSN, se puede conocer el impacto real de las descargas en el medio ambiente.

24.2.3. Control de las descargas

Conforme a los requisitos reglamentarios, las instalaciones nucleares españolas disponen de sistemas de tratamiento de efluentes líquidos y gaseosos que permiten recoger, almacenar y procesar los diferentes tipos de residuos radiactivos líquidos y gaseosos que se generan durante la operación normal de las instalaciones, así como durante los incidentes operacionales previstos.

La liberación de efluentes radiactivos al medio ambiente debe cumplir con los límites establecidos, buscando, además, que sea lo más baja posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales, y las mejores técnicas disponibles (Instrucción IS-26).

De acuerdo con el RINR, los titulares deben implantar un Programa de mejora continuada conforme a la evolución de la normativa aplicable, a los avances tecnológicos y a la experiencia operacional. En concreto, el artículo 8.3 de dicho reglamento establece que los titulares tienen que velar de modo continuo por la mejora de las condiciones de protección radiológica de su instalación y para ello deberán analizar las mejores técnicas y prácticas existentes de acuerdo con los requisitos que establezca el Consejo de Seguridad Nuclear e implantar las que resulten idóneas a juicio de dicho Organismo.

Asimismo, los titulares de las centrales nucleares deben llevar a cabo una Revisión Periódica de la Seguridad en la que sobre la base de un período de diez años:

- ✓ se analice el comportamiento global de la instalación,
- ✓ se demuestre que las lecciones aprendidas del análisis de la experiencia operacional se han implantado correctamente, y
- ✓ se evalúe si son aplicables a la instalación los cambios relevantes que se introducen en las plantas de nueva generación.

Por lo tanto, el sistema regulador español en el campo del control de los efluentes radiactivos constituye el marco adecuado para la aplicación eficaz de una política claramente establecida en la cual se requiere la implantación de los avances tecnológicos aplicables, que cumple los requisitos y recomendaciones de los organismos competentes internacionales, y que incorpora las medidas necesarias para asegurar que las descargas son limitadas y que se minimiza el impacto sobre el público y el medio ambiente.

Los vertidos durante los años 2017, 2018 y 2019 de las centrales nucleares españolas y los de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado y del C.A. El Cabril se resume en las Tablas 7 y 8, respectivamente.

Tabla 7: Actividad de los efluentes radiactivos de las centrales nucleares (Bq)

	Centrales PWR(1)						Centrales BWR(1)	
	CN José Cabrera (2)	CN Almaraz I y II	CN Ascó I	CN Ascó II	CN Vandellós II	CN Trillo	CN Sta. Mª Garoña (3)	CN Cofrentes
Efluentes Líquidos								
Año 2017								
Total salvo Tritio y Gases Disueltos	3,41 10^{6}	6,91 10^{9}	3,24 10^{9}	4,52 10^{9}	2,52 10^{9}	4,86 10^{8}	6,14 10^{7}	1,14 18^{8}
Tritio	1,39 10^{9}	4,45 10^{13}	1,83 10^{13}	2,93 10^{13}	1,03 10^{13}	8,31 10^{12}	1,30 10^{11}	1,10 10^{12}
Gases Disueltos	--	7,13 10^{7}	3,62 10^{8}	1,25 10^{7}	1,30 10^{7}	(4)	--	1,27 10^{8}
Año 2018								
Total salvo Tritio y Gases Disueltos	5,44 10^{8}	8,26 10^{9}	1,69 10^{9}	1,11 10^{9}	8,64 10^{9}	1,94 10^{8}	6,53 10^{7}	9,44 10^{7}
Tritio	1,03 10^{8}	3,51 10^{13}	2,65 10^{13}	4,63 10^{13}	1,52 10^{13}	2,24 10^{13}	1,92 10^{11}	8,87 10^{11}
Gases Disueltos	--	3,22 1^{08}	5,40 10^{7}	5,88 10^{6}	1,03 10^{8}	(4)	--	ND
Año 2019								
Total salvo Tritio y Gases Disueltos	8,28 10^{7}	1,54 10^{10}	1,50 10^{9}	1,48 10^{9}	2,88 10^{9}	2,05 10^{8}	1,63 10^{8}	8,40 10^{7}
Tritio	3,09 10^{7}	4,73 10^{13}	1,54 10^{13}	1,73 10^{13}	2,58 10^{13}	1,12 10^{13}	1,91 10^{11}	4,94 10^{11}
Gases Disueltos	--	ND	8,99 10^{6}	9,76 10^{6}	4,06 10^{7}	(4)	--	1,10 10^{7}
Efluentes Gaseosos								
Año 2017								
Gases Nobles	--	1,49 10^{11}	1,10 10^{11}	1,02 10^{10}	2,31 10^{8}	2,97 10^{11}	ND	1,16 10^{15}
Halógenos	--	ND	ND	ND	4,10 10^{3}	ND	--	1,37 10^{9}
Partículas	4,81 10^{4}	5,70 10^{4}	1,68 10^{6}	6,30 10^{6}	2,17 10^{6}	ND	9,34 10^{5}	1,03 10^{7}
Tritio	3,55 10^{8}	3,67 10^{12}	5,22 10^{11}	6,82 10^{11}	5,11 10^{11}	6,55 10^{11}	1,49 10^{11}	2,21 10^{12}
Carbono-14	--	1,09 10^{11}	2,77 10^{11}	1,57 10^{11}	1,51 10^{11}	1,75 10^{11}	--	3,01 10^{11}
Año 2018								
Gases Nobles	--	5,80 10^{11}	3,03 10^{11}	8,18 10^{10}	6,14 10^{10}	3,88 10^{11}	ND	8,28 10^{12}
Halógenos	--	ND	ND	ND	3,09 10^{5}	ND	--	2,57 10^{8}
Partículas	ND	8,37 10^{4}	1,56 10^{6}	1,18 10^{6}	4,58 10^{7}	ND	9,34 10^{5}	1,71 10^{6}
Tritio		3,12 10^{12}	5,17 10^{11}	6,81 10^{11}	2,27 10^{12}	5,79 10^{11}	1,19 10^{11}	7,79 10^{11}
Carbono-14	--	1,71 10^{11}	8,76 10^{10}	1,17 10^{11}	2,61 10^{11}	2,68 10^{11}	--	3,10 10^{11}
Año 2019								
Gases Nobles	--	2,21 10^{11}	6,21 10^{10}	5,19 10^{10}	2,62 10^{11}	2,78 10^{11}	ND	2,76 10^{12}
Halógenos	--	ND	ND	ND		ND	--	
Partículas	ND	1,42 10^{5}	1,09 10^{6}	1,31 10^{6}	1,74 10^{7}	ND	8,52 10^{5}	5,57 10^{6}
Tritio	--	3,52 10^{12}	2,59 10^{11}	8,09 10^{11}	7,21 10^{11}	1,10 10^{12}	1,01 10^{11}	4,24 10^{11}
Carbono-14	--	1,93 10^{11}	7,72 10^{10}	3,41 10^{11}	4,68 10^{11}	3,12 10^{11}	--	1,12 10^{11}

(1) ND = No Detectada.
(2) Central en desmantelamiento desde el 1 de febrero de 2010.
(3) Central en cese definitive de la explotación desde el 6 de julio de 2013.
(4) Los vertidos líquidos no arrastran gases disueltos por ser eliminados en su proceso de tratamiento.

Tabla 8: Actividad de los efluentes gaseosos radiactivos del C.A. El Cabril y de la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Bq)

C.A. El Cabril					
Efluentes Gaseosos	**Alfa Total**	**Beta Total**	**Gamma (1)**	**Tritio**	**Carbono-14**
Año 2017	$1{,}80\ 10^{4}$	$8{,}73\ 10^{4}$	ND	$1{,}42\ 10^{7}$	$1{,}33\ 10^{7}$
Año 2018	$1{,}33\ 10^{4}$	$5{,}70\ 10^{4}$	ND	$1{,}69\ 10^{9}$	$9{,}03\ 10^{7}$
Año 2019	$1{,}65\ 10^{4}$	$7{,}70\ 10^{4}$	ND	$1{,}91\ 10^{8}$	$2{,}51\ 10^{8}$
Fábrica de Juzbado					
Efluentes Líquidos	Alfa Total				
Año 2017	$2{,}14\ 10^{7}$				
Año 2018	$1{,}79\ 10^{7}$				
Año 2019	$2{,}42\ 10^{7}$				
Efluentes Gaseosos	Alfa Total				
Año 2017	$7{,}32\ 10^{4}$				
Año 2018	$6{,}85\ 10^{4}$				
Año 2019	$3{,}98\ 10^{4}$				

(1) ND = No Detectada.

En el caso de la Central Nuclear José Cabrera, los efluentes vertidos al medioambiente se han generado como consecuencia de las tareas que se están realizando durante la fase de desmantelamiento, mientras que en el caso de la Central Nuclear Santa María de Garoña, que se encuentra en situación de cese definitivo de la explotación, se han originado como consecuencia de las tareas realizadas previas al desmantelamiento. Por otra parte, durante los años considerados no se han vertido efluentes radiactivos al medio ambiente desde la Central Nuclear Vandellós I, que se encuentra en fase de latencia.

Estos vertidos representan un riesgo mínimo para los miembros del público y para la población en su conjunto, como se desprende de las dosis debidas a los vertidos de los tres años considerados, que no han superado un 4,0% en el caso de las centrales nucleares españolas y un 7,6% en el caso del C.A. de El Cabril, del límite de descarga autorizado en cada caso.

24.2.4. Descargas no planificadas o no controladas

Para prevenir las descargas no planificadas y no controladas de materiales radiactivos al medio ambiente, las instalaciones nucleares españolas disponen de:

- ✓ Instrumentación de vigilancia que permite la detección de estas descargas,
- ✓ Dispositivos de aislamiento de las descargas en caso de superarse unos valores preestablecidos,
- ✓ Activación de alarmas en caso de detectarse condiciones anormales,
- ✓ Controles administrativos.

No obstante, si pese a estas medidas se produce una descarga no controlada o no planificada, los titulares de las instalaciones nucleares deben adoptar las medidas necesarias para detener o controlar esa descarga -si es posible- y para minimizar su impacto en el exterior. Asimismo, deben identificar la causa o causas que lo han motivado y definir las acciones a adoptar para evitar que vuelva a ocurrir. Todos estos aspectos tienen que ser notificados al CSN para su análisis y aprobación.

Los PVRA que llevan a cabo los titulares de las instalaciones nucleares permiten identificar incrementos de actividad en el medio ambiente derivados de dichas descargas y comprobar la eficacia de las medidas adoptadas para mitigar sus efectos.

Articulo 25. Preparación para casos de emergencia

Artículo 25. Preparación para casos de emergencia

1. *Cada Parte Contratante asegurará que antes y durante la operación de una instalación de gestión de combustible gastado o de residuos radiactivos existan planes de emergencia apropiados que sean aplicables dentro del emplazamiento, y, de ser necesario, fuera de él. Dichos planes de emergencia deben probarse con la frecuencia adecuada.*
2. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para la preparación y prueba de los planes de emergencia para su territorio en la medida que este pueda verse afectado por una emergencia radiológica en una instalación de gestión de combustible gastado o de residuos radiactivos situada en las cercanías de su territorio.*

El marco legislativo y regulador, la estructura nacional en emergencia, la asignación de responsabilidades, las medidas de preparación para emergencias, el papel del Organismo regulador, etc., se describen en el Anexo C del presente Informe.

En este apartado se ha tratado de reflejar, únicamente, las principales novedades o actuaciones que han tenido lugar en el periodo del Informe.

25.1. Novedades en el marco legislativo y regulador ante situaciones de emergencia

El marco normativo regulador ante situaciones de emergencia se ha reforzado mediante una serie de disposiciones que se resumen a continuación:

- ✓ Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre. Entre sus requerimientos, da instrucciones sobre las responsabilidades del titular de las instalaciones nucleares a las que es de aplicación ante situaciones de emergencia. Se resumen los artículos más significativos al respecto:
  - ⇨ El artículo 7, relativo a la organización y al sistema de gestión, establece que el titular debe disponer, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de los necesarios recursos técnicos, económicos y humanos con cualificación y competencias

adecuadas, así como una estructura organizativa apropiada para mantener la seguridad nuclear y asegurar la capacidad de respuesta adecuada en situaciones de emergencia.

- El artículo 28, relativo a procedimientos y guías, establece que el titular debe:

  1. Disponer, para toda situación operacional en que se puede encontrar la instalación, de un conjunto coherente de procedimientos y guías para condiciones normales, anormales y de emergencia, que especifiquen las acciones a adoptar para mantener la instalación en condiciones seguras, restablecer las funciones principales de seguridad o mitigar la pérdida de las mismas, manteniendo el objetivo de seguridad establecido en el artículo 6 de este Reglamento.
  2. Verificar y validar los procedimientos de operación y guías antes de su entrada en vigor.
  3. Mantener actualizados los procedimientos y guías para reflejar la situación de la instalación y de la organización, así como de la experiencia y conocimientos adquiridos.
  4. Garantizar que el personal implicado está entrenado adecuadamente en el manejo y aplicación de procedimientos y guías.
  5. Asegurar que, en emplazamientos con más de una unidad, los procedimientos y guías para condiciones normales, anormales y de emergencia tienen en consideración la operación segura y la gestión de accidentes en cada una de las unidades del emplazamiento simultáneamente.

- Finalmente, el artículo 29, relativo a emergencias, establece que el titular debe:

  1. Disponer de un plan de emergencia interior según lo establecido en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre.
  2. Asegurar la disponibilidad de recursos adecuados en el emplazamiento para la gestión de las condiciones de emergencia, así como los mecanismos para recibir ayuda externa.
  3. Establecer los cauces y procedimientos necesarios para colaborar con las autoridades competentes en la implantación de los planes de emergencia exterior, en la información a la población y en la respuesta prevista en éstos para proteger a la población en caso de accidente, en los términos previstos en la Ley 17/2015, de 9 de julio, del Sistema nacional de Protección Civil; en el Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN) o en el Real Decreto 1564/2010, de 19 de noviembre, por el que se aprueba la directriz básica de planificación de protección civil ante el riesgo radiológico, o en otra normativa de aplicación.

✓ Tanto el Plan básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), aprobado por Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, como la Directriz Básica de Riesgo Radiológico (DBRR), aprobada por Real Decreto 1564/2010, de 19 de noviembre, ha sido modificadas durante el periodo cubierto por el presente Informe por el Real Decreto 734/2019, de 20 de diciembre, por el que se modifican directrices básicas de planificación de protección civil y planes estatales de protección civil, para mejorar la atención en emergencia de personas con discapacidad y otros colectivos de especial vulnerabilidad.

✓ El Artículo 3, párrafo 1, del Real Decreto 1564/2010, por el que se aprueba la DBRR, dispone que el CSN establecerá y recabará los datos e informaciones necesarias para

la elaboración de un Catálogo nacional de instalaciones o actividades que puedan dar lugar a situaciones de emergencia por riesgo radiológico y actualizará dichos datos e informaciones con la periodicidad necesaria. En consecuencia, el CSN elaboró, en el año 2011, el documento de criterios para el establecimiento del Catálogo nacional de instalaciones o actividades que puedan dar lugar a situaciones de emergencia por riesgo radiológico indicadas en la DBRR. En el año 2019, en la página web del CSN se inició el funcionamiento de la aplicación informática de acceso controlado al citado Catálogo que permite a la Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior y a las Comunidades Autónomas conocer las actualizaciones de las instalaciones y actividades con riesgo radiológico en todo el territorio nacional.

- ✓ El Plan de Emergencia Nuclear de la Armada (PENAR) se estableció en 1988 para reaccionar ante los posibles accidentes que pueden sufrir los buques de propulsión nuclear que atracan o fondean en aquellos puertos españoles autorizados, por lo que se ha procedido a su revisión en 2018 para adaptarlo a la normativa española de referencia.
- ✓ La Estrategia Nacional de Protección Civil, aprobada por el Consejo de Seguridad Nuclear, fue publicada mediante Orden PCI/488/2019 de 26 de abril, y recoge un apartado dedicado al riesgo nuclear y radiológico, donde se enumeran los instrumentos normativos y de gestión existentes en España para afrontar el riesgo nuclear y radiológico.

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

- ✓ Nivel de Respuesta Interior

En el periodo de este Informe y para las centrales nucleares, derivado de las últimas mejoras implantadas tras las pruebas de resistencia se han revisado los Planes de Emergencia Interior (PEI) para la coordinación con las autoridades del Plan de Emergencia Nuclear Exterior cuando se prevea la activación del Sistema de Venteo Filtrado de la Contención (SVFC). Tanto la activación del SVFC, como la activación del Centro Alternativo de Gestión de Emergencias, se han recogido por los titulares en sendos procedimientos de desarrollo del PEI.

Se ha desplegado en todos los emplazamientos de centrales nucleares en operación una Unidad de Respuesta de la Guardia Civil (UR). Se ha iniciado la revisión de los PEI para incluir esta interfaz UR/PEI, que estará recogida en cada emplazamiento en un procedimiento de desarrollo del PEI.

Asimismo, se han revisado los PEI de las centrales nucleares para incluir un suceso iniciador exclusivamente relacionado con el nivel y la temperatura del agua de la piscina de combustible gastado. Otra revisión de los PEI considera sucesos iniciadores de daño extenso que excedan las Bases de Diseño y para los que se han redactado Guías de Gestión de Emergencia con Daño Extenso y Guías de Mitigación de Daño Extenso.

Como ya se ha indicado con anterioridad, en este momento se encuentran operativos los almacenamientos temporales individualizados (ATIs) en las centrales nuclea-

res José Cabrera, actualmente concluyendo el proceso de desmantelamiento, Trillo, Ascó y Almaraz, así como el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña, aunque sin combustible almacenado, estando en proceso de licenciamiento el ATI de la Central Nuclear Cofrentes.

La Central Nuclear Santa María de Garoña, en cese definitivo de explotación, ha revisado su PEI para adaptarlo al riesgo asociado a la fase de desmantelamiento.

✓ Nivel de Respuesta Exterior

Durante el periodo cubierto por el Informe, para las emergencias gestionadas bajo la Directriz Básica de Protección Civil frente al Riesgo Radiológico, el CSN ha informado favorablemente la revisión 1 del Plan Especial frente al Riego Radiológico de la Comunidad de Extremadura.

25.3. Preparación y Respuesta ante situaciones de emergencia

Para cumplir con las misiones que el CSN tiene encomendadas por ley en emergencias y que vienen recogidas en su Plan de Actuación ante Emergencias del CSN, se han aumentado los efectivos y los grupos del personal a retén en una hora.

Todas las instalaciones nucleares, centrales nucleares en operación o en desmantelamiento y el resto de instalaciones nucleares continúan realizando sus preceptivos simulacros de emergencia interior, desarrollando escenarios complejos de accidente que permitan comprobar la operatividad de los PEI ante cualquier hipotético accidente postulado para cada instalación. Adicionalmente, en los emplazamientos con dos unidades, los últimos años, se diseñan escenarios que afectan simultáneamente y de forma diferente a ambas unidades. Así mismo de acuerdo con criterios establecidos por el CSN, estos simulacros se pueden utilizar para activar la Organización de Respuesta a Emergencias del CSN y pueden ser objeto de inspección específica.

25.4. Arreglos en el plano internacional, incluso con los países vecinos, según sea necesario

En el acuerdo bilateral que el CSN tiene suscrito con el ASN (Organismo regulador francés) en materia de emergencias, se incluye, entre otros objetivos, que ambas organizaciones se informen rápidamente de cualquier accidente nuclear o radiológico que ocurriese en cualquier parte de su territorio que pudiese afectar a cualquier parte del territorio nacional o que produjese preocupación entre sus ciudadanos.

El CSN continúa participando en las reuniones del grupo de HERCA sobre emergencias del *Working Group Emergencies* (WGE), que en su momento se hizo eco de las preocupaciones manifestadas por el grupo de ayuda mutua en emergencias de WENRA.

Actualmente, se trabaja en el hecho de que, si bien en la fase más temprana de un accidente son importantes las incertidumbres sobre el accidente y el potencial impacto radiológico, la dirección de la emergencia tiene que tomar decisiones en materia de protección. Esto requiere una gran flexibilidad en las decisiones. En este sentido el WGE de HERCA ha propuesto para los países que se vieran afectados por un accidente nuclear, la coordinación de las decisiones y el mecanismo de respuesta para la fase temprana del accidente, lo que se ha denominado en

el grupo HERCA-WENRA: el *Common Situation report* o *Common Approach* basado en los siguientes principios:

- ✓ Entendimiento y confianza mutuos
- ✓ Coordinación de actividades
- ✓ Alineamiento de las recomendaciones entre países vecinos

El objetivo es desarrollar mecanismos que permitan implementar medidas de protección durante una emergencia de una manera consistente a lo largo de las fronteras comunes entre países sin tener que cambiar los procedimientos de cada país.

Artículo 26. Clausura

Artículo 26. Clausura

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para garantizar la seguridad durante la clausura de una instalación nuclear. Dichas medidas garantizarán que:

i) Se disponga de personal calificado y recursos financieros adecuados;

ii) Se apliquen las disposiciones del artículo 24 con respecto a la protección radiológica operacional, las descargas y las emisiones no planificadas y no controladas;

iii) Se apliquen las disposiciones del artículo 25 con respecto a la preparación para casos de emergencia, y

iv) Se mantengan registros de información importante para la clausura.

De acuerdo con el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), desmantelamiento es

> *"el proceso por el que el titular de una instalación, una vez obtenida la correspondiente autorización, lleva a cabo las actividades de descontaminación, desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales, para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento termina en una declaración de clausura, que libera al titular de una instalación de su responsabilidad como explotador de la misma y define, en el caso de liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento".*

La información sobre el proceso de licenciamiento del desmantelamiento de instalaciones nucleares se recoge en el Anexo B de este Informe.

26.1. Organización y responsabilidades del desmantelamiento

El desmantelamiento y la clausura de instalaciones nucleares en España constituyen un servicio público esencial cuya gestión, por el artículo 38-bis de la Ley de 25/1964, sobre energía nuclear (LEN), se encomienda a Enresa, que actuará como titular en las operaciones relativas al desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y, en su caso, de las instalaciones radiactivas. El objeto y funciones de Enresa en relación al desmantelamiento están referidas en el artículo 9 del Real Decreto 102/2014 de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos.

De acuerdo con el RINR, cuando cesa la autorización de explotación de una instalación nuclear, la responsabilidad de su clausura recae inicialmente en el propio titular de la instalación que, antes de la concesión de la correspondiente autorización, se encarga de las denominadas actividades previas a su desmantelamiento. Antes de la concesión de la autorización de desmantelamiento, el titular de la autorización de explotación debe haber acondicionado los residuos radiactivos de operación que hayan sido generados durante la operación de la misma de acuerdo con los criterios de aceptación de la instalación de almacenamiento a la que vayan a ser transferidos. En segundo lugar, el titular de la instalación debe haber descargado el combustible del reactor y de las piscinas de almacenamiento del combustible irradiado o, en defecto de esto último, disponer de un plan de gestión del combustible gastado aprobado por el MITERD.

Una vez el titular de explotación de la instalación haya concluido las actividades previas al desmantelamiento mencionadas anteriormente, la instalación debe ser transferida temporalmente a Enresa para proceder a su desmantelamiento. Las obligaciones y requisitos que implican dicha trasferencia de titularidad se concretan y establecen en las especificaciones técnico-administrativas de aceptación entre Enresa y los propietarios de las instalaciones nucleares, referidas en el artículo 11 del Real Decreto 102/2014, debiendo contar con la aprobación previa del MITERD.

La organización y responsabilidad de Enresa, como titular de las instalaciones en proceso de desmantelamiento, están definidas legalmente en el propio RINR.

26.2. Financiación del desmantelamiento

Con carácter general, la financiación del desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares no ha sufrido modificaciones respecto a lo reportado en el anterior Informe Nacional. Para más detalles del sistema de financiación consúltese el Anexo D.

26.3. Protección radiológica y emergencias durante el desmantelamiento

Tal y como se describe en el anterior Informe Nacional, las instalaciones nucleares en fase de desmantelamiento siguen siendo consideradas instalaciones nucleares hasta la concesión de la declaración de clausura de las mismas y sometidas al RINR. En este aspecto resulta plenamente de aplicación la normativa señalada en el apartado referente al cumplimiento de lo dispuesto en los artículos 24 *«Protección radiológica operacional»* y 25 *«Preparación para casos de emergencia»* de esta Convención.

26.4. Archivo documental para el desmantelamiento y clausura

El RINR establece la obligación de los titulares de las instalaciones nucleares de recopilar y conservar de manera adecuada toda la información relevante de la etapa de operación. Este reglamento exige también que toda instalación nuclear autorizada disponga durante su operación de las previsiones de desmantelamiento y clausura de la instalación que describa, entre otras, las relativas a la gestión final de los residuos radiactivos que se generen y el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura (art. 20 j del RINR).

Los acuerdos de transferencia de titularidad establecen contractualmente los mecanismos y procedimientos que le permiten el acceso de Enresa a todos los archivos de operación de la instalación. De esta manera, Enresa puede utilizar toda la información disponible que considere relevante para el diseño y la ejecución del plan de desmantelamiento y clausura de la misma.

Sección G.

Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado

Sección G. Seguridad de la gestión del combustible nuclear gastado

Esta sección comprende las obligaciones derivadas de los artículos 4 a10 de la Convención

Artículo 4. Requisitos generales de seguridad

Artículo 4. Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que en todas las etapas de la gestión del combustible gastado se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos.

Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para:

i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión del combustible gastado.

ii) Asegurar que la generación de residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible, en concordancia con el tipo de política del ciclo de combustible gastado.

iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado.

iv) Proveer una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados.

v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado.

vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente.

vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.

El combustible gastado que se produce en las centrales nucleares españolas se almacena, en primer lugar, en las piscinas de los reactores. Cuando la capacidad de estas no es suficiente, o cuando es necesario de cara al desmantelamiento, el combustible se transfiere a instalaciones de almacenamiento en seco (ATIs) construidas en los emplazamientos de las propias centrales. A fecha de cierre de este informe, cuentan con ATIs las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera (central en fase de desmantelamiento), Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña. Asimismo, está prevista la entrada en funcionamiento de una nueva instalación de este tipo en la Central Nuclear Cofrentes.

Los ATIs en funcionamiento emplean contenedores de almacenamiento en seco: contenedores metálicos de doble propósito, aprobados para almacenamiento y transporte en el caso de las centrales de Trillo y Almaraz y sistemas de almacenamiento de hormigón y metal, en el caso de José Cabrera y Ascó. La Central Nuclear Santa María de Garoña está autorizada para el uso de contenedores metálicos de doble propósito, pero su combustible continúa en la piscina a la espera de una reevaluación del ATI que pueda alojar todo el inventario de su piscina. En el apartado relativo al artículo 7.3 de este Informe se proporciona información más detallada sobre las tecnologías aplicadas.

Las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado son instalaciones nucleares o parte de instalaciones nucleares que se rigen por el marco legal y regulador general aplicable (Ver Anexo A) y que está constituido básicamente por la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN), el Real Decreto 102/2014, sobre gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI), aprobado por Real Decreto 783/2001, y la legislación medioambiental, además de por las siguientes Instrucciones de Seguridad (IS) emitidas por el CSN::

- ✓ Instrucción IS-20, del CSN, sobre requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado.
- ✓ Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares.
- ✓ Instrucción IS-29, del CSN, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad.

Estas Instrucciones incorporan los requisitos del OIEA y los niveles de referencia de WENRA y, en el caso de la Instrucción IS-26, los requisitos de seguridad de la Directiva de Seguridad Nuclear 2009/71/Euratom.

4.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de condiciones subcríticas y la remoción de calor

El mantenimiento de las condiciones subcríticas y de la adecuada remoción de calor de los sistemas e instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado son requisitos de seguridad, que se incorporan mediante la aplicación de sistemas técnicos y administrativos o de control, sometidos a análisis, evaluación y vigilancia.

Las medidas adoptadas por los titulares de las instalaciones para el cumplimiento de estos requisitos se encuentran descritas en los Estudios de Seguridad, documento oficial presentado con la solicitud de las autorizaciones en las diferentes fases de la instalación, y en las

Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, también documento preceptivo para la explotación de las instalaciones nucleares.

Estas medidas tienen en cuenta los criterios establecidos en las normas técnicas del OIEA, además de la normativa del país de origen de la tecnología (el US NRC 10CFR 50 en caso de las piscinas de las centrales y el US NRC 10 CFR 72 en el caso de los sistemas e instalaciones de almacenamiento en seco). Estos criterios y requisitos han sido incorporados a la normativa nacional a través de las Instrucciones del Consejo de Seguridad Nuclear antes citadas, en particular en la IS-20 y en la IS-29.

4.1.1. Medidas para garantizar el mantenimiento de las condiciones subcríticas

No ha habido variación desde el último Informe Nacional en los criterios y métodos empleados para el mantenimiento de las condiciones subcríticas en las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado. El criterio de diseño adoptado para el mantenimiento de las condiciones subcríticas (tanto en las piscinas como en los contenedores de almacenamiento en seco) es que el factor de multiplicación neutrónica (Keff), incluidos todos los sesgos e incertidumbres con un nivel de confianza del 95%, sea menor de 0,95 en condiciones de operación normal, anormal o de accidente.

Los métodos empleados a este fin son los siguientes:

- ✓ en las piscinas de los reactores nucleares, se organiza y mantiene una configuración geométrica segura, con empleo de venenos neutrónicos fijos o disueltos (excepto en los reactores BWR), se limita el enriquecimiento inicial y se otorga crédito al grado de quemado de los combustibles,
- ✓ en los contenedores de almacenamiento en seco, el mantenimiento de las condiciones subcríticas está basado en la geometría del bastidor, la presencia de materiales absorbentes neutrónicos como parte inherente o fijada al mismo y en los límites administrativos sobre enriquecimiento del combustible en U-235 y grado de quemado alcanzado.

4.1.2. Medidas para garantizar la adecuada remoción de calor

El sistema de refrigeración de las piscinas de almacenamiento de combustible de las centrales retira el calor generado y mantiene un nivel mínimo de agua por encima de los elementos de combustible que garantiza el blindaje adecuado en cualquier situación.

Los contenedores de almacenamiento en seco de las centrales nucleares han sido diseñados para evacuar al ambiente el calor generado por los elementos combustibles mediante mecanismos pasivos de convección, conducción y radiación.

La evacuación de calor de los contenedores metálicos de doble propósito se encuentra facilitada por la propia estructura del contenedor que favorece la conducción de calor al exterior, a su vez evacuada por convección y radiación.

En el caso de los contenedores de metal y hormigón la estructura está ventilada por convención natural lo que permite el enfriamiento de la cápsula albergada en su interior. La propia cápsula tiene también una estructura interior que favorece la conducción del calor al exterior, así como la convección del gas inerte en su interior.

4.2. Medidas para asegurar que la generación de los residuos radiactivos debida a la gestión del combustible gastado se mantenga al nivel más bajo posible

La minimización de la generación de residuos es un principio establecido en la Ley de la Energía Nuclear (artículo 38). Se ha recogido también en el Real Decreto 102/2014 (artículo 3a) que traspone al ordenamiento jurídico español la Directiva 2011/70/Euratom (artículo 4) sobre gestión segura y responsable de la gestión de residuos radiactivos.

En los sistemas de almacenamiento en húmedo del combustible gastado o piscinas, la minimización de residuos se dirige a reducir, tanto como sea posible, los residuos secundarios que se producen en la purificación del agua y los filtros de los sistemas de limpieza y ventilación del aire de los edificios en donde estos están ubicados. El criterio de minimización de residuos establecido como requisito general de las instalaciones nucleares se aplica igualmente en el diseño de las instalaciones de almacenamiento temporal en seco de combustible gastado y los procesos asociados a la carga del combustible.

4.3. Medidas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión del combustible gastado

La toma en consideración de las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado es un elemento que forma parte del marco legal y regulador español desde hace décadas. La toma en consideración de interdependencias figura entre los principios generales en la gestión que enumera el Real Decreto 102/2014 para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

La Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, refiriéndose a la gestión de residuos radiactivos, requiere que el titular identifique y reconozca previamente las interacciones y relaciones con otras etapas cuando se adopten decisiones en cada etapa de gestión de los residuos radiactivos, de manera que se consiga un balance equilibrado de la seguridad y efectividad global.

En la práctica, el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PLAGERR) es un documento esencial para la aplicación de este principio. El PLAGERR, documento oficial para la explotación de las instalaciones nucleares, es aprobado por el MITERD, previo informe del CSN, dentro del proceso de licenciamiento de la instalación. Los objetivos, criterios y contenidos del PLAGERR se hallan regulados por la Guía de Seguridad 9.03 del CSN, del año 2008. Los respectivos PLAGERR de las centrales nucleares en operación han sido adaptados a dicha guía.

Además, debe considerarse la estrategia general incluida en el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), tal y como indica el Real Decreto 102/2014:

> *"En el Plan se recogerán las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en España en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras y las medidas e instrumentos necesarios para llevarlas a cabo".*

Un reflejo directo de la toma en consideración de interdependencias es la adopción de criterios para la aceptación de residuos radiactivos y de combustible gastado que deben suscribir los titulares de instalaciones nucleares para su gestión posterior por Enresa, como aparece indicado en el artículo 11 del Real Decreto 102/2014, relativo a las Especificaciones técnico-administrativas. Dichas especificaciones serán válidas hasta el final de la vida de las instalaciones, incluyendo el desmantelamiento y clausura, y deberán haber sido aprobadas por el MITERD, con el informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear.

Los contratos-tipo que se vienen estableciendo entre Enresa, como gestora de los residuos de acuerdo a la regulación española, y los titulares de las instalaciones nucleares en relación con el combustible gastado y residuos radiactivos, tienen la consideración de especificaciones técnico-administrativas de aceptación.

En ese sentido, se elaboró un borrador de Especificaciones técnico-administrativas de aceptación para el combustible gastado y residuos radiactivos, con el fin de actualizar la situación entre los titulares de las instalaciones nucleares y Enresa, basada en los contratos-tipo actualmente en vigor. Dicho borrador fue remitido al MITERD para su consideración.

Por último, cabe señalar que, entre las obligaciones de información de Enresa al CSN introducidas por el Real Decreto 102/2014 se encuentra la de remitir, durante el primer trimestre de cada año, información sobre las interdependencias, acuerdos e interfaces de competencias con los titulares de otras instalaciones de gestión de combustible nuclear gastado y residuos radiactivos (artículo 12.2 del mencionado Real Decreto).

4.4. Medidas para la protección de las personas, la sociedad y el medio ambiente

Las disposiciones para la protección de las personas y el medio ambiente de los riesgos derivados de las instalaciones nucleares y radiactivas se encuentran contenidas en el marco legal existente en España, según se ha expuesto en las Secciones E y F de este Informe. Estas disposiciones aplican tanto a las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado asociadas a las centrales nucleares como a las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado independientes.

En el ámbito de la gestión del combustible gastado y, específicamente, en el de las instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, los criterios básicos de protección de los trabajadores se recogen en el artículo 38 de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, desarrollado en el Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001.

Adicionalmente, durante el periodo cubierto por el presente Informe, es destacable la aprobación del Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, aprobado por Real Decreto 1400/2018, que tiene por objeto el establecimiento de los requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares durante todo su ciclo de vida, con el fin de garantizar un alto nivel de seguridad nuclear para proteger a los trabajadores y al público en general contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes procedentes de instalaciones nucleares […].

Las medidas de carácter general adoptadas en relación con la protección de los trabajadores, así como las relativas al control y vigilancia de efluentes y a la optimización de la protección radiológica en las instalaciones nucleares anteriores se exponen en el artículo 24 del presente Informe.

En cuanto a las medidas de protección radiológica de las personas y la sociedad en el caso de las instalaciones de gestión y almacenamiento de combustible gastado se desarrollan en los artículos 6, 7, 8 y 9 de este Informe y en el artículo 25 para gestión de emergencias.

En cuanto a las medidas de protección del medio ambiente, estas se rigen por la normativa nacional de evaluación del impacto ambiental, específicamente por la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental, que incorpora las Directivas 2001/42/CE, de 27 de junio, sobre evaluación de las repercusiones de determinados planes y programas en el medio ambiente, y la Directiva 2011/92/UE, de 13 de diciembre, de evaluación de las repercusiones de determinados proyectos públicos y privados sobre el medio ambiente.

En España, las instalaciones de almacenamiento temporal individualizado (ATIs) ubicadas en los emplazamientos de las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Garoña, así como el de Cofrentes, han sido sometidas a la evaluación de impacto ambiental (EIA) y obtenido la correspondiente declaración de impacto ambiental (DIA).

4.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión del combustible gastado

La prevención de los riesgos biológicos, químicos y de otro tipo, distintos de los radiológicos, asociados a la gestión del combustible gastado está regulada, en primer lugar, por la normativa común a otras actividades industriales con este tipo de riesgos, que está constituida, fundamentalmente, por la legislación de evaluación de impacto ambiental. Asimismo, las limitaciones establecidas a tal fin en los correspondientes requisitos que conforman la autorización de las instalaciones correspondientes tienen en cuenta dichos riesgos en su operación. La autorización de las instalaciones de gestión del combustible gastado requiere una evaluación de impacto ambiental y una autorización de operación.

Por su parte, la prevención de riesgos no radiológicos del personal de operación de estas instalaciones está regulada por la Ley 31/1995, de prevención de riesgos laborales.

En este sentido, también es importante lo dispuesto en la Guía de Seguridad del CSN nº 1.6 sobre "*Sucesos notificables en Centrales Nucleares*", que requiere que los sucesos que a juicio del titular de las mismas pudieran tener repercusiones públicas significativas (incluyendo variaciones ambientales y accidentes laborales) deben ser puestos en conocimiento de dicho Organismo.

4.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para las generaciones presentes

Está previsto que el almacenamiento intermedio del combustible gastado, ya sea en contenedores en ATIs o en el ATC, se prolongue durante varias décadas. La robustez y seguridad de estos sistemas de almacenamiento se consigue mediante el estricto cumplimiento de la normativa durante el emplazamiento, diseño, construcción y operación, sometido a un marco regulador de licenciamiento y supervisión por parte del Organismo regulador. La política nacional en materia de gestión del combustible gastado recoge las diferentes etapas necesarias de almacenamiento temporal hasta la disposición final en un almacén geológico profundo, así como las previsiones financieras, técnicas y de investigación necesarias. Esta política de gestión a largo plazo asegu-

ra que el combustible y los residuos permanezcan aislados del medioambiente protegiendo a las generaciones actuales y futuras.

No obstante, como se ha mencionado en el párrafo anterior, considerando que las actividades de gestión del combustible y los residuos pueden involucrar a varios responsables y abarcar periodos más largos, la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, indica en su artículo 38 que, en referencia a las medidas a tomar por las organizaciones responsables de instalaciones nucleares, estas deberán adoptar las medidas apropiadas en todas las etapas de gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, cosas y medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro.

4.7. Medidas para evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

El marco normativo español establece, por medio de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, sobre el sector eléctrico y del Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, las medidas específicas para tal fin, relacionadas con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades previstas por el PGRR y las previsiones en cuanto a las necesidades de control institucional.

La legislación establece las responsabilidades de los distintos agentes involucrados en la gestión del combustible gastado: Ministerio para la Transición Ecológica (MITERD), Organismo regulador (CSN), productores y Enresa, según se detalla, entre otros, en los artículos 20 y 21 del presente Informe.

En relación con este apartado, el marco legal provee la constitución, dotación y mecanismos de gestión y garantía del Fondo económico establecido para la financiación de las actividades del PGRR, entre ellas la gestión del combustible gastado, cuyos detalles se pueden encontrar en el Anexo D. Mediante las provisiones a dicho Fondo, la generación que se beneficia de la producción de electricidad de origen nuclear paga los costes asociados al combustible generado hasta su disposición final.

La Ley sobre energía nuclear establece también que el Estado asumirá la titularidad del combustible gastado una vez que se haya procedido a su almacenamiento definitivo y asumirá también la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear, una vez que haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente autorización.

En este sentido, la Directiva 2011/70/Euratom puso de manifiesto la obligación ética de cada Estado miembro de evitar a las generaciones futuras cualquier carga indebida en relación con el combustible nuclear gastado, y estableció el marco comunitario para asegurar tal principio.

En línea con la directiva, el Real Decreto 102/2014, que completó su trasposición al ordenamiento jurídico español, tiene por objeto

> *"la regulación de la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos cuando procedan de actividades civiles, en todas sus etapas, desde la generación hasta el almacenamiento definitivo, con el fin de evitar imponer a las futuras generaciones cargas indebidas, así como la regulación de algunos aspectos relativos a la financiación de estas actividades, dando cumplimiento al marco comunitario".*

Como resultado de lo anterior, y de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, el próximo Plan General de Residuos Radiactivos deberá incluir, entre su contenido

> *"los conceptos o planes para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo durante el cual se mantengan los controles pertinentes, junto con los medios que deben emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo".*

Asimismo, el artículo 9.2 del Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, establece que el emplazamiento, diseño, construcción, puesta en servicio, explotación y desmantelamiento de una instalación nuclear debe asegurar que las consecuencias radiológicas razonablemente previsibles en las generaciones futuras no son mayores que las permitidas para la generación presente.

Por último, la autorización de desmantelamiento y cierre de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, introducida en la regulación del licenciamiento de instalaciones como consecuencia de la Directiva 2011/70/Euratom, busca garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, que determinará, en su caso, las áreas del emplazamiento que deberán ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado.

Artículo 5. Instalaciones existentes

Artículo 5. Instalaciones existentes

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para examinar la seguridad de cualquier instalación de gestión del combustible gastado que exista en el momento en que entre en vigor la Convención con respecto a esa Parte Contratante y para asegurar que, si es necesario, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación.

Medidas adoptadas para la revisión de la seguridad de las instalaciones existentes

Este artículo solamente hace referencia a las instalaciones existentes en el momento de entrada en vigor de la Convención en España. En aquel momento, las únicas instalaciones de gestión de combustible gastado eran las piscinas de las centrales nucleares. En la actualidad, la revisión de la seguridad de dichas piscinas se efectúa por medio de las Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS) de las centrales nucleares, cuestión que se aborda, fundamentalmente, bajo los artículos 8 y 9 de este Informe, así como la aplicación de algunas medidas del Plan Nacional de Acción post-Fukushima (NAcP) descritas en profundidad en anteriores Informes.

Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

Artículo 6. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

1. *Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos en una instalación proyectada de gestión del combustible gastado, con el fin de:*
   i. *Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional;*
   ii. *Evaluar las consecuencias probables de dicha instalación para la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente;*
   iii. *Facilitar al público información sobre la seguridad de dicha instalación;*
   iv. *Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma, y facilitarles, previa petición, los datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad en sus territorios.*
2. *Con este fin, cada parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables sobre otras Partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 4.*

La estrategia básica española en la gestión del combustible gastado, según se recoge en el vigente Sexto Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), prevé el almacenamiento temporal del combustible gastado y residuos de alta actividad, en base a un sistema en seco que garantice su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente, durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su gestión definitiva.

Las instalaciones planificadas para la gestión del combustible gastado estarán destinadas al almacenamiento temporal de dicho combustible, bien de forma centralizada o individualizada. En general, los aspectos de emplazamiento a considerar dependerán de si se utiliza un emplazamiento nuevo, como sería el caso del Almacén Temporal Centralizado (ATC) o se utilizan los propios emplazamientos de las centrales nucleares, como en los casos de los ATIs.

6.1. Previsión de nuevas instalaciones de gestión de combustible gastado

En línea con la estrategia prevista en el borrador de Séptimo PGRR, el objetivo prioritario para los próximos años continúa siendo la puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) en 2028, estando previsto que un Almacén de Espera de Contenedores (AEC), que será parte de esta instalación, pueda entrar en servicio en 2026. Junto a esta instalación está previsto un parque tecnológico que dispondría de un centro tecnológico asociado y de infraestructuras para facilitar el asentamiento de empresas en la zona.

Dicho ATC albergará el CG generado en las centrales nucleares españolas; los residuos radiactivos resultantes del reprocesado del CG de la Central Nuclear Vandellós I, actualmente en Francia; así como los residuos especiales (RE), es decir, aquellos que por sus características radiológicas no son susceptibles de ser gestionados en las instalaciones del C.A. El Cabril.

A tal fin, Enresa presentó, en enero de 2014, ante el anterior MINETAD (Ministerio de Energía, Turismo y Agenda Digital), la solicitud de autorizaciones de emplazamiento y de construcción como instalación nuclear del ATC. A su vez, el MINETAD solicitó al Consejo de Seguridad Nuclear el informe preceptivo en relación con ambas solicitudes. El CSN informó favorablemente la autorización previa en julio de 2015.

Sin embargo, con fecha de 5 de julio de 2018, el Secretario de Estado de Energía del entonces MITECO (Ministerio para la Transición Ecológica) solicitó al CSN dejar en suspenso la emisión del informe preceptivo de dicho Organismo relativo a la solicitud de autorización de construcción, al objeto de poder analizar las circunstancias y previsiones actuales y disponer de una planificación ajustada a las mismas, que se concretarán en el Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos.

Teniendo en cuenta los plazos previstos para el proyecto ATC, durante el periodo cubierto por el Informe ha sido necesario comenzar el proceso de licenciamiento de un Almacén Temporal Individualizado (ATI) en el emplazamiento de la Central Nuclear Cofrentes con objeto de no alcanzar la saturación de su piscina, que se sumará a los ya autorizados en las centrales de Trillo, José Cabrera, Ascó, Santa María de Garoña y Almaraz. A tales efectos, el licenciamiento del ATI de Cofrentes requiere de las siguientes autorizaciones, conforme a la normativa nuclear y medioambiental:

- ✓ Autorización de ejecución y montaje de la modificación de diseño de la central para la implementación de un ATI, conforme al artículo 25.2 del Reglamento sobre instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto Real Decreto 1836/1999, concedida con fecha 18 de junio de 2019 por la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN.
- ✓ Autorización de la modificación de diseño de la central para puesta en marcha de la modificación de diseño, de acuerdo con el procedimiento establecido en el artículo 25.1 del RINR. Actualmente se encuentra pendiente de informe del CSN.
- ✓ Licenciamiento del contenedor de combustible gastado de doble propósito, para almacenamiento y posterior transporte. A tales efectos, con fecha de 3 de diciembre de 2018 tuvo lugar la solicitud de aprobación de diseño del bulto de transporte conforme al artículo 77 del RINR, que habrá de ser autorizada por la Dirección General de Política Energética y Minas previo informe favorable del CSN. Asimismo, su diseño requerirá autorización para almacenamiento del combustible gastado conforme al artículo 80 del RINR.
- ✓ Por lo que se refiere al impacto de la instalación sobre el medioambiente, el proyecto fue sometido a evaluación de impacto ambiental conforme al procedimiento establecido en la Ley 21/2013, de 9 de diciembre. Dicho proceso culminó con la Resolución de la Dirección General de Biodiversidad y Calidad Ambiental, de fecha 12 de junio de 2019, por la que se formuló la Declaración favorable de Impacto Ambiental (DIA) del proyecto.

Adicionalmente, durante el periodo cubierto por el presente Informe, hubo de aumentarse la capacidad de almacenamiento de contenedores del ATI de la Central Nuclear Trillo desde el límite autorizado originalmente de 32 hasta un máximo de 80. Dicha autorización se tramitó como una modificación de diseño de la central, conforme al artículo 25.1 RINR, concedida me-

diante Resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 30 de noviembre de 2018, previo informe del CSN.

Asimismo, el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña fue diseñado y construido en su momento bajo la hipótesis de continuidad de explotación de la central, por lo que está previsto que sea necesario autorizar un incremento en su capacidad con objeto de poder almacenar todo el combustible gastado de cara al desmantelamiento de la central. Su licenciamiento requerirá de la correspondiente autorización de modificación de diseño de la central conforme al artículo 25.1 RINR.

Las cuestiones llevadas a cabo durante este periodo relacionadas con el emplazamiento, los criterios para evaluar las repercusiones radiológicas, la información al público, la construcción y la seguridad de estas instalaciones pueden encontrarse desarrolladas en los artículos 6.2, 6.3, 6.4, 7 y 8 del presente Informe.

6.2. Medidas para evaluar todos los factores relacionados con el emplazamiento que influyen en la seguridad

El análisis de los factores relacionados con el emplazamiento de las instalaciones nucleares tiene que estar contenido en la documentación a presentar para la obtención de las correspondientes autorizaciones, según establece en el RINR (expuesto en el Anexo B del presente Informe), en los términos previstos en la Instrucción IS-26, del CSN.

Igualmente, se ha de tener en cuenta, lo establecido en el artículo 14, *"Evaluación inicial del emplazamiento"*, del Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), aprobado por Real Decreto 1400/2018, esto es, evaluar el potencial emplazamiento de una instalación nuclear para determinar los efectos que la misma pueda tener, desde el punto de vista de la seguridad nuclear, en la población y medio ambiente circundantes, así como también los posibles condicionantes que el emplazamiento pueda imponer sobre el diseño de la instalación, incluidos los aspectos relativos a las vías de transporte y a la gestión de emergencias.

Concretamente, con la solicitud de autorización previa o de emplazamiento se presenta el estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, que debe comprender la información suficiente sobre los parámetros de los mismos 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. Dicha documentación es evaluada por el CSN, que emite un informe para la concesión de la autorización por parte del Ministerio.

Esta información se completa en la documentación a presentar con la solicitud de autorización de construcción y, posteriormente, con la solicitud de explotación, que además de la información actualizada de los parámetros del emplazamiento, incluidos los relativos a usos de suelos y agua y cuantos datos puedan contribuir a un mejor conocimiento del mismo, deben incluir los planes de vigilancia y de verificación de los parámetros básicos representativos.

Los factores del emplazamiento son adicionalmente evaluados en las Revisiones Periódicas de Seguridad a las que están sometidas las instalaciones nucleares, que se realizan cada 10 años, así como en las solicitudes de modificación de las plantas cuando dichas modificaciones inciden en algún factor relativo a la utilización del suelo o de las condiciones inicialmente previstas del emplazamiento. Finalmente, con la solicitud de desmantelamiento y clausura se requiere la presentación de un estudio radiológico del emplazamiento y de su zona de influencia.

En el caso de los ATIs, tanto los existentes en las centrales de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña, como el previsto en la Central Nuclear Cofrentes, la evaluación de seguridad tiene en cuenta las características propias del emplazamiento en cada caso, conocidas a través de las sucesivas autorizaciones de dichas centrales, así como las interfases de las mismas con el correspondiente sistema de almacenamiento, de manera que:

- ✓ Por una parte, se realiza la comprobación de que los factores del emplazamiento están dentro de los márgenes contenidos en el Estudio de Seguridad de la aprobación de los contenedores de almacenamiento a utilizar, según lo requerido en la Instruccion IS-20, del CSN, sobre los requisitos de diseño y uso de los contenedores.
- ✓ Por otro lado, se realiza el análisis de los factores del emplazamiento que pueden incidir en el diseño y asentamiento de la losa de hormigón del ATI.

6.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante

De acuerdo con la IS-29, del CSN, artículo 3.1, el titular de la instalación de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad debe tener como objetivo general de seguridad proteger a las personas y al medio ambiente de los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes. Para ello, deberá demostrar en el Estudio de Seguridad de la instalación que se cumple este objetivo tanto en operación normal y sucesos operacionales previstos, como en caso de accidentes.

Durante la operación normal y sucesos operacionales previstos, la dosis efectiva anual a cualquier miembro del público que se localice más allá del área controlada debe ser inferior a 250 µSv. Se entiende por área controlada el área que rodea a la instalación de almacenamiento temporal donde el titular del mismo ejerce autoridad sobre su uso y dentro de la cual se realizan las operaciones, debiendo existir al menos una distancia de 100 metros entre el combustible gastado o el residuo de alta actividad que se almacene en la instalación y el límite del área controlada. Al objeto de garantizar que la exposición a la población se mantiene en el valor más bajo que sea razonablemente posible, se podrán establecer restricciones operacionales de las dosis debidas a los efluentes radiactivos y niveles de irradiación externa producidos en la instalación.

Para accidentes base de diseño, los criterios de aceptación se establecen en términos de dosis efectiva inferior a 50 mSv, dosis equivalente a la piel inferior a 500 mSv y dosis equivalente al cristalino inferior a 150 mSv, e igualmente para cualquier miembro del público situado más allá del área controlada. La verificación de dichos límites ante sucesos iniciadores postulados se contempla en el análisis de accidentes y de sus consecuencias radiológicas que se integra en el Estudio de Seguridad de la instalación. El umbral aceptable de frecuencia estimada de un suceso es de uno en un millón de años para la realización de un análisis detallado de los efectos de los sucesos de este tipo, y de posibles medidas para mitigar los mismos. En todo caso el valor umbral de corte para la consideración de un suceso como base de diseño debe ser establecido en las bases de diseño. Por tanto, sucesos internos o externos con una frecuencia de excedencia inferior podrán ser considerados como más allá de la base de diseño.

En el caso de las instalaciones de almacenamiento temporal individualizado (ATIs) existentes en los emplazamientos de las centrales nucleares de Ascó y Almaraz, en la Central Nuclear en cese definitivo de explotación Santa María de Garoña, en la Central Nuclear en desmantelamiento José Cabrera, de la prevista en Cofrentes , así como en la modificación de diseño del ATI de la Central Nuclear Trillo para el uso de contenedores ENUN 32P hasta completar su capacidad, la evaluación tiene en cuenta las características propias del emplazamiento, conocidas a

través del licenciamiento y revisión de la propia planta, y la interfase con el sistema de almacenamiento. En estas instalaciones, durante la operación normal y sucesos operacionales previstos, el cumplimiento con el criterio de aceptación radiológico mencionado anteriormente tiene en cuenta la irradiación externa o interna debida a la contribución de las centrales nucleares existentes en el emplazamiento.

6.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de combustible gastado

Las cuestiones generales relativas a la información y participación pública (papel del Organismo regulador y de otras autoridades, deber de informar a los ciudadanos, Comités locales de información de las centrales nucleares, página web, SISC, publicidad en proyectos de normas, Ley 21/2013, etc.) ya se han abordado bajo el artículo 20.2.8 y el apartado 3 del Anexo B del presente Informe, por lo que a continuación únicamente destacamos las específicamente vinculadas con la información al público en materia de seguridad de las instalaciones de gestión de combustible gastado llevadas a cabo en instalaciones proyectadas en este periodo, es decir, el ATI de la Central Nuclear Cofrentes.

El MITERD sometió la modificación de diseño para la implementación de un ATI en Cofrentes al procedimiento de evaluación de impacto ambiental previsto en la Ley 21/2013, que incluye un trámite de información pública y consultas a Administraciones Públicas afectadas y a personas interesadas por un periodo de 30 días hábiles. El proyecto recibió alegaciones de dos Administraciones Públicas, dos de otros organismos públicos, tres de empresas y organizaciones interesadas, así como de distintos particulares. Todas ellas fueron remitidas al titular para que, una vez tomadas en consideración, tuviera oportunidad de introducir las modificaciones pertinentes en una nueva versión del proyecto y del Estudio de Impacto Ambiental.

Por otro lado, la revisión del RINR que se está llevando a cabo prevé que los comités de información, que hasta ahora solamente se venían celebrando en los municipios en los que están situadas las centrales nucleares con el fin de informar a la población del entorno durante la construcción, explotación y desmantelamiento de dichas centrales, se hagan extensivos, además, a las instalaciones de almacenamiento centralizado de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos, en línea con la sugerencia que, a tales efectos, se efectuó a España durante la sexta reunión de revisión.

Artículo 7. Diseño y construcción de las instalaciones

Artículo 7. Diseño y construcción de instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i) Las instalaciones de gestión del combustible gastado se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;

ii) En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales y, cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado;

iii) Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión del combustible gastado estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.

7.1. Medidas en el diseño y la construcción para limitar el impacto radiológico de las instalaciones

El objetivo de protección radiológica de las instalaciones de gestión del combustible gastado se encuentra establecido de forma general en la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, en su artículo 38.

Este objetivo se desarrolla en el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares, aprobado por Real Decreto 1400/2018, de 23 de noviembre, en lo que se refiere a la prevención de accidentes y a evitar emisiones radiactivas (artículo 6), la limitación del dosis a trabajadores y público (artículo 9), la defensa en profundidad de la instalación (artículo 11) mediante mecanismos de seguridad intrínsecos y barreras múltiples (artículo 16) que aseguren el cumplimiento de las funciones de seguridad, incluyendo la recuperabilidad del combustible gastado y los residuos radiactivos (artículo 17).

De forma específica, este objetivo se desarrolla en las Instrucciones de Seguridad (IS) del CSN IS-26, *"Requisitos generales de seguridad aplicables a las instalaciones nucleares"*, e IS-29, *"Criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad"*.

Esta última Instrucción, IS-29, exige que el objetivo de protección radiológica sea tenido en cuenta en el diseño, construcción y operación de la instalación, lo que requiere que se adopten medidas para:

- ✓ limitar, minimizar y controlar la exposición a la radiación de las personas y la liberación de materiales radiactivos al medio ambiente,
- ✓ limitar la probabilidad de sucesos que puedan producir la pérdida de control sobre cualquier fuente de radiación,
- ✓ mitigar las consecuencias de dichos sucesos en el caso de que ocurran y
- ✓ minimizar la generación de residuos radiactivos.

De acuerdo con el RINR, el Estudio de Seguridad a presentar con la solicitud de autorización de este tipo de instalaciones debe demostrar que se cumplen estos objetivos, tanto en operación normal como en condiciones anormales y en caso de accidente.

Para los ATIs ubicados en el emplazamiento de las centrales nucleares, la solicitud de su autorización, formulada como autorización de modificación de diseño de la planta de acuerdo con los artículos 25 y 26 del RINR, va acompañada del análisis de seguridad correspondiente. Los Estudios de Seguridad son evaluados por el CSN de forma previa a la concesión por el MITERD de la correspondiente autorización.

De manera complementaria, de acuerdo con lo requerido en el artículo 80 del RINR, el diseño de los contenedores o sistemas de almacenamiento que se utilizan en los ATIs debe ser aprobado por el MITERD, tras la evaluación del correspondiente Estudio de Seguridad por el CSN según lo dispuesto en la Instrucción de este Organismo IS-20 *"Requisitos de seguridad relativos a los contenedores de almacenamiento de combustible gastado"*.

En la práctica, como ya se ha comentado en anteriores Informes Nacionales, el proceso de aprobación del diseño de los contenedores y autorización de los ATI existentes en las centrales nucleares de Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña y, el del ATI actualmente en licenciamiento de Cofrentes, ha tenido en cuenta estos objetivos y requisitos. Desde el proceso cubierto por el Sexto Informe, se han autorizado dos ATIs, uno en la Central Nuclear Santa María de Garoña y otro en la Central Nuclear Almaraz, cuyos licenciamientos han seguido el mismo procedimiento que los ATIs anteriores. Los contenedores, diseñados y construidos por la empresa española ENSA, son del modelo ENUN 52B para la Central Nuclear Garoña y del modelo ENUN 32P para las centrales de Almaraz y de Trillo. En este periodo también se ha re-licenciado la autorización del ATI de Trillo para el uso de dicho contenedor.

7.2. Previsiones de cara a la clausura

Como puede verse en el Anexo B referido al proceso de licenciamiento de instalaciones, el RINR requiere en su artículo 17 que, entre la documentación a presentar con la solicitud de autorización de construcción de las instalaciones nucleares, se incluyan las previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura. Asimismo, estas previsiones se desarrollarán en mayor grado en la solicitud de autorización de explotación, de acuerdo con lo especificado en el artículo 20 del RINR.

Asimismo, el artículo 36 del RSNIN requiere que el titular, durante las fases de diseño, construcción y explotación habrá de prever las necesidades y tener en cuenta las actividades requeridas para el desmantelamiento seguro de la instalación. El titular debe establecer y mantener un plan de desmantelamiento de la instalación acorde con las previsiones requeridas por el RINR.

Igualmente, el licenciamiento para la construcción y puesta en marcha de ATIs en el emplazamiento de las propias centrales, considerado como una modificación de diseño de la central, sigue lo dispuesto por los artículos 25, 26 y 27 del RINR. Durante el periodo cubierto por el informe, la Central Nuclear Cofrentes continúa licenciando un ATI que complemente la capacidad de su piscina. Asimismo, la Central Nuclear Trillo ha completado el proceso de relicenciamiento de su ATI con objeto de dar cabida en el mismo a un mayor inventario de combustible, mientras que la Central Nuclear Santa María de Garoña tiene previsto proceder de igual modo con objeto de permitir el almacenamiento de la totalidad de su combustible con vistas a su desmantelamiento. De acuerdo con lo previsto en dicho reglamento, estas modificaciones deben incluir consideraciones sobre la clausura de la modificación, que serán tenidas en cuenta en la medida en que deben ser compatibles con la clausura de la instalación principal.

7.3. Tecnologías utilizadas para el almacenamiento de combustible gastado

Todas las centrales en explotación o en situación de cese definitivo de la misma disponen de piscina para el almacenamiento del combustible gastado, siendo esta tecnología la que aporta mayor capacidad para ello.

Por otra parte, las centrales de Trillo, José Cabrera (en desmantelamiento), Ascó y Almaraz almacenan combustible gastado en distintos sistemas de almacenamiento en seco ubicados en los ATIs autorizados a tal efecto:

- ✓ En los casos de Trillo y Almaraz, la tecnología empleada es la de contenedores metálicos de doble propósito (almacenamiento y transporte).

- ✓ El sistema de almacenamiento empleado en José Cabrera y Ascó consta de tres componentes diferenciados: una cápsula metálica multipropósito, que constituye una barrera hermética de confinamiento, un módulo de almacenamiento híbrido hormigón-acero en el que se aloja la cápsula para su almacenamiento a largo plazo, y un contenedor de transferencia utilizado para las operaciones de carga, descarga y transferencia de la cápsula. El sistema se completa con el contenedor de transporte previsto para el transporte futuro de la cápsula cargada hasta la instalación en la que se realice la siguiente etapa de gestión.

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Artículo 8. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar:

i) Antes de la construcción de una instalación de gestión del combustible gastado, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional.

ii) Antes de la operación de una instalación de gestión del combustible gastado, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesaria para completar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i

8.1. Requisitos legales y reglamentarios

Las medidas para la realización de una evaluación de seguridad antes de la construcción y de la operación de las instalaciones de gestión y almacenamiento de combustible gastado vienen establecidas por el RINR, que requiere la presentación por el titular de un Estudio Preliminar de Seguridad (EPS) con la solicitud de construcción y de un Estudio de Seguridad (ES) con la solicitud de explotación de las instalaciones nucleares. En el caso de la construcción de almacenes temporales individualizados (ATIs) en el emplazamiento de las propias centrales, estos se consideran modificaciones de diseño de las mismas, debiendo llevarse a cabo, igualmente, el correspondiente análisis de seguridad e identificando los cambios sobre el ES de la instalación, requiriéndose una autorización de ejecución y montaje y otra de puesta en marcha de la modificación.

El contenido de cada uno de estos estudios de seguridad, el EPS y el ES, se encuentra detallado igualmente en el RINR, según se indica en el Anexo B de este Informe. Dichos estudios deben incluir, además de la descripción del emplazamiento y la descripción de la instalación, el análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias, así como un estudio analítico radiológico que estime el impacto radiológico potencial sobre la población y el medioambiente.

Asimismo, durante el periodo cubierto por en este séptimo Informe se ha aprobado el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN), que incorpora al derecho español la Directiva 2014/87/Euratom en lo relativo a los requisitos básicos de seguridad nuclear. El artículo 12 de dicho reglamento requiere la evaluación de seguridad de la insta-

lación (emplazamiento, diseño y operación) para determinar que se ha alcanzado un adecuado nivel de seguridad nuclear y que la instalación cumple con el objetivo de seguridad.

Estos requisitos se encuentran desarrollados en la Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad aplicable a instalaciones nucleares, y más en detalle en la Instrucción IS 29 sobre instalaciones de almacenamiento de combustible gastado, que enfatiza los principios de *defensa en profundidad,* la *protección mediante barreras múltiples* y *la seguridad pasiva, y* especifica que el objetivo del análisis de seguridad a realizar por el titular es verificar la capacidad de las barreras y elementos importantes para la seguridad para prevenir los accidentes y mitigar sus consecuencias.

Conforme al artículo 13 del RSNIN, y a las Instrucciones IS antes mencionadas, las centrales nucleares e instalaciones de almacenamiento de combustible gastado están obligadas a realizar una Revisión Periódica de la Seguridad (RPS) al menos una vez cada diez años que es supervisada por el CSN. El objetivo de esta RPS es verificar la seguridad nuclear de la instalación y obtener una valoración global del comportamiento de la misma durante el periodo considerado, mediante el análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica. La RPS debe:

a) Confirmar que la instalación sigue cumpliendo con sus bases de diseño, o establecer las medidas correctoras necesarias si, en algún caso, no se cumplieran.

b) Verificar la disponibilidad y vigencia de las medidas para la prevención de accidentes y la mitigación de sus consecuencias, y la aplicación del principio de defensa en profundidad.

c) Garantizar que la seguridad nuclear permanece en un nivel elevado durante el siguiente periodo.

d) Llevar a cabo las "medidas razonablemente factibles" para cumplir con los objetivos de seguridad del RSNIN y la correspondiente Directiva de Seguridad Nuclear 2014/87/Euratom.

La Guía de Seguridad 1.10 (Rev. 2) *Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares* incluye la experiencia de la realización de las últimas revisiones de seguridad en las centrales españolas y en otros países, la guía de seguridad SSG-25 *"Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants"* del OIEA, las lecciones aprendidas del accidente de la central nuclear de Fukushima ocurrido en marzo de 2011, las directivas de seguridad nuclear de la Unión Europea (Directiva 2009/71/Euratom del Consejo de 25 de junio de 2009 y Directiva 2014/87/Euratom del Consejo de 8 de julio de 2014), los niveles de referencia de WENRA así como los retos asociados con el envejecimiento y obsolescencia de los equipos y la posible operación a largo plazo de las instalaciones más allá de su vida inicialmente prevista.

Adicionalmente, el CSN ha establecido los requisitos para la gestión del envejecimiento durante el periodo de vida de diseño y de operación a largo plazo mediante la Instrucción IS-22, Revisión 1, de 15 de noviembre de 2017.

Por último, el RSNIN establece en su artículo 15 el seguimiento de las condiciones del emplazamiento de las instalaciones mediante programas de vigilancia y seguimiento, durante todo el ciclo de vida de la instalación, de las características del emplazamiento y los sucesos externos que puedan afectar a la seguridad nuclear de la misma, las condiciones del entorno que puedan verse afectadas por el posible impacto de la instalación nuclear y la evaluación del impacto potencial sobre el emplazamiento de las modificaciones en la instalación durante la operación.

8.2. Aplicación al licenciamiento de las instalaciones existentes y previstas

El licenciamiento de las piscinas asociadas al diseño de las centrales nucleares, así como sus almacenes temporales individualizados (ATI), están integrados en el licenciamiento de las propias centrales y sometidos al proceso de las Revisiones Periódicas de la Seguridad.

Durante el periodo cubierto por este Informe Nacional se ha realizado la evaluación de las RPS de la centrales nucleares de Almaraz y Vandellós II, con el alcance indicado anteriormente. Son destacables los siguientes aspectos en relación con las mejoras de la seguridad implantadas en la instalación:

- ✓ Modificaciones relacionadas con la instrumentación de la piscina de combustible gastado.
- ✓ Guías de mitigación de daño extenso, que incluyen una serie de actuaciones operativas para mitigar las consecuencias del accidente para el reactor, piscina de elementos combustibles y contención.
- ✓ Plan de extinción de grandes incendios para controlar y extinguir un incendio a gran escala, que afecten a múltiples áreas.
- ✓ Distribución mejorada del combustible gastado en las piscinas.
- ✓ Caracterización de combustible de cara a su almacenamiento en seco.
- ✓ Optimización de las posiciones ocupadas en piscina por residuos.
- ✓ La experiencia operativa en la gestión de combustible gastado

Las operaciones de sustitución de los bastidores iniciales, re-*racking*, llevadas a cabo en todas las piscinas de las centrales en explotación, se han venido realizando, desde los años 90, como modificaciones del diseño de las plantas, de acuerdo con el artículo 25 del RINR. La solicitud de estas modificaciones se acompañó del correspondiente estudio de seguridad, con el análisis y propuesta de las modificaciones asociadas a dicha operación, según se detalló en Informes Nacionales anteriores. En el periodo considerado en este Informe, se ha evaluado la solicitud de reracking de Vandellós II para extender la capacidad de almacenamiento de esta planta.

Adicionalmente, durante el periodo considerado en este Informe se han licenciado los nuevos ATIs de Almaraz y Garoña. También se ha modificado la licencia del ATI de Trillo para el uso del contenedor ENUN 32P de Equipos Nucleares (ENSA). Este mismo proceso se está siguiendo para el licenciamiento del ATI de Cofrentes, actualmente en curso.

Los contenedores de almacenamiento de combustible gastado requieren, asimismo, de autorización de diseño, según establece el artículo 80 del RINR, previa a su uso en una instalación de almacenamiento. Adicionalmente, cuando el propio contenedor o uno de los componentes del sistema de almacenamiento cumplen funciones de transporte (como es el caso del contenedor de doble propósito de las centrales nucleares de Trillo, Santa María de Garoña, Almaraz y el previsto para Cofrentes, así como el de los contenedores para transporte de la cápsula MPC, de los sistemas de almacenamiento de las centrales de José Cabrera y Ascó, respectivamente), se realiza la aprobación del diseño como modelo de bulto para transporte tipo B(U), de acuerdo con la reglamentación de transporte, previa presentación del correspondiente estudio de seguridad.

En todos los casos, los estudios de seguridad son evaluados por el CSN previamente a la concesión de las autorizaciones por el MITERD, de acuerdo con las funciones atribuidas al CSN por su ley de creación y lo dispuesto en el RINR.

En el apartado 9.1 se encuentran detalles adicionales de las evaluaciones que soportan las autorizaciones de las instalaciones de gestión del combustible gastado.

Artículo 9. Operación de instalaciones

Artículo 9. Operación de las instalaciones

Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i) La licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica en el artículo 8, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;

ii) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 8, se definan y se revisen en los casos necesarios;

iii) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión del combustible gastado se realicen de conformidad con procedimientos establecidos;

iv) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión del combustible gastado;

v) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al órgano regulador los incidentes significativos para la seguridad;

vi) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;

vii) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión del combustible gastado utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes.

9.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional

9.1.1 Introducción

Las piscinas de almacenamiento de combustible gastado de todas las centrales actualmente en operación han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias centrales. Por lo tanto, los requisitos de diseño y límites y condiciones de explotación recogidos en las evaluaciones de seguridad y en las evaluaciones ambientales forman parte de las autorizaciones de explotación concedidas a los titulares, una vez finalizado el programa de puesta en servicio (programa de pruebas pre-nucleares y pruebas nucleares) que demuestra que la instalación, así construida, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad.

Además de las piscinas, y como se viene indicando a lo largo de los artículos anteriores, existen cinco almacenes temporales individualizados autorizados para el almacenamiento en seco de

combustible gastado (Trillo, José Cabrera, Ascó, Almaraz y Santa María de Garoña, este último sin combustible) y otros más en Cofrentes en fase de licenciamiento. En todos los casos, las autorizaciones se han basado en la realización de una serie de evaluaciones de seguridad. En los que están en funcionamiento, se llevó a cabo un programa de pruebas pre-operacionales antes de la concesión de su autorización de puesta en marcha.

Por otra parte, dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operativa propia y ajena, que puede provocar la realización de acciones de mejora tanto en los aspectos de diseño como de procedimientos operativos. Algunos de los informes analizados son los generados por INPO/WANO, US-NRC y suministradores.

La operación del combustible gastado en las centrales nucleares se realiza de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y con el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado (PGRRCG), ambos documentos preceptivos.

En las ETF se establecen las Condiciones Límites de Operación, la aplicabilidad, las acciones necesarias y los requisitos de vigilancia necesarios para cumplir con las condiciones límites. Asimismo, contienen los valores límites de las variables que afectan 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 o pruebas periódicas de diversos sistemas y componentes y su control operativo. Para desarrollar y detallar los requisitos de vigilancia de las ETF se elaboran procedimientos de vigilancia que se realizan por los diferentes departamentos involucrados en la operación de la central.

El PGRRCG de una instalación tiene por objetivo recoger los criterios y métodos que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que se generan en las instalaciones sea segura y optimizada, considerando los avances de la normativa y de la tecnología, y teniendo en cuenta:

- ✓ El origen de los residuos radiactivos y el historial del combustible gastado.
- ✓ La situación existente en la instalación, en cuanto a generación, gestión y, en su caso, transferencia de los residuos radiactivos y del combustible gastado a otras etapas de gestión posterior.
- ✓ Las interdependencias entre las diferentes etapas de la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado.
- ✓ El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las posibles mejoras en los mismos.
- ✓ La justificación de la idoneidad de la gestión que se realice o la conveniencia de implantar mejoras.
- ✓ La planificación de la implantación de las mejoras identificadas. El PGRRCG es el documento de referencia para la gestión de los residuos y del combustible gastado generados en las instalaciones nucleares, tanto durante su explotación como en la fase de desmantelamiento y clausura.

En particular, el titular de la instalación deberá mantener actualizado el inventario de residuos y de combustible gastado, minimizar la generación, reciclar y valorizar los residuos generados en la medida en que esto sea técnica y económicamente posible y acondicionar para su entrega al gestor autorizado los residuos finales, es decir, aquellos que no son susceptibles de otro tratamiento en las condiciones técnicas o económicas del momento, ni de la recuperación de partes valorizables.

El PGRRCG de cada instalación deberá considerar el conjunto de los riesgos, tanto radiológicos como de otro tipo, asociados a los residuos radiactivos y al combustible gastado para de-

finir soluciones globales y deberá tener en cuenta el funcionamiento de los sistemas de tratamiento de los residuos radiactivos líquidos y gaseosos.

9.1.2 Renovación de la licencia de las centrales nucleares Almaraz y Vandellós II. Revisión Periódica de Seguridad (RPS) de las piscinas.

Tanto el Reglamento sobre seguridad nuclear en instalaciones nucleares (RSNIN) como la Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, requieren realizar una RPS como máximo cada diez años con el objetivo de hacer una valoración global del comportamiento de la instalación mediante un análisis sistemático de todos los aspectos de seguridad nuclear y protección radiológica.

En mayo de 2017 el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) emitió la revisión 2 de la Guía de Seguridad 1.10, la cual establece los objetivos, alcance, contenido, plazos de presentación y forma de documentar las Revisiones Periódicas de la Seguridad de las centrales nucleares en operación, en cumplimiento de la Instrucción IS-26. Esta nueva revisión incorpora las recomendaciones y directrices proporcionadas por el documento *"Atomic Energy Agency's (IAEA) Safety Standards Series, Specific Safety Guide N.º SSG-25, Periodic Safety Review for Nuclear Power Plants (SSG-25)"*, emitida por el OIEA en marzo de 2013.

Durante el periodo cubierto por el presente Informe, se han presentado, adecuándose a los requisitos establecidos en el RSNIN, en la IS-26 y en la Guía, las RPS de las centrales nucleares de Almaraz y Vandellós II, cuyo proceso se desarrolla a continuación.

La Orden ITC/1588/2010, de 7 de junio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación a la Central Nuclear Almaraz, unidades I y II, modificada por la Orden ETU/531/2017, y la Orden ITC/2149/2010, de 21 de julio, por la que se concede renovación de la autorización de explotación a la Central Nuclear Vandellós II, modificada por la Orden ETU/530/2017, establecen la documentación de acompañamiento y los plazos aplicables para la obtención de unas nuevas autorizaciones de explotación al vencimiento de las vigentes.

Conforme a lo anterior, para poder solicitar una nueva autorización de explotación, los titulares tuvieron que presentar los documentos siguientes:

(a) Plan Integrado de Evaluación y Gestión del Envejecimiento;

(b) Propuesta de suplemento del Estudio de Seguridad en el que se incluyan los estudios y análisis que justifiquen la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de la central en el periodo de operación a largo plazo;

(c) Propuesta de revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento incluyendo los cambios necesarios para mantener las condiciones seguras de operación durante la operación a largo plazo;

(d) Estudio del impacto radiológico asociado a la operación a largo plazo, y

(e) Propuesta de revisión del Plan de gestión de residuos radiactivos, correspondiente a la operación a largo plazo.

Adicionalmente, antes del 31 de marzo de 2019 los titulares tuvieron que presentaron la siguiente documentación complementaria:

(i) las últimas revisiones de los documentos a que se refiere la condición 3 del anexo a la Orden (documentos oficiales de explotación);

(ii) una Revisión Periódica de la Seguridad de la central, cuyo contenido se atenga a lo establecido en la Guía de Seguridad 1.10 del Consejo de Seguridad Nuclear «Revisiones periódicas de seguridad de las centrales nucleares»;

(iii) una revisión del Estudio Probabilista de Seguridad;

(iv) un Análisis del envejecimiento experimentado par las componentes, sistemas y estructuras de seguridad de la central;

(v) un Análisis de la experiencia acumulada de explotación durante el periodo de vigencia de la autorización que se quiere renovar, y

(vi) una actualización de los documentos (a) a (e) indicados en el párrafo anterior.»

De acuerdo con lo anterior, la Central Nuclear Almaraz y la Central Nuclear Vandellós II desarrollaron sus respectivas Revisiones Periódicas de Seguridad (RPS), que presentaron en marzo de 2019. Dado que las anteriores RPS abarcaron hasta el 31 de diciembre de 2008, el periodo de análisis de las RPS de Almaraz y Vandellós II ha sido el comprendido entre el 1 de enero de 2009 y el 30 de junio de 2018.

Los objetivos de las RPS han consistido, a través de una revisión exhaustiva de la seguridad, en:

1. Comprobar la idoneidad y efectividad de los programas y de las Estructuras, Sistemas y Componentes (ESC) de la central para mantener la operación segura hasta la siguiente RPS o, en su caso, hasta el final de la operación comercial si éste se produjera antes de la próxima RPS.
2. Verificar el grado de cumplimiento de la normativa nacional e internacional aplicable más reciente y las buenas prácticas en temas de seguridad.
3. Identificar las acciones necesarias para resolver cualquier desviación respecto al cumplimiento de la base de licencia que se encuentre como resultado de la revisión.
4. Elaborar un plan de acción a partir de los resultados (debilidades/fortalezas), para mantener o aumentar la seguridad de la central, asegurando que ésta permanece en un nivel elevado hasta la siguiente RPS o, en su caso, hasta el final de la operación comercial si éste se produjera antes de la próxima RPS.
5. Identificar las mejoras necesarias en la documentación oficial de explotación, incluidas las bases de licencia, hasta la siguiente RPS o, en su caso, hasta el final de la operación comercial si éste se produjera antes de la próxima RPS.

Estos objetivos se han alcanzado a través de la revisión de 15 Factores de Seguridad, cuyos resultados han sido posteriormente analizados en la RPS para identificar mejoras que mantengan y/o aumenten los niveles de seguridad de la planta hasta la siguiente RPS.

El término "Factor de Seguridad" se usa para describir un área importante para la seguridad de la planta. Por consiguiente, la revisión de los Factores de Seguridad ha consistido en un análisis completo de todos aquellos aspectos de seguridad importantes para la operación segura.

Los Factores de Seguridad analizados cubren: el diseño de la central; los análisis de seguridad; la operación y la experiencia operativa de la planta; la organización y los factores humanos; y la protección del medioambiente, los trabajadores y el público. Los 15 Factores de Seguridad que han sido analizados son:

✓ Relacionados con la central:

1. Diseño de la planta
2. Condiciones actuales de las ESC importantes para la seguridad

3. Cualificación ambiental y sísmica de los equipos

4. Envejecimiento

✓ Relacionados con el análisis de seguridad:

5. Análisis determinista de la seguridad

6. Análisis probabilista de la seguridad

7. Análisis de riesgos ("hazard analysis")

✓ Relacionados con el funcionamiento y la experiencia operativa:

8. Experiencia operativa interna (safety performance)

9. Experiencia operativa externa.

✓ Relacionado con la organización y los factores humanos:

10. Organización, sistema de gestión y cultura de seguridad

11. Procedimientos

12. Factores humanos

13. Planes de emergencia

✓ Relacionados con el impacto al medio ambiente:

14. Vigilancia radiológica ambiental

✓ Relacionados con la protección radiológica de los trabajadores y del público

15. Protección Radiológica de los trabajadores y del público.

El alcance de cada Factor de Seguridad está fijado por los objetivos que establece la GS-1.10 Rev.2.

En el caso de la Central Nuclear Almaraz, no todas las actividades dentro del alcance de un Factor de Seguridad son responsabilidad de una única Unidad Organizativa. Por ello, y para facilitar la definición del alcance de los análisis a realizar y homogeneizar el alcance de los Factores de Seguridad con la práctica operativa de la central, los Factores de Seguridad se han divido en uno o varios Subfactores cuya responsabilidad ha recaído únicamente en una Unidad Organizativa.

En particular, el Factor de Seguridad 1, "Diseño de la planta" está dividido a su vez en seis subfactores siendo el subfactor 1.6 el correspondiente al "Almacenamiento de Combustible Gastado". El análisis de este subfactor ha recogido los siguientes procesos y programas:

✓ Estrategia de Almacenamiento de Combustible Gastado.

✓ Almacén Temporal Individualizado.

✓ Planes de Inspección y Estado del Combustible Gastado.

✓ Estado de las Instalaciones de Combustible Gastado.

Dentro de los Resultados en el Periodo de Análisis, se ha incluido un resumen del estado de las instalaciones de combustible gastado, incluyendo las modificaciones de diseño significativas para la gestión del combustible gastado y residuos especiales. Se han recogido y analizado los resultados de actividades asociadas a otros procesos que revisan el estado de los ESC de la planta (Regla de Mantenimiento, Gestión de Vida, Inspección en Servicio, Fiabilidad de Equipos, etc.). Asimismo, se ha incluido una evaluación de las actividades de control y vigilancia química y radioquímica del agua de la piscina, indicando si han existido incidencias reseñables. Igualmente,

se ha realizado un análisis de los sistemas relacionados las estructuras de la piscina de combustible gastado y su refrigeración, así como de los sistemas de manejo de combustible.

En el caso de la Central Nuclear Vandellós II, para cada uno de los Factores de Seguridad se han establecido una serie de procesos, programas y/o apartados aplicables al mismo, de tal manera que con el desarrollo de los mismos se dé respuesta al objetivo determinado en la guía CSN GS-01.10 para dicho Factor de Seguridad.

Dentro del Factor de Seguridad 1, "Diseño de la planta", se encuadra el subapartado "Estrategia de Almacenamiento de Combustible Gastado". Dentro de los resultados en el periodo de análisis se ha incluido un análisis del estado y evolución del almacenamiento de combustible gastado, incluyendo las características del combustible gastado y residuos especiales. Se han descrito las actuaciones realizadas durante el periodo en relación a la gestión del combustible gastado, así como los programas de inspección y caracterización previstos y las previsiones para evitar la saturación de la piscina durante los próximos ciclos. En esta línea se ha identificado como propuesta de mejora el proyecto de construcción de un Almacén Temporal Individualizado (ATI). Dicho ATI sería necesario antes del comienzo del ciclo 28, considerando que previamente se haya completado con éxito la modificación del *re-racking* para ampliar la capacidad de almacenamiento de la piscina.

9.1.3. *Re-racking* de la piscina de Vandellós II

La piscina de combustible gastado de la Central Nuclear Vandellós II dispone en la actualidad de capacidad para albergar 1594 elementos combustibles. Considerando el programa operativo de ciclos previsto, es necesario aumentar dicha capacidad a corto plazo, para lo cual se inició en el año 2018 el proyecto de aumento de capacidad de almacenamiento mediante la sustitución de parte de los actuales bastidores de piscina (6 bastidores de boraflex) por otros bastidores de acero borado de mayor capacidad. Mediante esta modificación, se conseguirá ampliar la capacidad de piscina en 208 posiciones, pasando de las actuales 1594 a un total de 1802.

De acuerdo con la Instrucción de Seguridad IS-21, del CSN, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares, en marzo de 2019 se remitió al CSN y a la Dirección General de Política Energética y Minas (DGPEM) del MITERD la solicitud de autorización de la modificación indicada, adjuntando la documentación necesaria, que incluye las correspondientes propuestas de cambio de los documentos oficiales de explotación afectados.

Una vez se haya obtenido dicha autorización, se procederá a implantar la modificación según el programa previsto, que prevé finalmente finalizar la modificación y por tanto disponer de la mayor capacidad de almacenamiento prevista antes de la recepción del combustible fresco prevista para la recarga de mayo de 2021.

9.1.4. Relicenciamiento de ATIs de las centrales nucleares Trillo y Santa María de Garoña

El Almacén Temporal Individualizado de la Central Nuclear Trillo se proyectó inicialmente para una capacidad de acogida de 80 contenedores del tipo ENSA-DPT, cargados cada uno con 21 elementos combustibles gastados de SIEMENS/KWU tipo I, y para esta capacidad se efectuaron todos los cálculos de proyecto incluidos los cálculos radiológicos y los de evacuación de calor del ATI.

Posteriormente, el ATI fue validado para acoger un total 32 contenedores ENSA-DPT cargados cada uno con 21 elementos combustibles gastados de SIEMENS/KWU tipo I, tipo II y tipo III.

Al objeto de poder almacenar en el ATI un número mayor de contenedores hasta completar la capacidad de 80 contenedores para la que fue inicialmente diseñado el ATI, se ha procedido a relicenciar el ATI para admitir, adicionalmente a los 32 contenedores ENSA-DPT indicados en el párrafo anterior, un número variable de nuevos contenedores ENSA UNIVERSAL (ENUN 32P) hasta totalizar 80 contenedores, modificándose con ello las condiciones de explotación de la Central Nuclear Trillo y siendo necesario, de acuerdo con lo requerido en la Instrucción IS-21, del CSN, solicitar una autorización de la modificación al MITERD por suponer en principio una desviación respecto a *"las condiciones, normas y criterios recogidos en las autorizaciones, los documentos oficiales de explotación y en las instrucciones específicas del Consejo de Seguridad Nuclear"* (apartado 3.1.1 de la IS-21).

La IS-21, en su apartado 6.1.1 establece la documentación que debe acompañar a la solicitud a remitir al MITERD para las modificaciones que requieren autorización, como es el caso del uso de nuevos contenedores ENUN 32P para carga de elementos combustibles gastados y almacenamiento en el ATI, según lo indicado anteriormente.

Concretamente, y de acuerdo al apartado 6.1.1 de la IS-21, la solicitud remitida al MITERD, con fecha noviembre de 2017, ha ido acompañada de la siguiente documentación:

- ✓ Descripción técnica de la misma, identificando las causas que la han motivado.
- ✓ Análisis de seguridad realizado, que debe incluir la normativa aplicable.
- ✓ Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación, incluyendo el texto propuesto para el estudio de seguridad y las especificaciones técnicas de funcionamiento, cuando sea aplicable.
- ✓ Identificación de las pruebas previas a la puesta en servicio, cuando sea aplicable.
- ✓ Plan de calidad específico, cuando por el alcance o complejidad de la misma se haya realizado.

El aumento de capacidad del ATI fue autorizado mediante Resolución de la DGPEM, de fecha 30 de noviembre de 2018, previo informe del CSN.

En relación con el ATI de la Central Nuclear Santa María de Garoña, su titular presentó por primera vez la solicitud de puesta en servicio de este ATI en abril de 2016. Tras la evaluación del CSN, se envió una nueva revisión de la solicitud en junio de 2017, en la que se incorporan sus comentarios, centrados principalmente en el cálculo del impacto radiológico, en los aspectos de factores humanos y en la protección contra grandes incendios en el área. Tras ello se produjeron nuevos comentarios del CSN, relacionados con la redacción del Estudio de Seguridad y de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento aplicables al ATI, a los contenedores y a su contenido. Finalmente, el MITERD emitió la autorización para la puesta en servicio del ATI con fecha 7 de agosto de 2018, previo informe del CSN.

El ATI queda dentro del área bajo control del explotador, habiéndose modificado el trazado del vallado perimetral para contenerlo.

Se dispone de cinco contenedores fabricados tipo ENUN 52B, así como de los equipos para la carga de los mismos, que almacenarán combustible gastado de modelos GE-6 y GE-7 y que serán depositados en el ATI a finales de 2020 o principios de 2021.

En todo caso, en paralelo con la solicitud de desmantelamiento de la central, se está desarrollando la Modificación de Diseño que permita al ATI albergar el resto de contenedores necesarios para la descarga de todos los elementos de combustible, almacenados actualmente en la piscina de combustible gastado.

9.1.5. Licenciamiento del ATI de la Central Nuclear Cofrentes

El ATI consistirá en una instalación a la intemperie localizada al norte del emplazamiento de la central en el área bajo control del titular, cuyos componentes principales serán dos losas sísmicas con capacidad para albergar, en cada una de ellas, hasta doce contenedores en posición vertical.

Para poder comenzar la construcción del ATI fue necesario disponer de la autorización de ejecución y montaje por parte del MITERD, tras la apreciación favorable por parte del CSN de la correspondiente solicitud, y de una Declaración favorable del Estudio de Impacto Ambiental:

- ✓ La Dirección General de Biodiversidad y Calidad Ambiental del MITERD emitió la Resolución de 12 de junio de 2019, por la que se formula Declaración de Impacto Ambiental del proyecto de Almacenamiento Temporal Individualizado (ATI) de la Central Nuclear de Cofrentes.
- ✓ Por su parte, la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD emitió, con fecha 18 de junio de 2019, la autorización de ejecución y montaje de la modificación para la implantación del ATI en la Central Nuclear.

Su puesta en marcha requerirá de autorización de puesta en marcha, pendiente, a fecha de cierre del informe, de informe del CSN.

9.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

En las centrales nucleares se dispone de procedimientos que regulan la realización de las diversas actividades relacionadas con la operación, el mantenimiento, la vigilancia radiológica e inspecciones de las estructuras, sistemas y equipos que forman parte de los almacenes de combustible gastado.

Las instalaciones cuentan con inventarios detallados de los elementos combustibles dispuestos en la piscina de combustible gastado con la siguiente información sobre cada uno de los elementos almacenados:

- ✓ Identificación y características técnicas (fabricante, modelo y tipo).
- ✓ Historia del quemado y valor de quemado alcanzado.
- ✓ Balance isotópico del elemento.
- ✓ Posición de almacenamiento.
- ✓ Estado físico del elemento, existencia de fallos de varillas e inspecciones realizadas sobre el mismo.
- ✓ Varillas defectuosas extraídas de elementos combustibles.

Esta información se actualiza al finalizar cada ciclo de operación y se atiende a lo requerido en las ETF pertinentes y al Informe Anual del PGRRCG.

Dentro del informe mensual de explotación que se envía con esa periodicidad al CSN, se informa sobre el estado de almacenamiento de las piscinas y contenedores de combustible gastado y sus posibles variaciones respecto al anterior informe, indicándose la relación de elementos existentes, el quemado acumulado y la fecha de descarga del reactor.

Además, los sistemas de almacenamiento de combustible gastado están sujetos a vigilancia de forma que se garantiza que:

- ✓ el combustible gastado almacenado de forma temporal, en húmedo o en seco, se mantiene en cualquier momento en condiciones de sub-criticidad según las ETF,
- ✓ dichos sistemas de almacenamiento poseen una adecuada tasa de extracción del calor residual, que la exposición a la radiación y a las sustancias radiactivas durante las operaciones de manejo de combustible gastado y durante la fase de almacenamiento temporal del mismo (en piscina o en contenedores) se mantiene tan baja como razonablemente sea posible (ALARA) y siempre por debajo de los límites reglamentarios (MPR);
- ✓ los sistemas de vigilancia de la radiación cumplen su función base de diseño.

Los ATIs para el almacenamiento en seco de elementos de combustible gastado procedente de las piscinas de combustible gastado están diseñados para albergar elementos combustibles una vez que han sufrido un periodo de decaimiento y enfriamiento en las piscinas. Para su correcto funcionamiento, en las plantas afectadas se han desarrollado diversos procedimientos de operación, vigilancia, mantenimiento y pruebas, entre los que destacan el procedimiento de carga y manejo de contenedores, el de sellado de los contenedores, los de transferencia y descarga, así como aquellos que abordan sucesos anormales, fallos y/o malfunciones de los equipos o sistemas de manejo y del sistema de almacenamiento.

9.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Las centrales nucleares disponen de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar el cumplimiento y la verificación de los criterios de seguridad en las áreas de almacenamiento de combustible gastado, dentro del alcance descrito en el Reglamento de Funcionamiento de las mismas.

Dentro de los contratos establecidos con los suministradores y/o fabricantes de combustible nuclear se contempla el apoyo técnico en relación con los elementos combustibles suministrados, en los que se incluye la transmisión de las características y diseño de los elementos, sus límites de operación para la garantía del combustible y los planos y datos que la central nuclear precise como consecuencia, a su vez, de los contratos que se establezcan entre la central y las empresas competentes en servicios de combustible irradiado (Enresa, transporte de combustible irradiado, almacenamiento, etc.).

9.4. Notificación de incidentes

Dentro de las ETF de las centrales nucleares se establecen las condiciones en que se han de realizar informes especiales cuando se puedan producir incidentes significativos para la seguridad de las instalaciones de almacenamiento de combustible gastado.

Los sucesos notificables se notifican al CSN y a las autoridades gubernamentales competentes utilizando los formatos de la IS-10, del CSN, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares, revisión 1. Los Informes Especiales se enviarán al CSN, según establecen las ETF.

Por otra parte, el CSN tiene encomendada la inspección y control del funcionamiento de las centrales nucleares, estando facultado para la realización de inspecciones en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

9.5. Programas de recopilación de experiencia operativa

Desde 2008 y tras diversos incidentes/sucesos ocurridos en las centrales nucleares españolas en los años 2007 y 2008, los titulares de las mismas adoptaron el compromiso de realizar un análisis global de la situación en cada planta con el fin de identificar posibles mejoras y reforzar la dedicación de recursos en las áreas necesarias, incluyendo análisis de experiencia operativa.

Asimismo, como se ha indicado en el artículo 9.1 del presente Informe sobre la licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado, las centrales nucleares llevan a cabo análisis procedimentados de la experiencia operativa propia y ajena, que en algunos casos llevan a realizar acciones de mejora que pueden afectar al diseño o a procedimientos operativos. La documentación bajo análisis incluye, pero no se limita, a:

- ✓ Experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, esto es:
  - ⇨ Para las centrales nucleares de diseño originario de EE.UU., los informes de sucesos significativos: *INPO Event Report (IER)* emitidos por INPO, (Institute for Nuclear Power Operations) o los informes equivalentes emitidos por WANO (World Association of Nuclear Operators).
  - ⇨ Para las centrales nucleares de diseño alemán, las notificaciones de experiencia operativa (*Weiterleitungsnachricht*) emitidas por la Sociedad para la Seguridad Nuclear (GRS).
- ✓ Recomendaciones escritas de los suministradores, entendiendo por tales los boletines técnicos de suministradores (SAL, SR, RICS-IL, *Technical Bulletin,* etc.), así como las comunicaciones de deficiencias en equipos de seguridad: todas las notificaciones relativas al 10 CFR 21 de la US NRC para las centrales de diseño americano, así como los informes de servicio y los de experiencia de KWU para las centrales de origen alemán.

Finalmente, los titulares de las centrales nucleares llevan a cabo la evaluación continua de la seguridad nuclear de la instalación mediante la emisión de los informes periódicos que se deben remitir al CSN en cumplimiento con las condiciones de la autorización de explotación. Estos informes periódicos se refieren a muy variadas disciplinas e incluyen la experiencia operativa propia y ajena, que el CSN supervisa periódicamente mediante la inspección y control de dicha actuación con carácter bienal.

9.6. Clausura

Según lo establecido en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por el Real Decreto 1836/1999, los titulares han de preparar y actualizar, cuando es necesario, los planes de clausura de una instalación radiactiva o de una instalación nuclear en lo que respecta a la gestión de residuos radiactivos, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación. Estos planes son examinados por el Organismo regulador.

Artículo 10. Gestión final del combustible gastado

Artículo 10. Disposición final de combustible gastado

Si, de conformidad con su marco legislativo y regulatorio, una Parte Contratante decide la disposición del combustible en una instalación para su disposición final, esta disposición final de dicho combustible gastado se realizará de acuerdo con las obligaciones del capítulo 3 relativas a la disposición final de residuos radiactivos.

Existe un amplio consenso en el ámbito internacional sobre la opción de disposición del combustible gastado y los residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas. En España se lleva trabajado desde el año 1985 en el estudio de diferentes opciones de almacenamiento definitivo en profundidad, siguiendo cuatro líneas básicas de acción:

- ✓ Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que se desarrolló entre 1986 y 1996. En este Plan se concluyó que existen en el subsuelo de la geografía española abundantes formaciones graníticas, arcillosas y, en menor medida, salinas, susceptibles de albergar una instalación de almacenamiento definitivo, verificándose la existencia de una amplia distribución geográfica de localizaciones que, en principio, podrían resultar válidas. Como resultado de estos trabajos se dispone de un Inventario de Formaciones Favorables para albergar el almacén geológico profundo (AGP).
- ✓ Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento definitiva en cada una de las litologías indicadas, buscando la máxima convergencia entre ellas.
- ✓ Desarrollo de los ejercicios de evaluación de la seguridad de dichos diseños conceptuales, en los que se ha integrado el conocimiento alcanzado en los trabajos y proyectos realizados a partir de los sucesivos planes de I+D de Enresa, y en los que se pone de manifiesto que los almacenes geológicos permiten cumplir con los criterios de seguridad y calidad aplicables a este tipo de instalaciones.
- ✓ Igualmente se procedió al diseño genérico, y a la evaluación asociada de seguridad de sendos diseños básicos y conceptuales de la mencionada instalación, adaptados a un medio hospedante tipo granito y tipo arcilla.

El conocimiento adquirido en estas experiencias se mantiene activamente en Enresa a través de un grupo multidisciplinar de revisión y actualización de toda esta documentación. Se considera que estos avances constituirán una base sólida para el lanzamiento de las próximas etapas para la selección del emplazamiento y la implantación del AGP.

En este espíritu, Enresa ha dado cumplimiento a la solicitud que se formuló en el Sexto PGRR de elaborar, a partir de estos resultados, y como parte del proceso de información a las autoridades, los siguientes informes al MITERD para su consideración:

- ✓ Opciones de gestión de los combustibles irradiados y residuos de alta actividad.
- ✓ Viabilidad de las nuevas tecnologías: separación y transmutación.
- ✓ Proyectos básicos genéricos:
  - ⇨ Almacenamiento en formaciones graníticas.
  - ⇨ Almacenamiento en formaciones arcillosas.

- ✓ Experiencias de toma de decisiones sobre gestión de combustible gastado y residuos de alta actividad en algunos países de la OCDE.

Por otra parte, en otras secciones de este Informe se ha indicado cómo España solicitó al Organismo Internacional de la Energía Atómica la celebración de una misión combinada IRRS-ARTEMIS de revisión inter-pares, de acuerdo también al requisito incluido en el artículo 15 del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos. Dicha misión se llevó a cabo entre el 15 y el 26 de octubre de 2018 y supuso un ejercicio de revisión en profundidad del ámbito regulatorio y del marco nacional de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado en nuestro país. Las conclusiones de la misión, emitidas en octubre de 2018, señalaron la necesidad de retomar los proyectos de AGP, dirigiendo recomendaciones en tres direcciones:

- ✓ El Gobierno debería complementar el actual marco jurídico de regulación mediante el desarrollo de normativa y de un plan para la consecución del AGP, clarificando las funciones y responsabilidades de las partes.
- ✓ El CSN y otras autoridades competentes deberían desarrollar, en colaboración con Enresa y otras partes interesadas pertinentes, un plan de compromiso legal, expedición de licencias y puntos de espera reguladores
- ✓ Enresa debería actuar de manera activa en la fundamentación técnica del programa del AGP, especialmente en el proceso de selección del emplazamiento, así como definir los hitos principales en base a una propuesta de plazos.

El Plan de Acción desarrollado a partir de los resultados de la misión ARTEMIS, identifica las principales actuaciones, hitos y responsables necesarios para dar respuesta a las recomendaciones efectuadas por el equipo de expertos. El Plan, que está siendo actualizado en coherencia con el borrador de Séptimo PGRR, incluye la elaboración de una hoja de ruta prevista, de propuestas normativas y de actuación y del programa técnico para el AGP:

- ✓ Fase 1: Iniciación (2020-2025)
- ✓ Fase 2: Emplazamiento (2025-2055)
  - ⇨ 2.1 Identificación y evaluación de emplazamientos candidatos y selección (2025-2035)
  - ⇨ 2.2 Caracterización del emplazamiento
  - ⇨ 2.2.1 Solicitud de autorización previa (2035–2050)
  - ⇨ 2.2.2 Solitud de autorización de construcción (2050-2055)
- ✓ Fase 3: Almacenamiento (2055-2093)
  - ⇨ 3.1 Construcción (2055-2073)
  - ⇨ 3.2 Explotación (2073-2088)
  - ⇨ 3.3 Desmantelamiento y cierre (2088-2093)
- ✓ Fase 4: Post-cierre (control y vigilancia radiológica).

En paralelo, para su cumplimiento se considera de gran importancia la investigación y el desarrollo tecnológico. Para ello, se han implantado planes de I+D plurianuales en apoyo a la gestión de residuos. En el caso de la gestión de CG/RAA, los planes de I+D de Enresa han ido evolucionando adaptándose a dicho programa de gestión. Estos planes han permitido adquirir conocimientos técnicos y formar unos equipos de trabajo nacionales en el desarrollo de la opción del almacenamiento temporal y definitivo, participando en proyectos de investigación internacionales y en proyectos de demostración en laboratorios extranjeros.

Sección H.

Seguridad de la gestión de residuos radiactivos

Sección H. Seguridad de la gestión de residuos radiactivos

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad

Artículo 11. Requisitos generales de seguridad

Cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que en todas las etapas de la gestión de residuos radiactivos se proteja adecuadamente a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos y otros riesgos. Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para:

i) Asegurar que se preste la debida atención a la criticidad y a la remoción del calor residual producido durante la gestión de residuos radiactivos;

ii) Asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible;

iii) Tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de residuos radiactivos;

iv) Prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente aplicando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados;

v) Tener en cuenta los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos;

vi) Esforzarse en evitar acciones cuyas repercusiones razonablemente previsibles en las generaciones futuras sean mayores que las permitidas para la generación presente;

vii) Procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras.

11.1. Medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor

La normativa que rige la gestión de residuos en España incluye distintas medidas para asegurar el mantenimiento de las condiciones subcríticas y la remoción de calor. La Instrucción IS-26, del CSN, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares, establece que el titular de la instalación nuclear deberá analizar si le son aplicables, al menos, una serie de funciones de seguridad fundamentales: control de reactividad, extracción del calor residual y confinamiento y blindaje del material radiactivo. Más específicamente para instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado (CG) y residuos radiactivos de alta actividad (RAA), la Instrucción IS-29, del CSN, enumera asimismo las funciones de seguridad que deberán incorporar dichas instalaciones durante su ciclo de vida, tanto en operación normal como en condiciones anormales o de accidente. Estas son las siguientes: control de la subcriticidad, confinamiento, extracción del calor residual, protección contra la radiación mediante el empleo de materiales y espesores de blindaje adecuados y capacidad de recuperación.

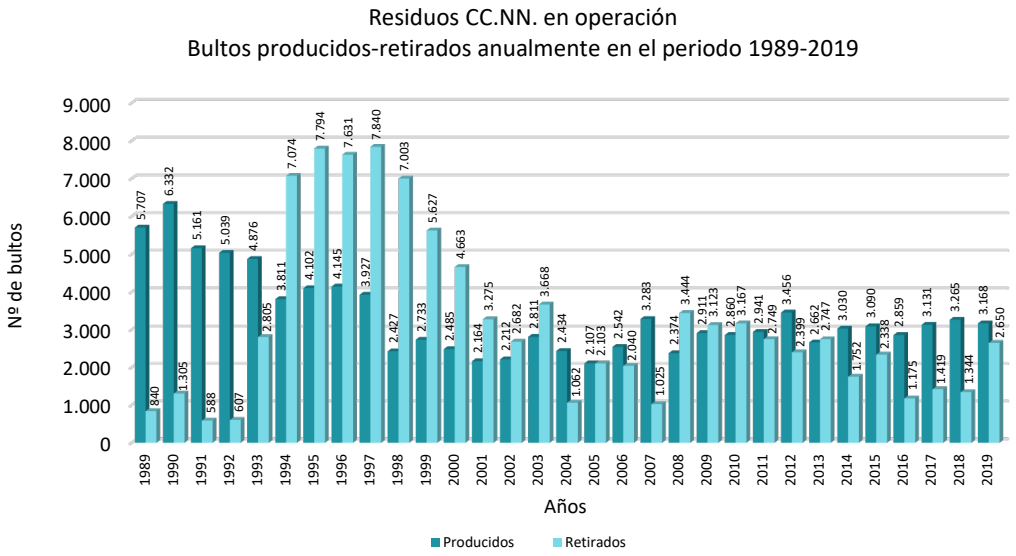
En el Centro de almacenamiento definitivo de residuos de media y baja actividad (RBMA) de El Cabril (C.A. El Cabril) se han previsto también limitaciones en el contenido de materiales fisionables, como parte de los criterios de aceptación que deben cumplir los bultos de residuos para su almacenamiento definitivo.

11.2. Medidas adoptadas para asegurar que la generación de residuos radiactivos se mantenga al nivel más bajo posible

El principio de minimización de la producción de residuos está establecido en la legislación española, en el artículo 38 de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear (LEN) que requiere a los productores adoptar las medidas apropiadas de manera que la producción de residuos, en cantidad y actividad, sea la menor posible, conforme a la práctica científica existente en cada momento. La minimización de residuos también es, de acuerdo con la Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, uno de los principios que deben regir su gestión, y como tal está reproducido este principio general en el artículo 3 del Real Decreto 102/2014, que completa la trasposición de la Directiva.

El CSN ha impulsado la puesta en práctica de este principio, requiriendo de Enresa la utilización óptima de sus capacidades de almacenamiento definitivo en el C.A. El Cabril. Entre otras medidas, Enresa ha trabajado con las centrales nucleares para determinar y poner en marcha proyectos de reducción de volumen en estas instalaciones. Se ha conseguido rebajar las cifras de producción anual desde los 1.430 m^3 registrados en el año 1990 a los aproximadamente 800 m^3 que se generan en la actualidad en el conjunto de centrales nucleares en operación. Estas cifras están muy próximas a los niveles mínimos técnicamente esperables, por lo que no se esperan reducciones sensibles en el futuro.

Tabla 9: Bultos producidos en CCNN en operación retirados anualmente en el periodo 1989-2019



Otro tanto viene ocurriendo en el conjunto de instalaciones radiactivas en donde, igualmente, se han efectuado esfuerzos conjuntos entre Enresa y sus propietarios para disminuir las cantidades de residuos radiactivos generados. Durante el periodo 1992 a 2003, el volumen anual de residuos retirados se redujo a la mitad, de unos 140 m^3 a aproximadamente 70 m^3. A partir de mediados del año 2003 y debido a la publicación de la Orden ECO/1449 del Ministerio de Economía[15], se ha producido una sensible reducción en la generación de residuos en esta categoría de productores. Los valores actuales de generación están en el orden de los 15 m^3 anuales.

Asimismo, los titulares de instalaciones nucleares desarrollan proyectos de desclasificación que implementan lo requerido en la Instrucción IS-31, del CSN, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares.

En el caso de las centrales en operación, el Foro de la Industria Nuclear y el CSN han desarrollado una metodología que se aplica a la desclasificación de cuatro corrientes de materiales: chatarras metálicas, resinas, carbón activado y madera. Enresa aplica la misma metodología en sus proyectos de desmantelamiento en curso, siendo las cantidades de materiales desclasificados generados a 31/12/2019 17.742 toneladas (El 86% tierras y el 14% resto de corrientes, fundamentalmente escombros y chatarras) en el proyecto de José Cabrera.

[15] *Orden Ministerial ECO/1449/2003 (BOE nº 134 de 05/06/2003) establece los valores de exención incondicional para instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría.*

11.3. Medidas adoptadas para tener en cuenta las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos

En el artículo 4.7 de este Informe se hace referencia a la toma en consideración de las interdependencias entre las distintas etapas de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible gastado como un elemento capital en el marco legal y regulador español, y se hace referencia a la consideración de este principio en la legislación española.

La toma en consideración de interdependencias condiciona el proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares. Para las centrales nucleares, se requiere al titular la elaboración y aplicación del denominado Programa de Control de Procesos (PCP) en la operación de los sistemas de tratamiento y acondicionamiento de los residuos para generación de bultos compatibles con las vías de gestión existentes para su disposición final.

En lo referente a las instalaciones radiactivas de 2ª y 3ª categoría con fines médicos, industriales o de investigación, la Orden Ministerial ECO/1449/2003 especifica los diferentes aspectos que deben ser tenidos en cuenta en la gestión de los residuos radiactivos procedentes de estas instalaciones.

El CSN ha requerido a Enresa la elaboración de una metodología de aceptación de los residuos en el C.A. El Cabril y de un conjunto de procedimientos técnicos y administrativos. Estos deberán desarrollar su implantación práctica, tanto en la vertiente de la relación entre Enresa y los productores de residuos como en la de las actividades que son de exclusiva responsabilidad de Enresa en la aceptación de los diversos tipos de residuos.

Los criterios de aceptación de los residuos de RBMA se establecieron de acuerdo con Orden Ministerial de 9 de octubre de 1992. La vigente autorización de explotación del C.A. El Cabril, otorgada por Orden Ministerial de fecha 5 de octubre de 2001, determina que los criterios de aceptación de residuos en esta instalación forman parte de los documentos oficiales de explotación. Estos criterios de aceptación han sido posteriormente desarrollados.

Enresa ha establecido una metodología para la aceptación de los RBMA y los RBBA en las instalaciones de El Cabril que considera los diferentes estadios e interrelaciones para su almacenamiento definitivo.

Los productores de residuos radiactivos en las instalaciones nucleares son responsables del acondicionamiento de los bultos de manera que se cumplan los criterios de aceptación. Enresa debe verificar mediante un proceso previo que los bultos cumplen los requisitos referidos. Se ha establecido también un sistema de vigilancia basado en controles documentales y en campo sobre la producción de los residuos, inspecciones a la entrega a Enresa y realización de ensayos de verificación programados sobre bultos reales recibidos.

En relación al requerimiento del CSN a Enresa para la elaboración de procesos de aceptación específicos que contemplen la generación por parte de los productores de unidades de almacenamiento finales para su disposición directa en las celdas de El Cabril, en el periodo cubierto por este Séptimo Informe Nacional, Enresa ha llevado a cabo la producción de estas unidades para un conjunto de los RBMA generados en el proyecto de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera. Hasta ese momento, estos procesos se llevaban a cabo exclusivamente en las instalaciones de Enresa en el C.A. El Cabril.

11.4. Medidas para prever una protección eficaz de las personas, la sociedad y el medio ambiente, adoptando métodos adecuados de protección a nivel nacional, aprobados por el órgano regulador, en el marco de su legislación nacional que tenga debidamente en cuenta criterios y normas internacionalmente aprobados

El artículo 38 de la LEN exige a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas que adopten las medidas apropiadas en todas las etapas de la gestión del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos, con el fin de que se proteja adecuadamente a las personas, cosas y medio ambiente, tanto en el presente como en el futuro, contra los riesgos radiológicos.

Adicionalmente, el Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos completa el marco legislativo, reglamentario y organizativo de acuerdo con la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo. La disposición legal mencionada, en su artículo 12.3, señala que durante el proceso de concesión de autorizaciones para las instalaciones de gestión de residuos radiactivos se requiere la demostración o Estudio de Seguridad para las distintas fases del ciclo de vida de la instalación, conforme a lo establecido en el RINR. Se indica además que la demostración de la seguridad guardará proporción con la complejidad de las operaciones y con la magnitud de los riesgos asociados, de conformidad con las Instrucciones, circulares y guías del Consejo de Seguridad Nuclear.

Actualmente, el marco regulador pone de manifiesto la importancia tanto de los mecanismos de protección directa de las personas y del medio ambiente como los relativos a la seguridad diferida, ya que en la gestión de los residuos radiactivos el riesgo radiológico remanente para las personas y para el medio ambiente necesitará controlarse durante largos periodos de tiempo.

Durante el licenciamiento y control del C.A. El Cabril se han considerado directamente aplicables los principios y criterios de seguridad que sobre esta materia han emanado de los organismos internacionales como la Comisión Internacional de Protección Radiológica y el Organismo Internacional de Energía Atómica y se han introducido requisitos de seguridad específicos establecidos en la normativa de origen de los países en los que se encuentran las instalaciones tomadas como referencia.

11.5. Medidas para la consideración de los riesgos biológicos, químicos y otros riesgos que puedan estar asociados a la gestión de residuos radiactivos

Los riesgos biológicos, químicos y de otro tipo asociados a la gestión de residuos radiactivos están regulados mediante las limitaciones en el contenido de sustancias presentes en los residuos radiactivos que se almacenan definitivamente en el C.A. El Cabril.

En este sentido, una pieza fundamental en la prevención de estos riesgos son los criterios de aceptación de dicha instalación de almacenamiento que incluyen, entre otras restricciones, las relativas a la limitación de la presencia de sustancias cuyo riesgo potencial principal no tenga por origen la radiactividad y de aquellas susceptibles de producir reacciones químicas exotérmicas. La responsabilidad de declarar la presencia de sustancias tóxicas, químicas o biológicas en los residuos radiactivos es de los productores, que deben minimizar su generación e identificarlas para que Enresa pueda inventariar su cantidad en la instalación. Enresa trabaja en cooperación con los productores de residuos para tratar aspectos específicos de esta problemática.

El proceso de declaración de impacto ambiental al que son sometidas las instalaciones nucleares como parte del proceso de autorización y licenciamiento es otra manera preventiva de abordar la cuestión de los riesgos biológicos y químicos.

11.6. Medidas para evitar repercusiones en generaciones futuras mayores que las permitidas para la generación presente

Desde el año 1985, el CSN señaló que el objetivo básico de las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, es garantizar que los residuos radiactivos están aislados del hombre y del medio ambiente, de tal modo que las liberaciones potenciales de nucleídos no den lugar a una exposición inaceptable de las personas a la radiación tanto para las generaciones presentes como para las futuras.

Los criterios radiológicos establecidos por el CSN determinan que las dosis que pudieran recibir los individuos en el futuro, como consecuencia del almacenamiento de los residuos radiactivos, serán inferiores o iguales a las que, a día de hoy, garantizan un impacto radiológico aceptable para los miembros del público como consecuencia del funcionamiento de las instalaciones autorizadas.

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos, establece que su objeto es la regulación de la gestión responsable y segura de los residuos radiactivos y del combustible gastado con el fin de evitar imponer cargas indebidas a las generaciones futuras.

Se prescribe también la necesidad de utilizar sistemas de seguridad pasiva con componentes cuya funcionalidad se asegure por procesos físicos no dependientes de energía externa.

Las características de seguridad pasiva son la base del diseño del C.A. El Cabril, que es la única instalación de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos existente en España. El sistema de almacenamiento, de tipo próximo a superficie en celdas de hormigón o directamente sobre el terreno, se basa en la interposición de barreras de ingeniería y naturales que proporcionan contención y aislamiento seguros de los RBMA y RBBA. También se aplican otras tecnologías de contención, incluyendo barreras químicas mediante inmovilización del residuo en una matriz sólida, estable y duradera, que ralentizan la migración de los radionúclidos sin impedir el movimiento del agua. En el C.A. El Cabril existe una red de control de infiltraciones que debe permitir verificar el funcionamiento de estas barreras durante un periodo de tiempo mínimo de trescientos años después del cierre de la instalación.

11.7. Medidas adoptadas para procurar evitar que se impongan cargas indebidas a las generaciones futuras

El marco normativo español establece, por medio de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, sobre el sector eléctrico y del Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, las medidas específicas para tal fin, relacionadas con la asignación de responsabilidades, las provisiones de fondos para la financiación de las actividades previstas por el PGRR y las previsiones en cuanto a las necesidades de control institucional.

La legislación establece las responsabilidades de los distintos agentes involucrados en la gestión del combustible gastado: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), Organismo regulador (CSN), productores y Enresa, según se detalla, entre otros, en los artículos 20 y 21 del presente Informe.

En concreto, el Real Decreto 102/2014 incluye también la obligatoriedad de que el coste de la gestión de los residuos radiactivos sea soportado por quienes hayan generado dichos materiales de manera que no suponga una carga inapropiada para las generaciones futuras.

En relación con este apartado, el marco legal provee la constitución, aplicación y mecanismos de gestión y garantía del Fondo económico establecido para la financiación de las actividades del PGRR, entre ellas la gestión de los residuos radiactivos, cuyos detalles se pueden encontrar en el Anexo D. Mediante las provisiones a dicho Fondo, la generación que se beneficia de las aplicaciones que generan residuos radiactivos paga sus costes asociados hasta su disposición final.

La Ley 25/1964 establece también que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos una vez que se haya procedido a su almacenamiento definitivo y asumirá también la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear, una vez que haya transcurrido el período de tiempo que se establezca en la correspondiente autorización.

El C.A. El Cabril está concebido según un concepto de seguridad pasiva que funciona durante su vida operativa y durante su fase de cierre. La seguridad pasiva se refiere a que la instalación después de su clausura no dependerá de medidas activas continuas y de envergadura, sino que será objeto de controles institucionales activos y pasivos que refuercen su seguridad y aseguren el cumplimiento de los criterios de seguridad especificados por las autoridades reguladoras.

En este sentido, la Directiva 2011/70/Euratom puso de puesto de manifiesto la obligación ética de cada Estado miembro de evitar a las generaciones futuras cualquier carga indebida en relación con los residuos radiactivos, y estableció con tal fin el marco comunitario para asegurar la gestión responsable y segura de tales residuos.

En línea con la Directiva, el Real Decreto 102/2014, que completó su trasposición al ordenamiento jurídico español, tiene por objeto

> *"la regulación de la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos cuando procedan de actividades civiles, en todas sus etapas, desde la generación hasta el almacenamiento definitivo, con el fin de evitar imponer a las futuras generaciones cargas indebidas, así como la regulación de algunos aspectos relativos a la financiación de estas actividades, dando cumplimiento al marco comunitario".*

Como resultado de lo anterior, y de acuerdo con el Real Decreto 102/2014, el próximo Plan General de Residuos Radiactivos deberá incluir, entre su contenido

> *"los conceptos o planes para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo durante el cual se mantengan los controles pertinentes, junto con los medios que deben emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo".*

Por lo que se refiere a las instalaciones radiactivas del ciclo de combustible nuclear cuyo desmantelamiento y cierre no estuviera cubierto por el Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, estas requerirán, previamente a su entrada en funcionamiento, de la presenta-

ción de una garantía financiera o aval que garantice su futuro desmantelamiento y gestión de los residuos radiactivos resultantes.

Asimismo, la autorización de desmantelamiento y cierre para las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, introducida en la regulación del licenciamiento de instalaciones como consecuencia de la Directiva 2011/70/Euratom, busca garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, que determinará, en su caso, las áreas del emplazamiento que deberán ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado.

Articulo 12. Instalaciones existentes y prácticas en el pasado

Artículo 12. Instalaciones existentes y prácticas anteriores

Cada Parte Contratante adoptará oportunamente las medidas adecuadas para examinar:

i) La seguridad de cualquier instalación de gestión de residuos radiactivos existente en el momento en que entre en vigor la Convención respecto de esa Parte Contratante y asegurar que, cuando proceda, se efectúen todas las mejoras razonablemente factibles para aumentar la seguridad de dicha instalación;

ii) Los resultados de las prácticas anteriores a fin de determinar si se hace necesaria una intervención por razones de protección radiológica teniendo presente que la reducción del detrimento derivado de la reducción de las dosis habrá de ser suficiente para justificar los perjuicios y costos, incluidos los costos sociales, de la intervención.

Medidas adoptadas para examinar la seguridad del C.A. El Cabril

A la entrada en vigor de la Convención Conjunta, la única instalación especifica existente para la gestión de los residuos era el Centro de Almacenamiento El Cabril. Su seguridad está en línea con todas las disposiciones de la Convención para instalaciones posteriores a su entrada en vigor, continuando vigentes los mecanismos adoptados para examinar la seguridad de la instalación que se describieron en Informes anteriores a la Convención.

Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

Artículo 13. Emplazamiento de las instalaciones proyectadas

1. Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar el establecimiento y la aplicación de procedimientos para una instalación proyectada de gestión de residuos radiactivos, con el fin de:

i. Evaluar todos los factores pertinentes relacionados con el emplazamiento que puedan afectar a la seguridad de dicha instalación durante su vida operacional, así como a la de una instalación de disposición final después del cierre;

ii. Evaluar las repercusiones probables de dicha instalación sobre la seguridad de las personas, de la sociedad y del medio ambiente, teniendo en cuenta la posible evolución de las condiciones del emplazamiento de las instalaciones para la disposición final después del cierre;

iii. Facilitar información a los miembros del público sobre la seguridad de dicha instalación;

iv. Consultar a las Partes Contratantes que se hallen en las cercanías de dicha instalación, en la medida que puedan resultar afectadas por la misma, y facilitarles, previa petición, los datos generales relativos a la instalación que les permitan evaluar las probables consecuencias de la instalación para la seguridad en su territorio.

2. Con este fin, cada Parte Contratante adoptará las medidas apropiadas para asegurar que dichas instalaciones no tengan efectos inaceptables para otras partes Contratantes, emplazándolas de conformidad con los requisitos generales en materia de seguridad del artículo 11.

13.1. Previsión de nuevas instalaciones de RRRR

La gestión definitiva de los residuos de baja y media actividad y vida corta (RBMA) en España se efectúa en el centro de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de El Cabril (C.A. El Cabril). La instalación principal de disposición final funciona desde el año 1992, tras su correspondiente licenciamiento por las autoridades.

A mediados de los años 2000, las nuevas previsiones de residuos a gestionar debido al desmantelamiento de algunas centrales nucleares y los posibles incidentes en otras favorecieron la planificación de una instalación complementaria para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA) situada en el mismo emplazamiento de El Cabril, en operación desde 2008.

Por otra parte, el desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera originó otra serie de residuos especiales como consecuencia del corte de alguno de los internos del reactor. Estos residuos, que no son susceptibles de ser almacenados en el C.A. El Cabril, se encuentran actualmente en cuatro contenedores situados en el ATI de la central, junto con los que alojan el combustible gastado.

Por último, se mantiene la estrategia de gestión temporal de los residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE) unificada con la prevista para el combustible gastado.

13.1.1. Residuos de baja y media actividad (RBMA)

El inventario actual y previsto de residuos radiactivos generados de acuerdo con el escenario contemplado en el borrador de Séptimo PGRR requerirá que la capacidad de almacenamiento en residuos de baja y media actividad, actualmente estimada en 52.000 m^3 de residuo acondicionado, sea ampliada.

Sólo se plantea este aumento de capacidad de almacenamiento de RBMA en el emplazamiento del C.A. El Cabril, teniendo en cuenta que esta instalación dispone de sistemas de tratamiento y acondicionamiento, de almacenamiento temporal, de verificación de la calidad de los residuos y otras auxiliares. Además, dado que las instalaciones allí existentes para residuos de muy baja actividad seguirían funcionando en ese periodo, el aumento de capacidad en el mismo emplazamiento evitará la duplicación de costes de explotación.

Para no afectar a las planificaciones de operación y poder continuar con el normal almacenamiento de estos residuos, el análisis realizado por Enresa de la capacidad de las celdas actualmente existentes concluye en la necesidad de tener construidas nuevas celdas en el año 2028. Teniendo en cuenta los plazos que llevarían el diseño, la construcción y el licenciamiento, Enresa ha comenzado los trabajos de ingeniería asociados a dichas actividades en el año 2018.

En lo que respecta a RBBA, la instalación complementaria para su almacenamiento cuenta con autorización para cuatro celdas (numeradas como celda 29, 30, 31 y 32) que se van construyendo de acuerdo con las necesidades, con una capacidad conjunta autorizada de unos 130.000 m^3 que se estima suficiente. Actualmente se encuentran operativas las dos primeras:

- ✓ Durante 2017-2018 se ha completado y cerrado la sección I y se ha adecuado la sección II de la celda de almacenamiento 29.
- ✓ En julio de 2016, Enresa inició la operación de la celda 30, con una capacidad estimada de 50.000 m^3. Como se ha indicado en Informes anteriores, la celda de almacenamiento 30 se ha construido sobre una depresión natural del terreno situada inmediatamente al norte de la celda anterior de almacenamiento de RBBA (celda 29). La celda 30 consta de dos secciones de explotación (I y II) para almacenar los residuos, dispuestas una encima de la otra, y con un dique de contención aguas abajo para cada una de ellas. Ambas secciones estarán rodeadas por bermas para permitir la circulación de vehículos a su alrededor.

Durante la explotación de las celdas, los residuos están protegidos de las aguas de lluvia en todo momento mediante una cubierta desmontable. Cada una de las dos secciones dispone de su propia red de evacuación de lixiviados que se unen en el dique de escollera por su salida común hacia el depósito de control, situado aguas abajo de la celda. Cuando se llene cada celda de almacenamiento, se procederá a su cierre con la cobertura final que consta de diversas capas de tierra, arcilla y grava, entre otros componentes, y una última capa de tierra vegetal.

13.1.2. Residuos de alta actividad (RAA) y Residuos especiales (RE)

La estrategia española de gestión de los residuos de alta actividad y de los residuos especiales, como se explica en la sección B, consiste en centralizar su almacenamiento junto con el previsto para el combustible nuclear gastado.

No obstante, hasta que la instalación ATC se encuentre disponible, la generación de algún residuo especial como consecuencia de los trabajos de desmantelamiento de la Central Nuclear José Cabrera, en concreto el corte de los internos del reactor, ha motivado la instalación de cuatro contenedores en seco para su almacenamiento en el ATI de esta central.

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

a) RBMA

El Estudio de Seguridad de la instalación de almacenamiento de El Cabril tuvo en cuenta, entre otros, los factores que determinan la aceptabilidad de las consecuencias radiológicas de potenciales liberaciones de radionúclidos al medio. Entre otros se encuentran aquellos relacionados con la acción de las barreras naturales, o características del emplazamiento que pueden retardar o mitigar la migración de los radioisótopos.

En su momento, la regla fundamental adoptada establecía el concepto de seguridad intrínseca que, en lo tocante al emplazamiento, requería que la seguridad, en la fase de libre utilización del mismo, se fundamente en la limitación del inventario y en las características de la barrera geológica. De manera complementaria se tuvieron en cuenta los criterios de aislamiento frente a las aguas subterráneas y superficiales y el control de eventuales descargas en caso de liberación de actividad en fallos supuestos que debe presentar un emplazamiento para este tipo de instalaciones de disposición final.

El depósito de residuos de muy baja actividad (RBBA), operativo desde 2008, constituye una modificación dentro de los planes del diseño inicial de la instalación. En cumplimiento del RINR, su construcción ha requerido de una autorización de modificación de la instalación existente. Este almacén tiene como instalación de referencia la instalación francesa para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de muy baja actividad de actividades de Morvilliers, operado por ANDRA, la agencia nacional francesa para la gestión de RR.RR. Entre la documentación soporte del nuevo almacén se incluye información pertinente acerca de los criterios para evaluar los factores que influyen en la seguridad.

En la ponderación de las características del emplazamiento se tienen en cuenta los siguientes criterios de idoneidad, revisados periódicamente en el contexto de la revisión de la instalación que se realiza al menos cada diez años:

- Características litológicas adecuadas.
- Actividad sísmica baja y tectónicamente estable.
- Hidrogeología conocida y modelizable.
- Hidrogeoquímica conocida.
- Topografía suave o allanable y no susceptible de inundaciones.
- Propiedades geotécnicas adecuadas.
- Conservación de zonas potencialmente utilizables en la ampliación de las instalaciones.
- Disponibilidad de información suficiente del emplazamiento.
- Accesibilidad y comunicación.
- Proximidad a instalaciones actuales.

b) RAA y RE

El proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares, entre las que se encuentra el ATC, tiene en cuenta, a lo largo de todas sus fases, la evaluación de las características del emplazamiento. En concreto, la autorización previa es una autorización específica que recoge la aceptabilidad y sus condiciones del emplazamiento propuesto. Para su obtención es necesario presentar un estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación, que incluya datos suficientes sobre los parámetros 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. El alcance de estos estudios depende de la complejidad y vida de la instalación.

13.3. Criterios para evaluar las repercusiones radiológicas en el medio ambiente y la población circundante

a) RBMA

Como se ha indicado en puntos precedentes, la instalación para el almacenamiento definitivo de RBMA de El Cabril recibió su autorización de explotación en el año 1992. El Estudio de Seguridad (ES) de la instalación tuvo en cuenta, en su momento, un análisis de las situaciones presentes y futuras, eventos asociados a la evolución normal de la instalación de almacenamiento y acontecimientos más improbables, como la intrusión.

La metodología para la realización del ES está basada en la establecida en foros internacionales, como los proyectos ISAM[16] y ASAM[17] impulsados por el OIEA, y tiene como principales elementos:

- El contexto del estudio, que identifica su marco temporal, sus objetivos, criterios de protección radiológica y de seguridad, etc.
- La descripción del sistema o descripción de las características de sus componentes: residuos, prácticas de operación, diseño de las instalaciones, etc.
- El desarrollo y justificación de escenarios y su evaluación. Estos escenarios sirven a los dos objetivos antes mencionados.
- El análisis de resultados.

Cuando, en el año 2006, se concedió autorización ministerial a Enresa para la construcción y montaje de las estructuras específicas de almacenamiento de residuos de muy baja actividad (RBBA), se consideró el depósito de RBBA como una modificación de la instalación existente, por lo que la parte relativa a RBBA se integró en el ES del centro de almacenamiento, utilizando los mismos criterios y metodología y sin variar el máximo inventario de radiactividad autorizado para el Centro. Con un enfoque similar al ES realizado con anterioridad para RBMA, el ES para el almacenamiento de RBBA tiene dos objetivos:

- Formular criterios de aceptación de los RBBA para su gestión definitiva.

[16] *Improvement of Safety Assessment Methodologies for Near Surface Disposal. Facilities.*

[17] *Application of safety assessment methodologies for near surface waste disposal facilities.*

- Constatar que se obtiene un nivel aceptable de protección para la salud humana y el medio ambiente tanto ahora como en el futuro.

b) RAA y RE

El proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares, entre las que se encuentra el ATC, tiene en cuenta, a lo largo de sus distintas fases, las repercusiones radiológicas sobre el medio ambiente y la población circundante y las medidas para su evaluación. Adicionalmente, las medidas para tal evaluación correspondientes a la declaración favorable del CSN sobre el diseño genérico de la instalación de dicha instalación, fase previa al licenciamiento, fueron descritas en la Sección G apartado 6.3 del anterior Informe nacional.

13.4. Información al público sobre la seguridad de las instalaciones proyectadas de gestión de residuos radiactivos

Las cuestiones generales relativas a la información pública (papel del Organismo regulador y de otras autoridades, deber de informar a los ciudadanos, comités locales de información de las centrales nucleares, página web, SISC, publicidad en proyectos de normas, Ley 21/2013, etc) ya se han abordado bajo el artículo 20.2.8 del presente Informe, así como las relativas a la participación del público en el proceso de toma de decisiones se describen en el Anexo B, apartado 3.

En él se describe la obligación del CSN de proporcionar acceso al público a la información sobre las instalaciones nucleares y radiactivas y abarca, por tanto, la gestión de los residuos radiactivos generados en todas ellas, incluidas las centrales nucleares, las otras instalaciones nucleares, como el C.A. El El Cabril, las instalaciones del ciclo de combustible y las instalaciones destinadas al uso de radioisótopos en la medicina, la industria, la investigación y la docencia.

Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones

Artículo 14. Diseño y construcción de las instalaciones

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i) Las instalaciones de gestión de residuos radiactivos se diseñen y construyan de modo que existan medidas adecuadas para limitar las posibles consecuencias radiológicas para las personas, la sociedad y el medio ambiente, incluidas las de las descargas o las emisiones no controladas;

ii) En la etapa de diseño se tengan en cuenta planes conceptuales y, cuando proceda, disposiciones técnicas para la clausura de una instalación de gestión de residuos radiactivos que no sea una instalación para la disposición final;

iii) En la etapa de diseño, se preparen disposiciones técnicas para el cierre de una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos;

iv) Las tecnologías incorporadas en el diseño y construcción de una instalación de gestión de residuos radiactivos estén avaladas por la experiencia, las pruebas o análisis.

Las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad (RBMA) se encuentran situadas en las mismas instalaciones nucleares generadoras de estos residuos o bien en el C.A. El Cabril, en la que se lleva a cabo su almacenamiento definitivo. Las primeras han sido evaluadas y autorizadas dentro del proceso de licenciamiento de las propias instalaciones, por lo que este artículo sólo se refiere al C.A. El Cabril.

14.1. Limitación de las posibles consecuencias radiológicas sobre las personas, el medio ambiente y la sociedad

Según se indica en el Anexo B al presente Informe, referido al licenciamiento, la autorización de construcción faculta al titular para iniciar la construcción de una instalación y para solicitar la autorización de explotación. En las nuevas instalaciones, la solicitud de esta autorización ha de presentarse ante las autoridades competentes acompañándose de una serie de documentos, entre los que destaca el Estudio Preliminar de Seguridad (EPS). El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR) añade a la Comunidad Autónoma con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación entre los destinatarios de esta documentación, sobre la que tiene capacidad para presentar alegaciones en tales materias.

De acuerdo con el artículo 12 del RINR, el C.A. El Cabril obtuvo su autorización de construcción por Orden Ministerial de 31 de octubre de 1989. La construcción de la nueva instalación complementaria para RBBA del C.A. El Cabril, que comenzó a operar en el año 2008, se ha acometido como una modificación de diseño (MD) de la instalación existente y se ha ejecutado compartiendo los mismos criterios de seguridad.

Los objetivos generales de seguridad definidos en el diseño y construcción del C.A. El Cabril han sido los siguientes:

- ✓ Protección inmediata, durante la fase de explotación, y diferida, en las fases de vigilancia y control y de libre utilización, de las personas y del medio ambiente.
- ✓ Permitir la libre utilización del emplazamiento en un tiempo razonable, esto es, que el terreno pueda ser utilizado para cualquier finalidad, sin limitaciones originadas por el almacén.

El cumplimiento de estos objetivos necesita de la aplicación de los siguientes criterios básicos:

- ✓ Aislamiento de la radiactividad almacenada del entorno (o biosfera) durante la fase de explotación y de vigilancia y control, gracias a la idoneidad del emplazamiento y los elementos de la instalación.
- ✓ Limitación de la actividad de los radionucleidos presentes en las unidades de almacenamiento, de modo que el impacto radiológico sea aceptable en cualquier circunstancia previsible y que la actividad residual sea compatible con la libre utilización del emplazamiento.

La vigente autorización de explotación, incluida la de modificación de diseño de la instalación de disposición de RBBA, del C.A. El Cabril, autoriza a Enresa a disponer en sus correspondientes celdas de almacenamiento, sin intención de su recuperación posterior, las unidades de almacenamiento que cumplan los criterios de aceptación, así como a cerrar con coberturas definiti-

vas esas celdas. Previamente a la ejecución de cierre, este deberá ser apreciado favorablemente por el CSN.

14.2. Disposiciones Técnicas para la Clausura de Instalaciones de Gestión de Residuos Radiactivos

De acuerdo con la normativa vigente, la solicitud de autorización de construcción de cualquier instalación nuclear o radiactiva debe incluir dentro de la documentación a presentar previsiones tecnológicas, económicas y de financiación de su desmantelamiento y clausura. Todos los aspectos anteriores están definidos en el RIRN, que reserva al CSN la capacidad de definir el alcance, contenido y desarrollo de la documentación necesaria.

En el caso particular de las centrales nucleares, al final de su explotación sus propietarios están obligados a realizar actividades preparatorias para que Enresa asuma su titularidad y comience las actividades de desmantelamiento.

14.3. Disposiciones Técnicas para el Cierre de la Instalación de Disposición Final de Residuos Radiactivos

Según refiere el Quinto Informe Nacional, el RINR establece que será la autorización de desmantelamiento y cierre la que, en su momento, facultará a Enresa, como titular de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, a iniciar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento. También las actividades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que así se determinen, permitiendo, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento y cierre terminará en una declaración de cierre emitida por el MITERD, previo informe del CSN.

Los sistemas para el cierre del C.A. El Cabril y los que tienen que estar operativos durante la fase de vigilancia y control de la instalación están incluidos en el Estudio Preliminar de Seguridad presentado para la obtención de la autorización de construcción.

Al final de la fase de explotación del centro, se efectuarán actividades de clausura para preparar al centro para la siguiente fase. Será necesario realizar la terminación de las obras de almacenamiento y de sus anexos (cobertura, redes de agua), la evacuación y desmontaje de las instalaciones de explotación (construcciones y equipos) que no sean requeridas y la instalación de todos los elementos necesarios para la fase de vigilancia y control que no estuvieran instalados.

La red de control de infiltraciones, que funciona durante la fase de explotación y continuará en servicio durante la fase de vigilancia y control con un mantenimiento mínimo, está diseñada para identificar y localizar fácilmente una posible anomalía en alguna de las celdas de almacenamiento. Para ello, las tuberías de la red se han instalado en galerías subterráneas visitables de hormigón armado que discurren longitudinalmente bajo las celdas y se han diseñado con una pendiente y dimensiones suficientes para asegurar un drenaje por gravedad hacia el depósito final de control. Enresa mantendrá la propiedad sobre el terreno, evitando así cualquier deterioro como consecuencia de intervenciones humanas incontroladas, y asegurando la vigilancia y mantenimiento de la cobertura, la red de control de aguas infiltradas y los dispositivos de vigilancia.

Antes del inicio del período vigilancia y control se elaborará un Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental específico que deberá ser aprobado por las autoridades antes de proceder al cierre. Este Programa estará basado en la experiencia adquirida, las comprobaciones realizadas y los medios empleados durante el período de explotación.

14.4. Tecnologías utilizadas para la gestión de Residuos Radiactivos

Centrales nucleares

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 innovaciones. Las instalaciones de gestión de residuos radiactivos existentes en las centrales nucleares en España fueron diseñadas y construidas como parte de la central siguiendo los estándares aplicados en las centrales de referencia, con origen en Estados Unidos y en Alemania.

Lo mismo es aplicable para el almacenamiento en seco de los residuos especiales en la central nuclear de José Cabrera en contenedores metal-hormigón, cuya seguridad y fiabilidad está contrastada por la experiencia internacional.

C.A. El Cabril

En su momento, el desarrollo conceptual del centro de almacenamiento se basó en la experiencia adquirida en los países que disponían de este tipo de instalaciones y a partir del establecimiento de los objetivos y opciones técnicas de seguridad básicas. Tras estas consideraciones se optó por el modelo de almacenamiento superficial, con la adopción de barreras de ingeniería, desarrollando un concepto que toma como referencia los centros franceses de almacenamiento.

La instalación auxiliar para RBBA, celda 30, puesta en marcha en 2016 tiene como referencia de diseño la instalación anterior construida y operada por Enresa desde 2008, celda 29. Esta, en su momento, tuvo en cuenta las instalaciones en operación en otros países, principalmente la instalación TFA en Movilliers operada por ANDRA, la agencia francesa para la gestión de residuos radiactivos.

Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones

Artículo 15. Evaluación de la seguridad de las instalaciones.

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i) Antes de la construcción de una instalación de gestión de residuos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarque su vida operacional.

ii) Además, antes de la construcción de una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos, se realice una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental para el período posterior al cierre y se evalúen los resultados en función de los criterios establecidos por el órgano regulador.

iii) Antes de la operación de una instalación de gestión de residuos radiactivos, se preparen versiones actualizadas y detalladas de la evaluación de la seguridad y de la evaluación ambiental cuando se estime necesario para complementar las evaluaciones mencionadas en el párrafo i).

15.1. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad

Las instalaciones de gestión de residuos de baja y media actividad en España son las plantas de tratamiento y los almacenamientos temporales que se encuentran ubicados en las centrales nucleares, en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado y en la instalación nuclear de CIEMAT. Existen también sistemas para el tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal de residuos en el C.A. El Cabril, tanto para la gestión de los residuos que se producen el centro como de aquellos que recibe de otros productores externos.

Las instalaciones radiactivas en las que se desarrollan aplicaciones de las radiaciones ionizantes para fines médicos, industriales y de investigación, disponen también de las infraestructuras adecuadas para el almacenamiento temporal de los residuos que generan, hasta que son entregados a Enresa.

Entre los documentos que el titular de la autorización previa debe presentar en apoyo de la autorización de construcción figura un Estudio Preliminar de Seguridad, EPS (artículo 17.e del RINR).

El EPS contiene una descripción del emplazamiento y su zona circundante, con datos actuales sobre los parámetros que tengan incidencia en la seguridad y protección radiológica, incluidos los demográficos, ecológicos y sobre los usos del suelo y del agua y cuantos datos adicionales puedan contribuir a un mejor conocimiento del emplazamiento y puedan tener incidencia en los planes de vigilancia y verificación de los mencionados parámetros representativos.

El EPS contiene también una descripción de la instalación propuesta en la que se incluirán los criterios seguidos en el diseño de aquellos componentes o sistemas de los que dependa la seguridad de la instalación y un análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias. Los sistemas disponibles para la gestión de los residuos de baja y media actividad que se espera generar, forman parte de la documentación mencionada.

Adicionalmente, antes de la autorización de construcción de la instalación se realizará un estudio analítico radiológico, que estimará teóricamente el impacto radiológico potencial de la misma sobre la población y el medio ambiente. Los resultados de este estudio se incorporarán a la documentación del EPS y servirán de base para la elaboración del Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental Pre-operacional (PVRAP) que permitirá el establecimiento del nivel de referencia o fondo radiológico de la zona vigilada.

En el Anexo B de este Informe se incluye información detallada sobre el proceso de autorización de las instalaciones que incluye una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental, en consonancia con el riesgo que plantee la instalación y que abarca su vida operacional.

Cabe señalar que en el CSN se encuentra en proceso de revisión del RINR, siendo uno de los objetivos que se persiguen el desarrollo del proceso de autorización de las instalaciones nucleares de gestión de residuos radiactivos, de manera que se recoja la experiencia adquirida con las regulaciones existentes y se incorporen de forma específica aquellos aspectos de seguridad y protección radiológica que se consideren necesarios y no hayan sido aún reglamentados. Adicionalmente, en materia de instalaciones para el procesado (tratamiento y acondicionamiento) de los residuos radiactivos, el CSN está elaborando el Plan de acción para la armonización de los criterios de seguridad en los países miembros de WENRA.

15.2. Medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad

En España se encuentran en fase de operación un almacenamiento para la disposición final de los residuos radiactivos de baja y media actividad, desde 1992, y otro para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad, desde 2008, ambos localizados en el C.A. El Cabril. Se trata de una instalación nuclear, por lo que antes de su construcción le fue aplicable el régimen de autorizaciones y las evaluaciones de seguridad que han sido indicadas en la Sección E de este Informe.

La información relativa a las medidas adoptadas antes de la construcción de instalaciones para la disposición final de los residuos ha permanecido invariable, por lo que es la que se ha incluido en los sucesivos Informes Nacionales relativos a esta Convención Conjunta, realizándose una evaluación sistemática de la seguridad y una evaluación ambiental para el período posterior al cierre y evaluándose los resultados en función de los criterios establecidos por el órgano regulador.

Además, el Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, modificó el RINR estableciendo, una vez finalizada la operación de las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, su titular debe solicitar una autorización de desmantelamiento y cierre, a la que seguirá una declaración de cierre por parte de las autoridades reguladoras. La autorización de desmantelamiento y cierre faculta al titular a realizar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, así como las actividades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que se determinen, permitiendo la delimitación de las áreas que deban ser objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento.

Según establece el Real Decreto 102/2014, se regularán mediante Instrucción del CSN todos los aspectos de seguridad y protección durante el cierre y la etapa de control y vigilancia posterior, que debe incluir el alcance y contenido de la demostración o estudio de la seguridad en cada etapa.

Como ya ha sido mencionado, el RINR se encuentra en proceso de revisión, siendo uno de los objetivos que se persiguen el desarrollo del proceso de autorización de las instalaciones nucleares de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, de manera que se recoja la experiencia adquirida con las regulaciones existentes y se incorporen de forma específica aquellos aspectos de seguridad y protección radiológica que se consideren necesarios y no hayan sido aún reglamentados.

En general y en relación con el artículo 15 de la Convención Conjunta, el artículo 12.3 del real decreto mencionado señala que durante el proceso de concesión de autorizaciones para las instalaciones de gestión de residuos radiactivos se requiere la demostración o Estudio de Seguridad (ES) para las distintas fases del ciclo de vida de la instalación, conforme con lo establecido en el RINR. Se indica además que la demostración de la seguridad guardará proporción con la complejidad de las operaciones y con la magnitud de los riesgos asociados, de conformidad con las Instrucciones, circulares y guías del Consejo de Seguridad Nuclear.

Como parte de la documentación reglamentaria en el proceso de la autorización de construcción y de la autorización de explotación de El Cabril, su titular presentó a las autoridades competentes el EPS y el ES, con los correspondientes análisis y la demostración de la seguridad considerando la posible evolución futura del sistema de almacenamiento, teniendo en cuenta los mecanismos de liberación y de migración de la radiactividad, las vías de exposición de los miembros del público y el análisis de las consecuencias radiológicas en los escenarios de intrusión humana que fueron postulados. En relación con los estudios de evaluación de la seguridad a largo plazo, se consideraron desde el inicio del proceso de licenciamiento las referencias internacionales sobre la aproximación metodológica a seguir en estas evaluaciones. En particular, antes de la autorización de construcción de la instalación se llevaron a cabo los análisis de seguridad de la fase posterior al cierre del sistema de almacenamiento, que se fueron consolidando y perfeccionando durante el proceso de licenciamiento asociado a la autorización de explotación. Se consideraron en el estudio los objetivos y criterios de seguridad de la norma francesa RFS-I.2 aplicable a la demostración de la seguridad en las instalaciones de almacenamiento superficial de residuos radiactivos.

La guía de seguridad del CSN de referencia GSG-09.04: *Evaluación de seguridad a largo plazo de los almacenamientos superficiales definitivos de residuos radiactivos de media y baja actividad*, establece también el concepto de defensa en profundidad mediante un sistema multibarreras para el confinamiento de los residuos radiactivos: matriz de acondicionamiento del residuo, celdas de almacenamiento y medio geológico. Los sucesos y escenarios que se analicen en la demostración de la seguridad deben basarse en la situación actual del sistema de almacenamiento y considerar las posibles evoluciones futuras, para lo que se establecerá una lista inicial de características, eventos y procesos FEP (*Features, Events and Processes*) que puedan influir en el comportamiento y en la seguridad a largo plazo de la instalación. La demostración de seguridad deberá incluir los criterios para el cribado de FEP y deberá documentar y justificar el proceso de selección o exclusión de cada uno de ellos.

15.3. Medidas adoptadas antes de la operación de instalaciones de gestión de residuos radiactivos de baja y media actividad

La información relativa a las medidas adoptadas antes de la operación de las instalaciones de gestión de los residuos ha permanecido invariable, habiéndose reflejado con mayor detalle en previos Informes Nacionales relativos a esta Convención Conjunta.

El Real Decreto 102/201, para la gestión responsable y segura del combustible gastado y los residuos radiactivos completó el marco legislativo, reglamentario y organizativo de acuerdo con la Directiva 2011/70/Euratom del Consejo.

En el caso de las instalaciones de gestión de residuos radiactivos que estén asociadas a instalaciones radiactivas distintas a las del ciclo del combustible nuclear, se requiere una autorización de funcionamiento, cuya solicitud deberá ir acompañada de una Memoria Descriptiva que incluirá, entre otros aspectos, los sistemas de gestión de los residuos radiactivos sólidos, líquidos

y gaseosos. En este caso, la solicitud se acompañará también de un Estudio de Seguridad que consistirá en un análisis y evaluación de los riesgos que puedan derivarse del funcionamiento en régimen normal de la instalación o a causa de algún incidente. Se incluirán los datos suficientes para que las autoridades competentes puedan realizar un análisis de los riesgos de la instalación, con independencia del presentado por el solicitante.

Articulo 16. Operación de las instalaciones

Artículo 16. Operación de las instalaciones

Cada parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que:

i) La licencia de operación de una instalación de gestión de residuos radiactivos se base en evaluaciones apropiadas, tal como se especifica en el artículo 15, y esté condicionada a la finalización de un programa de puesta en servicio que demuestre que la instalación, tal como se ha construido, se ajusta a los requisitos de diseño y seguridad;

ii) Los límites y condiciones operacionales derivados de las pruebas, de la experiencia operacional y de las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, se definan y se revisen en los casos necesarios;

iii) Las actividades de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas de una instalación de gestión y residuos radiactivos se realicen de conformidad con procedimientos establecidos. En el caso de una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos, los resultados así obtenidos se utilizarán para verificar y examinar la validez de los supuestos hechos y para actualizar las evaluaciones, tal como se especifica en el artículo 15, para el período posterior al cierre;

iv) Se disponga de los servicios de ingeniería y de apoyo técnico necesarios en todas las disciplinas relacionadas con la seguridad a lo largo de la vida operacional de una instalación de gestión de residuos radiactivos;

v) Se apliquen procedimientos para la caracterización y segregación de los residuos radiactivos;

vi) El titular de la correspondiente licencia notifique de manera oportuna al órgano regulador los incidentes significativos para la seguridad;

vii) Se establezcan programas para recopilar y analizar la experiencia operacional pertinente y se actúe en función de los resultados, cuando proceda;

viii) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para la clausura de una instalación de gestión de residuos radiactivos, que no sea una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes;

ix) Se preparen y actualicen, cuando sea necesario, planes para el cierre de una instalación para disposición final, utilizando la información obtenida durante la vida operacional de esa instalación y que el órgano regulador examine estos planes.

16.1. Gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas distintas de El Cabril

16.1.1. Autorización de explotación: límites y condiciones

Experiencia operacional

El Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por el Real Decreto 1836/1999, establece la documentación que ha de acompañar a la solicitud de autorización de explotación, distinguiendo entre las instalaciones radiactivas y las instalaciones nucleares, según se ha explicado en Informes previos y se detalla en el Anexo B.

El titular ha de remitir una serie de informes y documentación para el control regulador de sus actividades según lo establecido por el RINR y por los límites y condiciones fijadas en el anexo a la autorización de explotación. Estos informes son distintos para el caso de instalaciones nucleares o radiactivas.

La gestión de los residuos radiactivos en las centrales nucleares se realiza de acuerdo con las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) y con el Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado (PGRRCG), ambos documentos preceptivos.

Según el artículo 20 del RINR, todas las instalaciones nucleares españolas deben disponer de un PGRRCG. En este sentido, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) estableció la Guía de Seguridad 9.3 sobre los contenidos y criterios para la elaboración de los planes de gestión de residuos radiactivos de las instalaciones nucleares (PGRRCG) por parte de los titulares de las instalaciones nucleares, y mediante instrucciones técnicas requirió en 2009 a todas las centrales nucleares, la adaptación del plan de gestión de residuos radioactivos y combustible gastado, al contenido de la Guía anteriormente mencionada.

Por otra parte, en las ETF se establecen las Condiciones Límites de Operación, la aplicabilidad, las acciones necesarias y los requisitos de vigilancia necesarios para cumplir con las condiciones límites. Asimismo, contienen los valores límites de las variables que afectan 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 o pruebas periódicas de diversos sistemas y componentes, y su control operativo.

Para desarrollar y detallar los requisitos de vigilancia de las ETF se elaboran procedimientos de vigilancia que se realizan por los diferentes departamentos involucrados en la operación de la central.

Dentro de los procedimientos de las centrales nucleares se contemplan los análisis de la experiencia operativa propia y ajena, que pueden dar lugar a la realización de acciones de mejora tanto en los aspectos de diseño como de procedimientos operativos. Algunos de los informes analizados son los generados por INPO/WANO, US-NRC y suministradores.

En relación con el desmantelamiento de la Central Nuclear Santa María de Garoña, una vez se declaró su cese de operación de forma definitiva, la central comenzó a adaptar la instalación a la nueva situación, dejando fuera de servicio, ordenadamente, los sistemas que no fueran necesarios, y enviando simultáneamente, para aprobación por el MITERD, una propuesta de revisión de varios de los documentos oficiales de explotación en los que se reduce el número de sistemas requeridos operables.

Asimismo, desde mediados de 2019 Enresa ha comenzado a preparar la solicitud de autorización de desmantelamiento de la Central Nuclear Santa María de Garoña, Fase 1, y de la correspondiente transferencia de la titularidad de la central, que será presentada para aprobación en 2020.

Para esta central, se ha planteado un desmantelamiento en dos fases: la Fase 1, que consiste en el desmantelamiento de los equipos del edificio de turbina, a la vez que se produce la evacuación del resto de elementos combustibles que siguen almacenados en la piscina de combustible irradiado y su traslado al ATI, y la Fase 2, que consistirá en el desmantelamiento del resto de la central, con todo el combustible almacenado en seco.

16.1.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

En las centrales nucleares se dispone de procedimientos que regulan la realización de las diversas actividades relacionadas con la operación, el mantenimiento, la vigilancia radiológica e inspecciones de las estructuras, sistemas y equipos que forman parte de la gestión de residuos en instalaciones nucleares y radiactivas.

El PGRRCG tiene por objetivo recoger los criterios e instrucciones que aseguren que la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que se generan en estas instalaciones sea segura y optimizada considerando los avances de la normativa y de la tecnología y teniendo en cuenta:

- ✓ La situación existente en cada instalación en cuanto a producción, gestión y en su caso evacuación de los residuos.
- ✓ La identificación del origen de los residuos y el historial del combustible gastado.
- ✓ El estudio de las alternativas de los sistemas y procesos de gestión y de las mejoras en los mismos.
- ✓ La justificación de la idoneidad de la gestión actual o de la necesidad de implantar mejoras.
- ✓ La planificación de los estudios para la implantación de las mejoras identificadas

El PGRRCG es el documento de referencia para la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares, tanto en explotación como en fase de desmantelamiento y clausura, debiendo contener la información necesaria para permitir un análisis de la gestión existente. Es de aplicación a la gestión de los residuos radiactivos cualquiera que sea su nivel de radiactividad, así como a los materiales residuales con contenido radiactivo susceptibles de ser desclasificados, a los denominados residuos especiales y al combustible gastado. Además, se inscribe en el objetivo de la mejora de la gestión de los residuos y del combustible gastado generado en cada instalación.

Dentro del informe mensual de explotación que se envía al CSN, se informa sobre el estado de almacenamiento de los residuos radiactivos sólidos de baja y media actividad y sus posibles variaciones respecto al anterior informe, indicándose la relación de bultos generados y retirados del almacén.

16.1.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

La organización de todas las instalaciones nucleares es 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 las actividades en planta. Esta organización soporte incluye en muchos casos secciones con responsabilidades referentes a la gestión del combustible y a los residuos radiactivos.

Las centrales nucleares disponen además de servicios de ingeniería y apoyo técnico para facilitar el cumplimiento y la verificación de los criterios de seguridad en las áreas de almacenamiento de combustible gastado, dentro del alcance descrito en el Reglamento de Funcionamiento de las mismas.

En el marco de las Revisiones Periódicas de la Seguridad, se ha incluido un programa de evaluación y mejora de la seguridad en organización y factores humanos.

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

16.1.4. Notificación de incidentes

En Informes anteriores se indicaban las exigencias del RINR respecto a la información a facilitar por el titular a las autoridades responsables, sobre cualquier suceso que suponga una alteración en el funcionamiento normal de la instalación o que pueda afectar a la seguridad nuclear o la protección radiológica.

También la Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, y el propio RINR, establecen la obligación para los trabajadores de las instalaciones nucleares y radiactivas de comunicar cualquier hecho que pueda afectar al funcionamiento seguro de las instalaciones, protegiéndoles de posibles represalias.

Con el objeto de proporcionar orientaciones a los titulares de las centrales nucleares sobre los sucesos a notificar en este sentido, el CSN revisó el 30 de julio de 2014 su Instrucción de Seguridad IS-10, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos al Consejo por parte de las centrales nucleares. En dicha Instrucción se establecen los criterios de notificación y se recogen los sucesos notificables, fijando el plazo máximo para la notificación de cada uno de ellos al Organismo regulador.

Como complemento, las instalaciones nucleares, en cumplimiento del RINR, tienen fijado un Plan de Emergencia Interior, en el que se desarrollan las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente, con objeto de mitigar sus consecuencias, proteger al personal de la instalación y notificar su ocurrencia de forma inmediata a los órganos competentes, incluyendo la evaluación inicial de las circunstancias y consecuencias de la situación.

16.1.5. Programas de recopilación de experiencia operativa

Desde 2008 y tras diversos incidentes/sucesos ocurridos en las centrales nucleares españolas en los años 2007 y 2008, se adoptó por parte de los titulares el compromiso de realizar un análisis global de la situación en cada planta con el fin de identificar posibles mejoras y reforzar la dedicación de recursos en las áreas necesarias, incluyendo análisis de experiencia operativa.

Asimismo, como se ha indicado en el artículo 9.1 del presente Informe sobre la licencia de operación de una instalación de gestión del combustible gastado, las centrales nucleares llevan a cabo análisis procedimentados de la experiencia operativa propia y ajena, que en algunos casos llevan a realizar acciones de mejora que pueden afectar al diseño o a procedimientos operativos. La documentación bajo análisis incluye, pero no se limita, a:

- ✓ Experiencias comunicadas por los organismos competentes en la materia, esto es:
  - ⇨ Para las centrales nucleares de diseño originario de EE.UU., los informes de sucesos significativos -*INPO Event Report (IER)* emitidos por INPO, *(Institute for Nuclear Power Operations)* o sus equivalentes emitidos por WANO, *(World Association of Nuclear Operators)*.
  - ⇨ *Para las centrales nucleares* de diseño alemán, las notificaciones de experiencia operativa *(Weiterleitungsnachricht)* emitidas por la Sociedad para la Seguridad Nuclear (GRS).
- ✓ Recomendaciones escritas de los suministradores, entendiendo por tales, los boletines técnicos de suministradores (SAL, SR, RICS-IL, *Technical Bulletin*, etc.), así como las comunicaciones de deficiencias en equipos de seguridad: todas las notificaciones relativas al 10 CFR 21 de la US NRC para las centrales de diseño americano, así como los informes de servicio y los de experiencia de KWU para las centrales de origen alemán.

Finalmente, los titulares de las centrales nucleares llevan a cabo la evaluación continua de la seguridad nuclear de la instalación mediante la emisión de los informes periódicos que se deben remitir al CSN en cumplimiento con las condiciones de la autorización de explotación. Estos informes periódicos se refieren a muy variadas disciplinas e incluye la experiencia operativa propia y ajena, que el CSN supervisa periódicamente mediante la inspección y control de dicha actuación con carácter bienal.

16.2. Gestión de los residuos radiactivos en el C.A. El Cabril

16.2.1. Autorización de explotación: límites y condiciones. Experiencia operacional

La instalación nuclear de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos sólidos de El Cabril (C.A. El Cabril) obtuvo su primer permiso de explotación provisional por Orden Ministerial de 9 de octubre de 1992. La vigente autorización de explotación, aprobada por Orden Ministerial de 5 de octubre de 2001, tiene validez hasta que se complete el volumen disponible para el almacenamiento en las celdas existentes. Por otra parte, por resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas, de 21 de julio de 2008, se autorizó una modificación de diseño de la instalación, por la cual las 28 celdas originales están destinadas a albergar residuos radiactivos de baja y media actividad de vida corta (RBMA), y las cuatro celdas posteriores, de la 29 a la 32, estarían destinadas a recibir residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA), de las cuales dos ya se encuentran operativas.

Para la evaluación continua de la seguridad de la instalación de El Cabril, Enresa realiza las denominadas Revisiones Periódicas de Seguridad regularmente cada diez años. La primera de estas Revisiones se presentó en diciembre de 2003 correspondiendo al período de operación 1992 a 2001. La segunda se presentó en noviembre de 2012 abarcando los diez siguientes años, período 2002-2011.

El alcance y contenido de la Revisión Periódica de Seguridad responde a lo requerido en la Instrucción Técnica Complementaria a la autorización de explotación e incluye las áreas temáticas que se indican a continuación:

- ✓ Experiencia en la explotación de la instalación,
- ✓ Experiencia relativa a los aspectos de protección radiológica,
- ✓ Experiencia relativa en la metodología de aceptación y de la calidad de los bultos de residuos,
- ✓ Experiencia en el estudio de los parámetros que inciden en la seguridad a largo plazo de la instalación,
- ✓ Experiencia en la evaluación de seguridad a largo plazo de la instalación,
- ✓ Cambios en la reglamentación y normativa y
- ✓ Programas de evaluación y mejoras de la instalación.

Como se indicó con mayor detalle en Informes anteriores, la autorización de explotación se concede de acuerdo con los documentos preceptivos actualizados contenidos en el RINR en vigor en su momento (Estudio de Seguridad, Especificaciones de Funcionamiento, etc.), a los que se añaden los criterios de aceptación de unidades de almacenamiento. Los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica establecen que la operación de la instalación se realizará de acuerdo con la revisión correspondiente de estos documentos.

Las Especificaciones de Funcionamiento describen las condiciones generales de funcionamiento del C.A. El Cabril. Parte de estas condiciones la constituyen los valores límite de determinados parámetros referidos a la capacidad radiológica del almacenamiento, características de los residuos admisibles en la instalación para su incorporación a unidades de almacenamiento, propiedades de estas unidades y condiciones impuestas a los vertidos de efluentes durante la fase de explotación. También se indican:

- ✓ Las acciones a tomar en aquellas circunstancias en las que se incumpliera algún valor o condición límite.
- ✓ Las condiciones de funcionamiento y los requisitos de vigilancia (revisiones, comprobaciones, calibraciones, etc.), a las que están sometidos los sistemas, equipos y componentes importantes para la seguridad y la protección radiológica.

Cada una de las actividades individuales de tratamiento y acondicionamiento están descritas en unos documentos denominados Instrucciones de Operación, en los que se recogen todas las actividades alcance de la Instrucción, condiciones iniciales y durante la operación del sistema, límites y requisitos de operación, actuaciones ante anomalías, alarmas y modos de actuación, de cada uno de los sistemas de la instalación, tanto relacionados con la gestión de los residuos como los sistemas auxiliares.

De los datos obtenidos de la experiencia operativa y de mantenimiento, las organizaciones involucradas en el diseño de la instalación y en estas actividades mantienen reuniones periódicas donde se establecen los planes de mejora. Estas actividades están reguladas en un procedimiento denominado *"Procedimiento de modificaciones de diseño"*, en el que se fijan cada uno de los aspectos involucrados en este proceso.

16.2.2. Procedimientos de operación, mantenimiento, vigilancia radiológica, inspección y pruebas

La autorización de explotación de octubre de 2001 del C.A. El Cabril, contempla que el MITERD podrá exigir la adopción de las acciones correctoras pertinentes a la vista de la experiencia que se obtenga de la explotación de la instalación, de los resultados de otras evaluaciones y análisis en curso, y del resultado de inspecciones y auditorías. En el periodo comprendido entre el 1 de enero del año 2017 y el 31 de diciembre del año 2019, el CSN realizó 11 inspecciones al C.A. El Cabril.

Además, esta autorización y la de modificación de diseño antes señalada, establecen la obligación de remitir al CSN en el primer trimestre de cada año natural informes sobre, entre otros, los siguientes aspectos: modificaciones de diseño, implantadas o en curso de implantación, resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental y de los controles dosimétricos del personal, y medidas tomadas para analizar la aplicabilidad de nuevos requisitos nacionales de seguridad nuclear y protección radiológica y de la normativa que en esta materia se genere en los países con instalaciones de almacenamiento de diseño similar. En este último caso, se consideran relevantes los aspectos relacionados con las pruebas y ensayos que contribuyen a mejorar el conocimiento del comportamiento a largo plazo de los residuos radiactivos.

De las modificaciones de diseño acometidas durante el periodo 2017-19, se pueden destacar las siguientes:

- ✓ Cierre de la Sección I y adecuación de la Sección II de la celda 29 para RBBA, para continuar con las actividades de explotación de la celda una vez completado el volumen disponible en la Sección I.
- ✓ Remodelación de la Sala de Control del Laboratorio Activo de Verificación de la Calidad de los Residuos del C.A. El Cabril, que supone la actualización tecnológica de los sistemas de supervisión y control y una remodelación del espacio físico ocupado.
- ✓ Mejoras en el sistema de abastecimiento de agua del C.A. El Cabril, a la planta de tratamiento de agua y al sistema de protección contra incendios, que supone la instalación de sistemas de aireación eléctricos y la instalación de una nueva línea eléctrica junto con la reparación de la canalización existente.

16.2.3. Servicios de ingeniería y apoyo técnico

Según lo dispuesto en el RINR, el Reglamento de Funcionamiento contiene información referente a la relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear, la organización y funciones del personal adscrito a la instalación, definiendo los programas básicos de formación y entrenamiento.

La organización de explotación está basada en distintas unidades organizativas dependientes de la Dirección del Centro, cuyo Director depende, actualmente, de la División Técnica de Enresa, según refleja el organigrama incluido en el Anexo G de este Informe. A su vez, desde la sede central, a través de los Departamentos de Seguridad y Licenciamiento de la Dirección Técnica y de Ingeniería de RBMA de la Dirección de Ingeniería y el Departamento de Logística de la Dirección de Operaciones, se presta apoyo técnico general a la instalación. Adicionalmente, la Ingeniería de Proyecto, contratada por el Departamento de Ingeniería de RBMA, presta el apoyo para la realización y revisión tanto del diseño como de la validez técnica de las modificaciones, según los requisitos establecidos por el Jefe de Proyecto de Enresa.

16.2.4. Caracterización y segregación de residuos

Enresa dispone de una metodología de aceptación de los bultos primarios de las instalaciones nucleares, cuyo cumplimiento forma parte de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento del C.A. El Cabril.

El primer permiso de explotación del C.A. El Cabril, de octubre de 1992, establecía que los criterios de aceptación de residuos en la instalación, al ser un documento oficial de explotación, debían ser aprobados por las autoridades reguladoras. Estos criterios, con pequeñas modificaciones introducidas a lo largo de ese tiempo, han estado vigentes hasta diciembre de 2004 y se aplicaban a bultos primarios.

Según se indicó en Informes Nacionales anteriores, las autoridades reguladoras aprobaron en diciembre de 2004 la modificación de diseño que permite utilizar el contenedor CE-2a para la gestión de ciertos bultos primarios históricos y no conformes (incumplimiento de los objetivos de calidad en lo relativo a resistencia mecánica, confinamiento o resistencia a ciclos térmicos). Esto ha permitido:

- ✓ Aumentar el límite de actividad por bulto primario.
- ✓ Aumentar el límite de tasa de dosis aceptable por bulto primario.
- ✓ Optimizar ciertas líneas de acondicionamiento en bultos con pared.

Posteriormente, Enresa ha sido autorizada para usar otras modalidades de unidades de almacenamiento, específicamente propuestas para la solución más eficiente de cuestiones operacionales, donde deben referirse la autorización de unidades de almacenamiento de 400 y 480 litros de características singulares cuya disposición en celdas se realiza mediante bastidores metálicos de geometría idéntica al antes referido contenedor CE-2a y, más recientemente, el diseño y licenciamiento de la unidad de almacenamiento CE-2b específicamente diseñado para mejor satisfacer las necesidades asociadas a la gestión de residuos sólidos, principalmente metálicos y pesados, generados en las actividades de desmantelamiento.

La gestión de los residuos en el C.A. El Cabril está diseñada para permitir la identificación, seguimiento y control de todos los bultos de residuos en la instalación y mantener actualizado el inventario de la actividad almacenada en las celdas de forma que puede ser contrastada en todo momento con el inventario actualmente autorizado o inventario de referencia.

Enresa está autorizada a realizar las pruebas y ensayos necesarios a RBMA destinados a su caracterización y aceptación. Los controles del proceso de aceptación son, principalmente, auditorias de proceso, controles de producción junto con los ensayos de verificación técnica, destructivos y no destructivos, que se realizan principalmente en el laboratorio del C.A. El Cabril. Estos ensayos tienen por objetivo:

- ✓ Confrontar los valores de actividad frente a los declarados por el productor y realizar el seguimiento de los factores de escala para los radionucleidos de difícil medida.
- ✓ Confirmar el cumplimiento de las propiedades del bulto asociadas con la metodología de generación.
- ✓ Comprobar los aspectos químicos de importancia para la seguridad del almacenamiento (compatibilidad con el contenedor, corrosión, etc.).
- ✓ Examinar el cumplimiento en relación a los objetivos de calidad de los residuos acondicionados.

Por su parte, desde octubre de 2008, Enresa opera una instalación específica en el C.A. El Cabril para la disposición de residuos radiactivos de muy baja actividad que pueden definirse como aquellos materiales sólidos o solidificados, en su mayor parte químicamente inertes o

estabilizados previamente, que están contaminados y/o activados y cuyo contenido radiactivo tiene una actividad media inferior a unos límites autorizados. Como se ha indicado previamente, estos residuos forman un subconjunto de los de baja y media actividad.

16.2.5. Notificación de incidentes

La instalación de El Cabril dispone del Plan de Emergencia Interior reglamentario. Las situaciones de emergencia se clasifican en tres categorías, no contemplando ninguna de ellas la liberación de material radiactivo en cantidad tal que sea necesario adoptar medidas de protección en el exterior del emplazamiento. No se define, por tanto, un nivel de Emergencia de gravedad superior al de emergencia en el emplazamiento.

Adicionalmente a la organización en condiciones normales, el Plan de Emergencia Interior recoge las actividades y la organización para la operación de la instalación en situaciones de emergencia que requieran una actuación especial. La base de la organización de emergencia es la propia organización de explotación, aunque se han establecido los mecanismos necesarios para garantizar la localización de estas personas en todo momento según un procedimiento interno. En todos los casos se prevé la comunicación con el CSN.

Por otro lado, el C.A. El Cabril, al igual que el resto de las instalaciones nucleares, está sometido a la notificación de sucesos en aplicación de la normativa vigente.

16.2.6. Programas de recopilación de experiencia operativa

Para la recopilación de la experiencia operativa del C.A. El Cabril, se mantienen reuniones periódicas donde las organizaciones involucradas en el diseño de la instalación y en las actividades de operación y mantenimiento establecen los planes de mejora.

Los datos obtenidos de la experiencia operativa y de mantenimiento nutren esta actividad. Asimismo, Enresa participa regularmente en diferentes foros internacionales con el objeto de recabar la experiencia operativa en otras instalaciones análogas y de diseño similar.

La implementación de mejoras y modificaciones está regulada por el procedimiento denominado "Procedimiento de modificaciones de diseño", en el que se fijan cada uno de los aspectos involucrados en este proceso.

16.2.7. Planes de cierre

Los aspectos técnicos para el futuro cierre y clausura de la instalación de El Cabril han sido desarrollados en los artículos 14.3 y 17.2.

Como se ha indicado en 16.2.1, el permiso de operación otorgado a la instalación de El Cabril por Orden Ministerial con fecha 5 de octubre 2001 establece que ésta ampara sus operaciones hasta el momento en el que se complete la capacidad física de las celdas autorizadas para RBMA y RBBA siendo que a 31/12/2019 la referida instalación alcanzó 78 % y 39 % de su capacidad total autorizada, respectivamente.

En relación a la fecha estimada para su cierre, las sucesivas revisiones del PGRR han ido actualizando las estimaciones en relación al uso de la capacidad remanente existente, que se considera estará condicionada por factores técnicos y tecnológicos asociados a las cantidades y características de los residuos a generar y también por factores externos, principalmente, las decisiones en relación a la vida operativa de las centrales nucleares y su desmantelamiento.

Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre

Artículo 17. Medidas institucionales después del cierre

Cada Parte Contratante adoptará las medidas adecuadas para asegurar que después del cierre de una instalación para la disposición final de los residuos radiactivos:

i) Se preserven los registros de la ubicación, diseño e inventario de esa instalación que exija el órgano regulador;

ii Se efectúen controles institucionales activos o pasivos, como medidas de vigilancia radiológica o restricciones del acceso, en caso necesario, y

iii) Si durante cualquier período de control institucional activo se detecta una emisión no planificada de materiales radiactivos al medio ambiente, se apliquen medidas de intervención, en caso necesario.

De acuerdo a lo establecido en el artículo 38 bis de la Ley de 25/1964, de 25 de abril, sobre energía nuclear (LEN), la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible nuclear gastado, es considerada un servicio público esencial que se reserva a la titularidad del Estado, y cuya gestión se encomienda a la Enresa de acuerdo con el Plan General de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno.

Asimismo, será el Estado el que asumirá finalmente la titularidad del combustible gastado y de los residuos radiactivos una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo, así como la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear, una vez haya transcurrido el periodo de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

17.1. Custodia documental

Corresponde a Enresa, como titular de las instalaciones para la disposición final de residuos radiactivos, según el Real Decreto 102/2014, el mantenimiento con carácter permanente del archivo del inventario de residuos depositados en las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos. Su artículo 9.3 e) específica, entre las funciones encomendadas a Enresa, la de elaborar y gestionar el Inventario Nacional de Combustible Nuclear Gastado y Residuos Radiactivos. En este Inventario estarán incluidos el combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos almacenados con carácter definitivo, tras el cierre de la instalación en la que estén depositados.

17.2. Cierre de instalaciones de disposición final de residuos radiactivos

El artículo 12 del RINR establece la necesidad de contar con una autorización para el desmantelamiento y cierre de las instalaciones de almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos.

El proceso de desmantelamiento y cierre de las instalaciones de almacenamiento definitivo terminará en una declaración de cierre que permitirá, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser, en su caso, objeto de un posterior control y vigilancia radiológica o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento.

En España, todas las instalaciones en las que ya se ha procedido a estabilizar y a acondicionar los residuos radiactivos que quedan en el propio emplazamiento, pertenecen a instalaciones radiactivas de la primera parte del ciclo del combustible nuclear (estéril de minería y estéril de proceso de antiguas fábricas de concentrados de uranio). La situación actual de estas instalaciones no difiere de la reportada en el Informe Nacional anterior.

17.3. Controles institucionales y previsiones futuras

Según el RINR, el proceso de desmantelamiento y cierre de las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos termina en una declaración de cierre. Dicha declaración ha de delimitar las áreas que, con posterioridad al cierre, deban ser objeto de control y vigilancia radiológica o de otro tipo, así como el periodo de tiempo que debe permanecer bajo dicho control.

Asimismo, una vez aprobado, el futuro Séptimo PGRR deberá contemplar, según establece el mencionado Real Decreto 102/2014, el esquema conceptual y la planificación para el período posterior a la fase de explotación de una instalación de almacenamiento definitivo, indicando el período de tiempo estimado durante el cual se deberán mantener los controles pertinentes, junto con los medios que deberán emplearse para preservar los conocimientos sobre dicha instalación a largo plazo.

17.4. Previsiones de posibles intervenciones de remedio

Las posibles intervenciones de remedio en instalaciones de almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado o de residuos radiactivos deberán estar previstas en las declaraciones de cierre que se concedan. Por las razones expuestas anteriormente, parece previsible que la realización práctica de dichas medidas o acciones de remedio sean asignadas en las declaraciones de cierre a las entidades u organizaciones a las que se responsabilice del control a largo plazo de dichos centros de almacenamiento definitivo.

Sección I.

Movimientos transfronterizos

Sección I. Movimientos transfronterizos

Artículo 27. Movimientos transfronterizos

Artículo 27. Movimientos transfronterizos

1. *Cada Parte Contratante que intervenga en movimientos transfronterizos adoptará las medidas adecuadas para asegurar que dicho movimiento se lleve a cabo de manera compatible con las disposiciones de esta Convención y los instrumentos internacionales vinculantes pertinentes. Con este fin:*
   - *i) Una Parte Contratante que sea Estado de Origen, adoptará las medidas pertinentes para asegurar que el movimiento transfronterizo se autorice y tenga lugar únicamente con la notificación y consentimiento previos del Estado de destino;*
   - *ii) El movimiento transfronterizo a través de los Estados de tránsito estará sujeto a las obligaciones internacionales relacionadas con las modalidades particulares de transporte que se utilicen;*
   - *iii) Una parte Contratante que sea el Estado de destino consentirá un movimiento transfronterizo únicamente si posee la capacidad administrativa y técnica, así como la estructura regulatoria necesarias para gestionar el combustible gastado o los desechos radiactivos de manera compatible con esta Convención;*
   - *iv) Una Parte Contratante que sea el Estado de origen autorizará un movimiento transfronterizo únicamente si puede comprobar que, de acuerdo con el consentimiento del Estado de destino, se cumplen los requisitos del apartado iii) antes de proceder al movimiento transfronterizo;*
   - *v) Si un movimiento transfronterizo no se lleva o no puede llevarse a cabo de conformidad con el presente artículo, la Parte Contratante que sea el Estado de origen adoptará las medidas adecuadas para permitir la readmisión en su territorio, a menos que pueda concertarse un arreglo alternativo seguro.*
2. *Las Partes Contratantes no otorgarán licencia de expedición de su combustible gastado o de sus residuos radiactivos a un lugar de destino al sur de 60 grados de latitud Sur para su almacenamiento o disposición final.*

3. *Ninguna de las disposiciones de esta Convención prejuzga o afecta:*
   - *i) El ejercicio de los derechos y libertades de navegación marítima, fluvial y aérea que, según se estipula en el Derecho internacional, corresponde a los buques y aeronaves de todos los Estados;*
   - *ii) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporten residuos radiactivos para su reprocesamiento a devolver, o adoptar disposiciones para devolver al Estado de origen los residuos radiactivos y otros productos después de su procesamiento;*
   - *iii) El derecho de una Parte Contratante de exportar su combustible gastado para su reprocesamiento;*
   - *iv) Los derechos de una Parte Contratante a la que se exporte combustible gastado para reprocesamiento a devolver, o a adoptar las disposiciones para devolver al Estado de origen residuos radiactivos y otros productos derivados de las actividades de reprocesamiento.*

27.1. Desarrollo normativo

Como ya se describió en anteriores Informes Nacionales, la Directiva 2006/117/Euratom del Consejo, de 20 de noviembre de 2006, estableció el régimen comunitario de vigilancia y control de los traslados transfronterizos de residuos radiactivos y combustible gastado. Esta Directiva fue transpuesta al ordenamiento jurídico interno mediante el Real Decreto 243/2009, de 27 de febrero, por el que se regula la vigilancia y control de traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad.

Asimismo, el Real Decreto establece el formato de documento uniforme, definido en la Decisión de la Comisión 2008/312/Euratom, de 5 de marzo, que debe cumplimentarse en una solicitud de traslado.

El Real Decreto 243/2009 no se aplica a los traslados de fuentes en desuso a un fabricante o suministrador de fuentes radiactivas o a una instalación reconocida, a los traslados de materiales radiactivos recuperados por reprocesamiento para ser utilizados y a los traslados transfronterizos de residuos que contengan únicamente material radiactivo natural que no resulte de prácticas, de acuerdo con la definición proporcionada por el Real Decreto 783/2001, de 6 de julio.

Las autorizaciones que se contemplan en este real decreto no sustituyen a ninguno de los requisitos nacionales específicos aplicables a estos traslados, como pueden ser los relativos a autorizaciones específicas de transporte, protección física, protección civil, etc. El Real Decreto 243/2009 fue parcialmente modificado por la disposición final segunda del Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

Por otra parte, el Real Decreto 102/2014 establece que los residuos radiactivos generados en España serán almacenados definitivamente en el país, salvo en el caso de que, en el momento de su traslado, haya entrado en vigor entre el Estado español y otro Estado miembro o tercer país un acuerdo que tenga en cuenta los criterios establecidos por la Comisión de conformidad con el apartado 2 del artículo 16 de la Directiva 2006/117/Euratom, y cuyo objeto sea la utilización de una instalación de almacenamiento definitivo en uno de ellos. Este requisito no se aplicará a la repatriación de fuentes selladas en desuso que se remitan a un suministrador o fa-

bricante y al traslado del combustible nuclear gastado de reactores de investigación a un país que suministre o manufacture combustibles de reactores de investigación, teniendo en cuenta los acuerdos internacionales aplicables.

De darse el caso, antes del traslado definitivo para disposición final de residuos radiactivos a un país que no sea Estado miembro de la Unión Europea, la persona física o jurídica responsable de los mismos notificará este hecho a la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD, al objeto de que informe a la Comisión Europea del contenido de dicho acuerdo y adopte las medidas razonables para asegurarse de que:

- ✓ el país de destino tenga vigente un acuerdo con la Comunidad Europea de la Energía Atómica que cubra la gestión del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos o sea parte en la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible nuclear gastado y sobre seguridad en la gestión de residuos radiactivos.
- ✓ el país de destino disponga de programas de gestión y almacenamiento definitivo de residuos radiactivos cuyos objetivos representen un elevado nivel de seguridad y sean equivalentes a los establecidos por la Directiva 2011/70/Euratom, por la que se establece un marco comunitario para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y de los residuos radiactivos.
- ✓ la instalación de almacenamiento definitivo del país de destino haya sido autorizada para recibir el traslado de residuos radiactivos, esté en funcionamiento antes del traslado y se gestione de conformidad con los requisitos establecidos en el programa de gestión y almacenamiento definitivo de residuos radiactivos de dicho país de destino.

Por otra parte, como ya se ha reflejado en informes anteriores, España ha incluido en su normativa interna las actualizaciones y enmiendas de ámbito internacional referidas al transporte de mercancías peligrosas por vía aérea, marítima, ferrocarril y carretera, y en concreto, las referidas a:

- ✓ Acuerdo Europeo sobre Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Carretera (ADR) 2019. Asimismo, el 19 de julio de 2019 se publicó en el BOE la corrección de errores del "Texto enmendado de los Anejos A y B del Acuerdo Europeo sobre transporte internacional de mercancías peligrosas por carretera (ADR 2019) con las Enmiendas adoptadas durante las sesiones 100.ª, 101.ª, 102.ª, 103.ª y 104.ª del Grupo de trabajo de transportes de mercancías peligrosas de la Comisión Económica para Europa de las Naciones Unidas (CEPE).
- ✓ El Real Decreto 97/2014, de 14 de febrero, por el que se regulan las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera en territorio, que deroga al Real Decreto 551/2006, de 5 de mayo de 2006, regula las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera dentro del territorio español.
- ✓ Reglamento relativo al Transporte Internacional de Mercancías Peligrosas por Ferrocarril (RID) 2019. Las enmiendas que suponen esta edición del RID fueron publicadas en el BOE de 18 de junio de 2019.
- ✓ Enmiendas de 2018 al Código Marítimo Internacional de Mercancías Peligrosas (Código IMDG), publicado en el BOE el 25 de abril de 2019.
- ✓ Instrucciones Técnicas para el Transporte seguro de Mercancías Peligrosas por vía aérea, edición 2019-2020 (Documento OACI 9284/AN/905), publicadas en el BOE de 28 de diciembre de 2019.

27.2. Experiencia en España

Desde junio de 2017 se han tramitado los siguientes expedientes relacionados con envíos transfronterizos dentro del ámbito de aplicación de la Directiva 2006/117/Euratom:

- ✓ 2017. Envío desde Francia a una central nuclear española de residuos radiactivos procedentes de la descontaminación de motores de bombas del primario.
- ✓ 2018. Traslado de muestras de canales de combustible irradiado de una central nuclear española hasta el Centro de Investigación de Studsvik Nuclear AB, en Suecia, para su análisis metalográfico.
- ✓ 2019. Traslado desde Bélgica a una central nuclear española de los residuos radiactivos resultantes de las operaciones de limpieza del motor de una bomba del circuito primario. Se han tramitado tres expedientes distintos de estas mismas características.

Sección J.

Fuentes selladas en desuso

Sección J. Fuentes selladas en desuso

Artículo 28. Fuentes selladas en desuso

Artículo 28. Fuentes selladas en desuso

1. *Cada Parte Contratante adoptará, en el marco de su legislación nacional, las medidas adecuadas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final de fuentes selladas en desuso tenga lugar de manera segura.*
2. *Las Partes Contratantes permitirán la readmisión en su territorio de las fuentes selladas en desuso si, en el marco de sus leyes nacionales, han aceptado su devolución a un fabricante autorizado para recibir y poseer las fuentes selladas en desuso.*

28.1. Medidas para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final sea de manera segura

Obligación de autorización administrativa para la posesión o reelaboración de fuentes radiactivas

La Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear (LEN) establece en su artículo 31 que los materiales radiactivos no podrán ser utilizados ni almacenados dentro del territorio nacional por personas que no estén autorizadas expresamente para ello, e indica que los mismos requisitos se exigirán para su transferencia o reventa.

Ese requisito legal se desarrolla en el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre. En su artículo 36 esta norma establece que las instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales requerirán una autorización de funcionamiento, una declaración de clausura y, en su caso, una autorización de modificación y de cambio de titularidad.

En el artículo 34 del citado reglamento se establece que serán instalaciones radiactivas las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante, así como los lo-

cales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten, manipulen o almacenen materiales radiactivos.

Estos requisitos son aplicables con independencia de que las fuentes o materiales radiactivos sean nuevos o se encuentren agotados o fuera de uso.

Así pues, la posesión o reelaboración de cualquier fuente o material radiactivo requiere en España la obtención de una autorización administrativa. En el proceso de licenciamiento que el titular debe seguir para obtener esa autorización, es necesario que el CSN emita un informe preceptivo sobre seguridad nuclear y protección radiológica, tras verificar que el titular realizará todas las operaciones cumpliendo las normas y requisitos de seguridad y protección radiológica aplicables. Las correspondientes autorizaciones, que son emitidas por el MITERD o por los órganos competentes de las Comunidades Autónomas en aquellos casos en que estas competencias hayan sido trasferidas, van acompañadas de los límites y condiciones aplicables en materia de seguridad y protección radiológica a tal efecto establecidos por el CSN.

Entre la documentación que los titulares deben presentar para la obtención de esas autorizaciones se incluye un documento sobre previsiones para la clausura de la instalación, en el que deben informar sobre las previsiones para la gestión de las fuentes en desuso en condiciones de seguridad, incluida la cobertura económica prevista para ello.

Importación de fuentes radiactivas

En España no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas y, por tanto, todas las fuentes son importadas de otros países. El artículo 74 del RINR indica que la importación, exportación y movimiento intracomunitario de materiales radiactivos se realizará cumpliendo los compromisos internacionales asumidos por España en esta materia.

En el caso en que las fuentes procedan de un país miembro de la Unión Europea, se aplica un régimen de comunicación de los traslados de fuentes a las autoridades del país receptor y aceptación por estas, establecido en el Reglamento 1493/1993/Euratom, relativo a los traslados de sustancias radiactivas entre los Estados miembros.

En el caso de las fuentes con origen o destino en países de fuera de la Unión Europea se aplica el Código de Conducta sobre la Seguridad Tecnológica y Física de las Fuentes de Radiación y, más específicamente, la guía suplementaria al mismo sobre Importación y Exportación de Fuentes Radiactivas. Esa guía prevé un régimen de consentimiento previo por el Organismo Regulador del país importador para el envío de cualquier fuente de categoría uno, así como una comunicación previa a la fecha efectiva de envío. Para las fuentes de categoría dos sólo se requiere una comunicación previa a la fecha efectiva de envío. En España, el CSN ha sido designado como punto de contacto para las comunicaciones derivadas de la aplicación del citado Reglamento y de la guía.

Comercialización de fuentes radiactivas

Conforme al mencionado artículo 74 del RINR, la comercialización de fuentes radiactivas requiere de autorización por parte de la DGPEM, previo informe del CSN. En todo caso, aquellas empresas comercializadoras que, en razón de sus actividades, necesiten disponer de una instalación radiactiva autorizada, podrán solicitar una autorización única. La Instrucción IS-28, del CSN, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas, establece la obligación de que las empresas comercializadoras tengan establecidos los acuerdos oportunos con el fabricante o proveedor de origen para la devolución de las fuen-

tes radiactivas fuera de uso que recojan a sus clientes. Cuando esto no sea posible, transferirán las fuentes a una empresa autorizada para su gestión como residuo radiactivo.

Función de control e inspección del CSN en instalaciones autorizadas

Al CSN corresponde, como único Organismo competente en España en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, conforme a la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del CSN, llevar a cabo la labor de control e inspección de las instalaciones nucleares y radiactivas autorizadas.

El CSN, en el ejercicio de tales funciones, cuando encuentra situaciones de fuentes o equipos radiactivos fuera de uso, insta a los titulares para que sean retirados siguiendo los cauces previstos en la reglamentación y supervisa la ejecución de estas actuaciones.

En el año 2014, el CSN estableció un Protocolo que agrupa de modo sistemático todos los medios y herramientas que el CSN y la reglamentación española tienen disponible para detectar las entidades con problemas de viabilidad, sea por problemas económicos o cualquier otra causa, establecer el riesgo de cada situación específica y actuar a tiempo. Con anterioridad, en el año 2013, el CSN había emitido una Instrucción a todos los titulares de fuentes radiactivas encapsuladas para requerir actuaciones en caso de que tuvieran problemas de viabilidad y, si no eran capaces de mantener adecuadamente el control de las fuentes, el requisito de transferir las mismas a una entidad fiable: otro titular autorizado, al proveedor o a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa). El Protocolo se aplicó en una fase piloto durante los años 2015 y 2016 y se implantó formalmente en el año 2017.

Particularidades relativas a la gestión de fuentes selladas de alta actividad

En diciembre de 2003 el Consejo de la Unión Europea aprobó la Directiva 122/2003/Euratom sobre el control de fuentes selladas de actividad elevada y de las fuentes huérfanas. Esa Directiva, derogada por la Directiva 2013/59/Euratom, fue transpuesta a la reglamentación nacional española mediante el Real Decreto 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas, cuyas disposiciones relativas a las fuentes huérfanas han sido derogadas por el Real Decreto 451/2020, mientras que aquellas relativas a fuentes encapsuladas de alta actividad permanecerán vigentes, hasta la aprobación del nuevo RINR.

Este Real Decreto 229/2006 incluye requisitos específicos relativos al control de fuentes encapsuladas de alta actividad y a la gestión de fuentes en desuso. En su artículo 5, dicho real decreto indica que antes de completar el trámite de autorización previo a la puesta en marcha de la instalación radiactiva en cuya autorización esté incluida una fuente de alta actividad, su poseedor deberá concertar con el proveedor los acuerdos oportunos para su devolución cuando esta quede en desuso y establecer una garantía financiera para hacer frente a su gestión segura en ese momento, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia que pueda ocurrir.

Esa misma norma establece, en su artículo 7, la obligación de los poseedores de fuentes de llevar una hoja de inventario de cada una de las fuentes bajo su responsabilidad, donde conste su localización y sus transferencias, debiendo remitir una copia al CSN y MITERD. También debe remitir una copia de esa hoja específicamente en el caso de cualquier cambio en la localización o, en su caso, en el almacenamiento habitual de la fuente; asimismo debe comunicar inmedia-

tamente y cuando se clausure la hoja de inventario de una fuente determinada la identificación del nuevo poseedor o la instalación reconocida a la que se haya transferido.

Como medida adicional, ese artículo requiere que el Consejo de Seguridad Nuclear lleve un inventario actualizado de ámbito estatal de los poseedores autorizados y de las fuentes que poseen. A tal fin, en la oficina virtual del CSN hay una aplicación en la que los titulares de las instalaciones cargan las hojas de inventario de fuentes encapsuladas de alta actividad, lo que les facilita la labor de reportar datos y permite al CSN hacer contajes, estadísticas, etc. de tales datos.

El artículo 8 de esa norma establece que el poseedor devolverá toda fuente en desuso al proveedor, para lo que habrá de concertar previamente con este los acuerdos oportunos, o la transferirá a otro poseedor autorizado o a una instalación reconocida, sin retrasos injustificados después de que se haya dejado de usar. Finalmente, esa norma incluye requisitos relativos a identificación y marcado de fuentes y formación de personal.

Gestión final prevista para fuentes radiactivas en desuso

En cuanto a la disposición final de las fuentes radiactivas en desuso, las disposiciones que se adoptan en España son diversas en función de las diferentes situaciones que pueden presentarse.

Cuando se trata de fuentes radiactivas para las que el titular ha obtenido una autorización como instalación radiactiva, la Instrucción IS-28, del CSN, sobre las especificaciones técnicas de funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas establece que el titular devolverá toda fuente en desuso al proveedor, para lo que habrá de concertar previamente con éste los acuerdos oportunos, o la transferirá a otro titular autorizado para su posesión. Cuando las alternativas anteriores no sean posibles las fuentes se transferirán a una entidad autorizada para su gestión como residuo radiactivo.

Igualmente, el mencionado Real Decreto 229/2006, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas requiere que, antes de completar el trámite de autorización previo a la puesta en marcha de la instalación radiactiva en cuya autorización está incluida una fuente encapsulada de alta actividad, su poseedor deberá:

a) Concertar con el proveedor los acuerdos oportunos para la devolución de la fuente en desuso.

b) Establecer una garantía financiera para hacer frente a la gestión segura de ésta cuando se convierta en fuente en desuso, incluso en caso de insolvencia, cese de actividad o cualquier otra contingencia que le pueda ocurrir al poseedor de este tipo de fuentes.

Como ya se ha indicado, existen situaciones en las que el titular de una instalación autorizada para la posesión y uso de fuentes radiactivas no puede devolver las mismas al final de su vida útil al suministrador (por ejemplo, debido a que éste haya cesado en su actividad). En estos casos los límites y condiciones de las autorizaciones establecen que el titular debe dirigirse a Enresa para que esta proceda a su retirada y gestión como residuo radiactivo. En este caso es Enresa quien, en base a la normativa que regula su actividad, es responsable de la gestión de las fuentes radiactivas y de dar un destino final a las mismas acorde con la reglamentación aplicable. Aquellas fuentes que, debido a sus características radiológicas, cumplieran con los criterios de aceptación del C.A. El Cabril, serían almacenadas definitivamente en sus celdas. Por el contrario, para aquellas que no, se procedería a su almacenamiento temporal en dicho centro hasta la disponibilidad del Almacén Temporal Centralizado.

Gestión de fuentes huérfanas

En el caso de que se trate de fuentes radiactivas huérfanas, es decir, que se encuentran fuera del sistema de control regulador, sea porque nunca lo han estado o sea porque han sido abandonadas, perdidas, extraviadas, robadas o transferidas de otro modo sin la debida autorización, las actuaciones a llevar a cabo son las establecidas por el Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas. Dichas actuaciones tendrán como finalidad la retirada del material por parte de Enresa. Esta retirada requerirá una autorización específica del MITERD, previo informe del CSN, de acuerdo con lo establecido en el artículo 74 del RINR y en el artículo 13 del citado Real Decreto 451/2020.

Un caso especial dentro del conjunto de las fuentes huérfanas es el de aquellas que se detectan en las instalaciones destinadas a la recuperación, almacenamiento o manipulación de materiales metálicos para su reciclado. Las actuaciones para la gestión segura de éstas están previstas en el Real Decreto 451/2020 y en el Protocolo de Colaboración sobre la Vigilancia Radiológica de los Materiales Metálicos suscrito entre las compañías del sector, el MITERD, el CSN, Enresa y las organizaciones sindicales. La adhesión al citado Protocolo es de carácter voluntario, pero muchos de los compromisos que se adquieren al adherirse a él se han convertido en obligatorios tras la aprobación del Real Decreto 451/2020. En todo caso, el citado real decreto establece que las actuaciones a llevar a cabo por las instalaciones adscritas al Protocolo se seguirán realizando en el marco de éste.

Tanto el Protocolo como el Real Decreto 451/2020 establecen la obligación de los titulares de las instalaciones citadas de disponer de un sistema de vigilancia y control radiológicos. En caso de detección de material radiactivo, se deberá avisar al personal técnico en protección radiológica autorizado, que identificará el isótopo radiactivo y su actividad, y mantener el material en situación segura hasta su retirada por Enresa.

En cuanto a la asunción de los costes de gestión de estas fuentes huérfanas, el Protocolo establece que cuando la fuente radiactiva sea de procedencia nacional será gestionada como residuo radiactivo por Enresa, que asumirá los costes. En el caso de que la fuente detectada en los materiales metálicos no sea de procedencia nacional, los costes derivados de su gestión serán por cuenta de las empresas adscritas, sin perjuicio de que, en su caso, éstas los puedan repercutir al suministrador o expedidor de la chatarra.

Para empresas no adscritas al Protocolo, los costes de gestión de las fuentes huérfanas serán sufragados según lo establecido por el Real Decreto 451/2020. Éste establece que estos costes serán asumidos por el último poseedor de la fuente en el caso de que pueda ser identificado; si esto no fuera posible, los costes serán asumidos por el operador o, en su defecto, por el titular de la instalación en la que la fuente fue detectada, sin perjuicio de aquellos supuestos en los que los costes puedan cargarse al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR (como por ejemplo la gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos).

Otro caso especial lo constituyen las dotaciones de agujas de Ra-226 para uso médico que se utilizaron en España en fechas anteriores al desarrollo de la normativa que regula las autorizaciones para la posesión y uso de fuentes y materiales radiactivos. Estas fuentes dejaron de utilizarse hace muchos años y han sido objeto de campañas específicas para su recuperación, retirada y gestión por Enresa. Los costes de esta gestión se han sufragado con cargo al fondo de Enresa sin coste para los poseedores. En este momento se considera culminada su campaña de recogida y retirada tras varios años sin que aparezca ninguna nueva.

Gestión, en todo caso, en condiciones de seguridad

La posesión, utilización, transferencia y disposición final de las fuentes radiactivas en condiciones de seguridad en todos los casos mencionados en los párrafos precedentes, queda garantizada ya que las diferentes entidades que participan en esos procesos están obligadas a cumplir con lo dispuesto en el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio. Esta norma española incluye requisitos sobre seguridad y protección radiológica equivalentes a los recogidos en las normas internacionales sobre protección radiológica y sobre seguridad de las fuentes de radiación, del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), y en la Directiva 96/29/Euratom, de la Unión Europea. La Directiva 96/29/Euratom ha sido derogada por la Directiva 2013/59/Euratom, y el citado Real Decreto 783/2001 será derogado por un real decreto en elaboración, que aprobará el nuevo Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.

España comunicó en abril de 2004 al Director General de OIEA su compromiso para la aplicación del Código de Conducta para la Seguridad Tecnológica y Seguridad Física de las Fuentes de Radiación, lo que supone, de hecho, reforzar las medidas para mantener un control eficaz de las fuentes de radiación desde su fabricación hasta su disposición final en una instalación autorizada. Estas medidas se encuentran recogidas en la reglamentación nacional relativa a seguridad, protección radiológica, gestión de residuos radiactivos, transporte y control de fuentes radiactivas.

Asimismo, España comunicó al Director General del OIEA, en 2017, su compromiso en la aplicación de las Directrices sobre importación y exportación de fuentes radiactivas publicada por dicho Organismo como desarrollo del mencionado Código de Conducta, habiendo designado un punto contacto nacional para el intercambio de las solicitudes de consentimiento para traslados de fuentes y las notificaciones de envíos de las mismas.

Finalmente, España comunicó al Organismo, en junio de 2019, su suscripción a las Orientaciones sobre la gestión de las fuentes radioactivas en desuso, manifestando su intención de continuar actuando de conformidad con estas Orientaciones, y de usarlas como información complementaria en la aplicación del mencionado Código de Conducta del OIEA.

También es de destacar que, en virtud del Real Decreto 1308/2011 sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares y de las fuentes radiactivas, se ha establecido un régimen de protección física que: a) proporciona protección contra el robo, hurto u otra apropiación ilícita de materiales nucleares y fuentes radiactivas durante su utilización, almacenamiento y transporte, b) garantiza la aplicación de medidas adecuadas para localizar y, según corresponda, recuperar el material nuclear o las fuentes radiactivas perdidos o robados, c) protege contra el sabotaje o cualquier otra actuación ilegal que pueda tener consecuencias radiológicas o perjudicar o alterar el normal funcionamiento de las instalaciones, y d) mitiga las consecuencias radiológicas de un sabotaje.

En lo relativo a fuentes radiactivas, dicho real decreto establece una clasificación, en función de la actividad y peligrosidad de una serie de radionucleidos y, para los que alcanzan determinada categoría, impone una serie de requisitos; básicamente que quien las utilice deberá contar con un permiso que emitirá el MITERD, previo informe favorable tanto del CSN como del Ministerio del Interior. Este permiso estará basado en la comprobación de que el solicitante dispone de un sistema adecuado de seguridad física, tanto en medios materiales como en la organización y protocolos de operación y custodia de los materiales radiactivos.

Por último, la Instrucción IS-41, del CSN, por la que se aprueban los requisitos sobre protección física de fuentes radiactivas desarrolla los requisitos del citado Real Decreto 1308/2011 y alinea la normativa española en la materia con la Nuclear Security Series N.º 11 Security of

Radioactive Sources del OIEA. La norma establece las funciones básicas del sistema de protección física de fuentes radiactivas (disuasión, detección, retardo y respuesta), la organización y gestión de la seguridad y el contenido del Plan de protección física, un documento oficial que describe el sistema y que debe desarrollar cada instalación y someterlo a la aprobación del ejecutivo que le concedió la autorización de funcionamiento.

28.2. Readmisión en territorio español de fuentes selladas en desuso

Como ya se ha mencionado, en España actualmente no existen instalaciones para la fabricación o producción de fuentes radiactivas selladas. No obstante, en la normativa española no existe disposición alguna que impida la readmisión de fuentes radiactivas exportadas por potenciales fabricantes españoles.

La autorización a titulares españoles para la importación de fuentes radiactivas selladas desde otros países requiere que estos cumplan con las previsiones de este artículo, admitiendo la devolución de las fuentes fuera de uso a suministradores o fabricantes autorizados en su territorio nacional.

Sección K.

Esfuerzos generales para mejorar la seguridad

Sección K. Esfuerzos generales para mejorar la seguridad

K1. Medidas adoptadas en relación con los retos y sugerencias identificadas en la SEXTA reunión de revisión de la Convención Conjunta

Durante el periodo que cubre este Informe, España ha continuado trabajando en aquellos retos y sugerencias que fueron identificados en la sexta reunión de revisión de la Convención, según se ha resumido ya bajo la sección A.2.

K2. Posibles áreas de mejora y actividades planificadas para mejorar la seguridad

En este Séptimo Informe Nacional se ha expuesto la situación en España en relación con la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos en el contexto de los requisitos de seguridad establecidos en la Convención Conjunta. A la vista de la información proporcionada en el tratamiento de cada artículo y la valoración de su cumplimiento, se puede afirmar de un modo general que el sistema español sigue cumpliendo con los requisitos de la Convención.

No obstante, teniendo en cuenta la propia naturaleza de la gestión segura de los residuos radiactivos y del combustible gastado, se continúa trabajando en la mejora del marco legal y reglamentario, así como otras áreas identificadas, que se señalan a continuación y en las que se espera obtener progresos a corto y medio plazo:

K2.1. Desarrollo normativo en relación con la seguridad en la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos

Según se ha ido señalando a lo largo de este Informe, los aspectos en los que se continuará trabajando para seguir completando el marco legal y reglamentario sobre la gestión a largo plazo del combustible gastado y los residuos radiactivos son:

- ✓ Completar la trasposición al ordenamiento jurídico nacional de la Directiva 2013/59/Euratom del Consejo, de 5 de diciembre de 2013, por la que se establecen normas bá-

sicas de seguridad para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes, mediante la aprobación de un nuevo Reglamento de protección sanitaria contra los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes y de un nuevo Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas, principalmente.

K2.2. Licenciamiento y construcción de un Almacén Temporal Centralizado (ATC)

Como se ha indicado en la sección B.4 del presente Informe, la estrategia básica contemplada en el borrador de Séptimo PGRR para la gestión del combustible gastado generado por las centrales españolas, así como de aquellos residuos radiactivos que, por sus características, no pueden ser gestionados en el C.A. El Cabril, continúa siendo su almacenamiento temporal en un Almacén Temporal Centralizado, hasta la disponibilidad de una instalación de almacenamiento definitivo. No obstante, como ya se ha indicado, dicha opción deberá ser confirmada por el Gobierno mediante la aprobación del Plan, actualmente en tramitación. De ser así, el objetivo prioritario para los próximos años consistiría en la puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) en 2028, estando prevista la entrada en servicio de un Almacén de Espera de Contenedores (AEC) en 2026 (véase artículo 6 del presente Informe).

K2.3. Ampliación capacidad CA el Cabril

Como ya se ha indicado en la sección B5 y en el artículo 13, está previsto llevar a cabo, en los próximos años, el licenciamiento de una ampliación de capacidad del C.A. El Cabril de almacenamiento de RBMA.

K2.4. Aprobación de un Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)

Como ya se ha indicado en la sección B.1, con fecha 10 de marzo de 2020 Enresa remitió una propuesta de PGRR a la Secretaría de Estado de Energía del MITERD, la cual dio comienzo a la tramitación de un borrador de Séptimo PGRR, que deberá ser aprobado por el Gobierno tras haber completado su tramitación conforme a los procedimientos establecidos en la normativa sectorial y medioambiental.

K2.5. Implementación de los Planes de Acción resultantes de la misión combinada IRRS-ARTEMIS

Actualmente, está en desarrollo la ejecución de las actuaciones identificadas en el Plan de Acción resultante de la parte IRRS de la misión, con el propósito de completar la gran mayoría de las actuaciones, y lograr un grado de avance satisfactorio en las restantes, de cara a la misión de seguimiento prevista, inicialmente, para otoño de 2021. De la misma manera, con posterioridad a la finalización de la misión, ya han dado comienzo las actuaciones a corto plazo previstas en el Plan de Acción propuesto como resultado de la parte ARTEMIS, un resumen del cual puede encontrarse en la sección K4. La implementación de ambos planes y el cumplimiento de las diferentes actuaciones e hitos se considera un reto por el esfuerzo que va a ser necesario

para llevarlo a cabo, que debe ser compaginado con las actividades rutinarias llevadas a cabo por los organismos nacionales involucrados.

K2.6. Retener, mantener y mejorar los conocimientos técnicos y recursos profesionales, tanto en el CSN como en las organizaciones de los titulares, mediante un análisis sistemático de las necesidades de competencias y habilidades. Mejorar la gestión de recursos humanos en el CSN adecuando el personal a las necesidades de cada unidad, tanto a corto como a largo plazo

El CSN dispone de un personal técnico altamente cualificado para desarrollar con plenas garantías las funciones que tiene encomendadas. Sin embargo, en línea con lo identificado por el equipo revisor de la misión combinada IRRS-ARTEMIS, el Organismo regulador dispone de una plantilla de personal con una media de edad de 53 años, por lo que ha identificado como desafío llevar a cabo un plan para mantener las competencias existentes a corto y medio plazo. Adicionalmente, se ha identificado adecuado la revisión del programa de formación del organismo para que esté basado en un análisis de las competencias y habilidades necesarias en los próximos años.

En lo que se refiere a los titulares, el CSN deberá seguir garantizando que cumplen los requisitos adecuados relativos a la capacitación del personal para poder garantizar la operación segura de las instalaciones.

K3. Información sobre fortalezas del Sistema nacional de Gestión de Residuos Radiactivos y Combustible Gastado en España en el ámbito de la Convención Conjunta

A la vista del Informe, cabe afirmar que España dispone de la infraestructura necesaria para la gestión del combustible gastado y de los residuos radiactivos, desde los puntos de vista institucional, administrativo, técnico y económico- financiero, habiéndose establecido, además, los mecanismos oportunos que garanticen los derechos de acceso a la información de los ciudadanos y la participación de la sociedad.

Asimismo, el marco legal y reglamentario para la gestión del combustible gastado y la gestión de los residuos, que se integra en el marco general por el que se regula la energía nuclear en España, es un marco amplio y desarrollado acorde con la evolución de los requisitos reguladores internacionales. Dentro de este marco se establecen claramente las responsabilidades de los diferentes actores, así como la distribución de funciones entre las autoridades competentes en razón de la materia. Estas funciones, si bien se ejercen de manera separada e independiente, se integran, de manera coordinada, dentro de un marco administrativo común.

Como ya se ha indicado a lo largo del Informe, la misión combinada de revisión interpares IRRS-ARTEMIS llevó a cabo una revisión en profundidad de este marco, así como de los programas y la gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear gastado, según los estándares de seguridad del OIEA y las buenas prácticas internacionales.

El equipo de expertos internacionales de la misión observó, como área de buen funcionamiento, que España ha desarrollado una estrategia para la gestión segura del combustible gastado y los residuos radiactivos generados en el país, tanto en la actualidad como en el futuro, incluidos los residuos procedentes de la clausura de las instalaciones existentes, considerando que la estrategia propuesta es meritoria y coherente con las normas de seguridad internacionales.

Adicionalmente, el equipo identificó una buena práctica de Enresa en relación al diseño del ATC: El diseño de este y su uso como parte de una estrategia de gestión del combustible gastado en España podrían contribuir significativamente a la seguridad nuclear y radiológica que debe promoverse a nivel internacional. Esta instalación, que se ha diseñado de acuerdo en base a las mejores prácticas internacionales, debería proporcionar la flexibilidad necesaria para asegurar una gestión continua del combustible gastado y los residuos en caso de que se produjeran sucesos que provocasen la indisponibilidad de la capacidad de almacenamiento en los emplazamientos con reactor, así como la posibilidad de investigar el comportamiento del combustible como fase previa a su almacenamiento geológico profundo.

K4. Planes y calendario de misiones de revisión inter-pares, o de sus misiones de seguimiento, así como medidas tomadas por España para hacer públicos sus informes de resultado

A petición del Gobierno de España, un equipo internacional formado por expertos de alto nivel en seguridad mantuvo reuniones con representantes del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el Organismo regulador de España, representantes del entonces Ministerio para la Transición Ecológica (MITECO) y representantes de la Empresa Nacional de Residuos Radioactivos (Enresa) entre el 15 y 26 de octubre de 2018, con el objetivo de llevar a cabo una misión combinada del Servicio integrado de revisión reguladora (IRRS, en inglés) y del Servicio integrado de revisión para programas de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado, de clausura y de restauración (ARTEMIS, en inglés).

Esta misión combinada de revisión inter-pares tenía por objeto revisar el marco normativo español en materia de seguridad nuclear y radiológica (IRRS) y ofrecer las opiniones y los consejos de expertos independientes en materia de gestión de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, de clausura y de restauración (ARTEMIS).

En relación con esta última, el equipo de expertos de ARTEMIS revisó las siguientes áreas: Marco y política nacional para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Estrategia nacional para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Inventario de combustible gastado y residuos radiactivos; Conceptos, planes y soluciones técnicas para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Caso de seguridad y evaluación de seguridad de las instalaciones y actividades de gestión de residuos radioactivos y combustible gastado; Estimaciones de coste y financiación de la gestión de los residuos radioactivos y del combustible gastado; Capacitación para la gestión de residuos radioactivos y combustible gastado - experiencia, formación y habilidades.

Los resultados de la misión fueron recogidos en un informe resultante que se encuentra a disposición del público en las páginas web de MITERD y CSN, así como en la página web del OIEA.

A modo de síntesis, el informe resultante de la misión ARTEMIS formuló cinco recomendaciones y dos sugerencias, así como una buena práctica y un área de buen funcionamiento ya referidas en la sección K3.

En relación con las recomendaciones, la primera se refiere a la necesidad de actualización del PGRR. La segunda insta al Gobierno a asegurar que el retraso en el ATC no impacte negativamente en la gestión segura del CG. La tercera recomendación se refiere a emprender las acciones necesarias para progresar en la implementación del programa del AGP, dirigiéndose a las tres organizaciones implicadas (MITERD, CSN y Enresa). La cuarta recomendación insta al Gobierno a revisar periódicamente los mecanismos de financiación de la gestión de residuos radiactivos y el desmantelamiento de instalaciones nucleares. Finalmente, la quinta recomendación insta a Enresa a evaluar la adecuación de fondos dedicados a I+D para apoyar el desarrollo del programa AGP.

Por su parte, las sugerencias, dirigidas a Enresa, están relacionadas con asegurar la capacidad suficiente para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos y con disponer de mecanismos que aseguren la transferencia de conocimiento en su ámbito de trabajo.

Estas sugerencias y recomendaciones han sido tomadas en cuenta para emprender acciones de mejora en el ámbito de la gestión de residuos radiactivos, que han sido recogidas en el Plan de Acción elaborado como resultado de la misión, en el que se incluyen y desarrollan, entre otros, los aspectos detallados a continuación.

En relación con la primera recomendación, la necesidad de actualizar el PGRR ya había sido identificada en el proceso de autoevaluación llevado a cabo por España antes de recibir la misión de revisión. Esto se ha materializado en la presentación al MITERD, por parte de Enresa, de una propuesta de séptimo PGRR, habiéndose iniciado su tramitación, estimada en dos años de duración, y que incluye someter dicho Plan a Evaluación Ambiental Estratégica.

Con respecto al aseguramiento de capacidad suficiente para el almacenamiento definitivo de residuos radiactivos, y concretamente de RBMA, ya se había identificado la necesidad de ampliar capacidad del CA. El Cabril. Los estudios previos necesarios en este sentido se han realizado en 2018 y en 2019; a partir de entonces, se preparará la documentación de solicitud de licencia de autorización y se iniciará la tramitación para su obtención. Los procedimientos previstos por la legislación contemplan tanto las autorizaciones reguladas en el RINR como el sometimiento a Evaluación de Impacto Ambiental, de conformidad con la legislación medioambiental, amén de otros procedimientos.

Sobre la cuestión del mantenimiento en condiciones seguras del combustible nuclear gastado en tanto no esté disponible el ATC, se están llevando a cabo actuaciones necesarias en los emplazamientos de las propias centrales nucleares para su gestión, de los cuales se ha dado cuenta a lo largo del presente Informe.

Tres recomendaciones más se referían a completar las acciones necesarias para progresar en la consecución del AGP. A tal efecto, se ha creado un grupo de trabajo compuesto por representantes de las tres organizaciones concernidas para que revise la legislación existente, identifique carencias y, elabore propuestas legislativas y actuaciones para llevar a cabo.

Por su parte, la recomendación de revisar el mecanismo de financiación se ha materializado en un incremento de la tasa que las centrales nucleares en operación abonan a Enresa, mediante Real Decreto 750/2019.

Finalmente, las sugerencias resultantes de la misión dirigidas a Enresa se han tomado en cuenta para diseñar estrategias de mantenimiento del conocimiento y asegurar la adecuada partida presupuestaria para los proyectos de I+D del programa AGP.

Por otro lado, durante el periodo que cubre el presente Informe, han tenido lugar distintas misiones de soporte técnico WANO (World Association of Nuclear Operators), inter pares a nivel de operador en Almaraz (enero de 2020), Ascó (septiembre de 2019), Cofrentes (abril de 2018), Trillo (octubre de 2017) y Vandellós II (septiembre de 2018), de seguimiento de éstas en Cofrentes (mayo de 2020) y Vandellós II (junio de 2020), así como corporativas de ANAV Asociación Nuclear Ascó Vandellós (mayo de 2017) y de Iberdrola/Cofrentes (noviembre de 2018). Asimismo, en Almaraz se llevó a cabo una misión OSART en febrero de 2018 y su seguimiento en noviembre de 2019.

K5. Información sobre la mejora de la apertura y la transparencia en la implementación de las obligaciones de la Convención

Con objeto de lograr una mayor transparencia y apertura al público en lo referente a la implementación de las obligaciones de la Convención Conjunta, el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico ha venido publicando en su página web todos los Informes Nacionales elaborados en cumplimiento del artículo 32 de la Convención, así como las preguntas y comentarios recibidos en el proceso de revisión del mismo. El Informe Nacional es igualmente accesible al público a través de las páginas web del CSN y del OIEA. Asimismo, tanto el Informe Nacional como los informes de los Relatores al Plenario y el informe resumen de las reuniones de revisión son remitidos a las respectivas Comisiones para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico del Congreso de los Diputados y del Senado.

Sección L.

Anexos

Sección L. Anexos

Anexo A.
Normativa de derecho interno en el ámbito de la energía nuclear y los residuos radiactivos

1. Normas de rango legal

- ✓ Ley sobre energía nuclear (Ley 25/1964 de 29 de abril; LEN; BOE 04.05.1964). Esta ley ha sido modificada por:
  - ⇨ Ley 25/1968, de 20 de junio, modificando los artículos 9 y 16 de la Ley 25/1964.
  - ⇨ Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.
  - ⇨ Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico (arts. 2.9).
  - ⇨ Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social (adición art. 2.12.bis y disposición adicional primera).
  - ⇨ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad (arts. 28-30, 84).
  - ⇨ Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980 (arts. 1, 2.12bis, 36-38 43, 44 bis y capítulo XIV).
  - ⇨ Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario (art. 38 bis).
  - ⇨ Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (arts. 2 y 28) (derogará el capítulo VII (excepto art. 45), y los capítulos VIII, IX y X una vez entre en vigor).
- ✓ Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 15/1980, de 22 de abril; BOE 25.04.1980). Esta ley ha sido modificada por:
  - ⇨ Ley 34/1998, de 7 de octubre, del sector de los hidrocarburos.
  - ⇨ Ley 14/1999, de 4 de mayo, de tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN.
  - ⇨ Ley 62/2003, de 30 de diciembre, de medidas fiscales, administrativas y del orden social.
  - ⇨ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad.
  - ⇨ Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980.
- ✓ Ley de tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear (Ley 14/1999, de 4 de mayo; BOE 05.05.1999). Modificada por:

- ⇨ Ley 30/2005, de 29 de diciembre, de Presupuestos Generales del Estado para el año 2006 (BOE 30.12.2005).

✓ Ley del sector eléctrico (Ley 54/1997, de 27 de noviembre; BOE 28.11.1997 y 31.12.2001). Esta ley ha sido modificada, en lo referente a la energía nuclear, por:

- ⇨ Ley 24/2005, de 18 de noviembre, de reformas para el impulso de la productividad (disposición adicional séptima).
- ⇨ Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario (disposición adicional sexta, y derogación de disposición adicional sexta bis).
- ⇨ Ley 2/2011, de 4 de marzo, de Economía sostenible, que modifica el apartado 9 cuarto de la disposición adicional sexta de la Ley 54/1997, que regula la tasa por la prestación de servicios de gestión de residuos radiactivos generados por instalaciones radiactivas y otras instalaciones.
- ⇨ Ley 24/2013, de 26 de diciembre, del Sector Eléctrico, que deroga la Ley 54/1997 excepto las disposiciones adicionales sexta y séptima (BOE 27.12.2013).

✓ La Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental (BOE 11.12.2013). Esta ley ha sido modificada por:

- ⇨ Ley 9/2018, de 5 de diciembre, por la que se modifica la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental (BOE 06.12.2018)

✓ Ley 27/2006 (Ley Aarhus), de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente (BOE 19.07.2006). Esta ley ha sido modificada por:

- ⇨ Real Decreto Legislativo 1/2008, de 11 de enero, por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de evaluación de impacto ambiental de proyectos.

✓ Ley 12/2006, de 27 de diciembre, sobre fiscalidad complementaria del Presupuesto de la Comunidad Autónoma de Andalucía (BOE 16.01.2007).

✓ Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (BOE 28.05.2011). Aún no vigente.

✓ Ley 15/2012, de 27 de diciembre, de medidas fiscales para la sostenibilidad energética (BOE 28.12.2012), modificada por:

- ⇨ Ley 16/2013, de 29 de octubre por la que se establecen determinadas medidas en materia de fiscalidad medioambiental y se adoptan otras medidas tributarias y financieras (BOE 30.10.2013).

2. Normas de rango reglamentario

✓ Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas. (Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre; BOE 31.12.1999). Este Reglamento fue modificado por:

- ⇨ Real Decreto 35/2008, de 18 de enero, por el que se modifica el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas.
- ⇨ Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011).

- ⇨ Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.

✓ Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes. (Real Decreto 783/2001, de 6 de julio; BOE 26.06.2001). Este Reglamento ha sido modificado por:

- ⇨ Real Decreto 1439/2010, de 5 de noviembre, por el que se modifica el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio (BOE 18.11.2010).

✓ Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos (BOE 08.03.2014).

✓ Real Decreto 1440/2010, de 5 de noviembre, por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear (BOE 22.11.2010).

✓ Real Decreto 229/2006, de 24 de febrero, sobre el control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas (BOE 28.02.2006). Este R.D. fue modificado por:

- ⇨ Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011).

✓ Real Decreto 775/2006, de 23 de junio, por el que se crea la Comisión interministerial para el establecimiento de los criterios que deberá cumplir el emplazamiento del almacén temporal centralizado de combustible nuclear gastado y residuos de alta actividad, y de su centro tecnológico asociado (BOE 05.07.2006).

✓ Real Decreto 413/1997, de 21 de marzo, sobre Protección Radiológica de los trabajadores externos con riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes por intervención en zona controlada (BOE 16.04.1997).

✓ Real Decreto 1132/1990, de 14 de septiembre, por el que se establecen medidas fundamentales de protección radiológica de las personas sometidas a exámenes y tratamientos médicos (BOE 18.09.1990). Este R.D. fue modificado por:

- ⇨ Real Decreto 220/1997, 14 febrero por el que se regulan los títulos académicos de especialista en radiofísica hospitalaria (BOE 01.03.1997).
- ⇨ Real Decreto 1976/1999, de 23 de diciembre, por el que se establecen los criterios de calidad en radiodiagnóstico (BOE 29.12.1999).

✓ Real Decreto 815/2001, de 13 de julio, sobre justificación del uso de las radiaciones ionizantes para la protección radiológica de las personas con ocasión de exposiciones médicas (BOE 14.07.2001).

✓ Real Decreto 1085/2009, de 3 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico (BOE 18.07.2009).

✓ Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 07.10.2011). Este R.D. fue modificado por:

- ⇨ Real Decreto 1086/2015, de 4 de diciembre, por el que se modifica el Real Decreto 1308/2011, de 26 de septiembre, sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares, y de las fuentes radiactivas (BOE 18.12.2015).

✓ Real Decreto 1464/1999, de 17 de septiembre, sobre actividades de la primera parte del ciclo del combustible nuclear (BOE 05.10.1999).

- ✓ Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan básico de Emergencia Nuclear (PLABEN); (BOE 14.07.2004). Este R. D. ha sido modificado por:
  - ⇨ Real Decreto 1428/2009, de 11 de septiembre (BOE 12.09.2009).
  - ⇨ Real Decreto 1276/2011, de 16 de septiembre (BOE 17.09.2011).
  - ⇨ Real Decreto 734/2019, de 20 de diciembre (BOE 03.01.2020).
- ✓ Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico (DBRR), aprobada mediante Real Decreto 1546/2010.
  - ⇨ Real Decreto 1276/2011, de 16 de septiembre (BOE 17.09.2011).
  - ⇨ Real Decreto 734/2019, de 20 de diciembre (BOE 03.01.2020).
- ✓ Real Decreto 1054/2015, de 20 de noviembre, por el que se aprueba el Plan Estatal de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico.
- ✓ Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares. (Decreto 2177/1967, de 22 de julio; BOE 18.09.1967). Este Reglamento fue modificado por:
  - ⇨ Decreto 742/1968, de 28 de marzo, por el que se modifica el artículo 66 del Reglamento.
  - ⇨ Y será parcialmente derogado una vez entre en vigor la Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos (BOE 28.05.2011).
- ✓ Real Decreto 110/2015, de 20 de febrero, sobre residuos de aparatos eléctricos y electrónicos (BOE 21.02.2015).
- ✓ Real Decreto 1428/1986, de 13 de junio, sobre pararrayos radiactivos (BOE 11.07.1986). Este R.D. fue modificado por:
  - ⇨ Real Decreto 903/1987, de 10 de julio (BOE 11.07.1987).
- ✓ Real Decreto 243/2009, de 27 de febrero, por el que se regula la vigilancia y control de traslados de residuos radioactivos y combustible nuclear gastado entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad (BOE 02.04.2009). Este R.D. fue modificado por:
  - ⇨ Real Decreto 102/2014, de 21 de febrero, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos.
- ✓ Real Decreto 97/2014, de 14 de febrero, por el que se regulan las operaciones de transporte de mercancías peligrosas por carretera en territorio español (BOE 27.02.2014).
- ✓ Real Decreto 412/2001, de 20 de abril, por el que se regulan diversos aspectos relacionados con el transporte de mercancías peligrosas por ferrocarril (BOE 08.05.2001), modificado por Orden Ministerial de 1/02/2007.
- ✓ Real Decreto 1749/1984, de 1 de agosto, que aprueba el Reglamento Nacional de transporte de mercancías peligrosas por vía aérea, (BOE 02.10.1984) modificado por Orden Ministerial de 28/12/1990 y por Orden Ministerial FOM/456/2014, de 13 de marzo.
- ✓ Real Decreto 145/1989, de 20 de enero, por el que se aprueba el Reglamento Nacional de admisión, manipulación y almacenamiento de mercancías peligrosas en los puertos (BOE 13.02.1989).

3. Instrucciones del Consejo

- ✓ Instrucción IS-01, de 31 de mayo de 2001, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se define el formato y contenido del documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) regulado en el Real Decreto 413/1997 (BOE 6.8.2001).
- ✓ Instrucción IS-02 revisión 1, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación de actividades de recarga en centrales nucleares de agua ligera (BOE 16.9.2004).
- ✓ Instrucción IS-03, de 6 de noviembre de 2002, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes (BOE 12.12.2002).
- ✓ Instrucción IS-04, de 5 de febrero de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regulan las transferencias, archivo y custodia de los documentos correspondientes a la protección radiológica de los trabajadores, público y medio ambiente, de manera previa a la transferencia de titularidad de las prácticas de las centrales nucleares que se efectúe con objeto de su desmantelamiento y clausura (BOE 28.2.2003).
- ✓ Instrucción IS-05, de 26 de febrero de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los valores de exención para nucleidos según se establece en las tablas A y B del anexo I del Real Decreto 1836/1999 (BOE 10.4.2003).
- ✓ Instrucción IS-06, de 9 de abril de 2003, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los programas de formación en materia de protección radiológica básico y específicos regulados en el Real Decreto 443/1997, de 21 de marzo, en el ámbito de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible (BOE 3.6.2003). Con fecha 28 de octubre de 2004, el CSN remitió una circular informativa a todas las empresas externas aclarando algunos aspectos de la aplicación práctica de esta Instrucción.
- ✓ Instrucción IS-07, de 22 de junio de 2005, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre campos de aplicación de licencias de personal de instalaciones radiactivas (BOE 20.7.2005).
- ✓ Instrucción IS-08, de 27 de julio de 2005, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas, el asesoramiento específico en protección radiológica (BOE 5.10.2005).
- ✓ Instrucción IS-09, de 14 de junio de 2006, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios a los que se han de ajustar los sistemas, servicios y procedimientos de protección física de las instalaciones y materiales nucleares (BOE 07.7.2006).
- ✓ Instrucción IS-10, Revisión 1, de 30 de julio de 2014, sobre criterios de notificación de sucesos en centrales nucleares (BOE 19.9.2014).
- ✓ Instrucción IS-11, Revisión 1, de 30 de enero de 2019 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre licencias de personal de operación de centrales nucleares (BOE 15.2.2019).
- ✓ Instrucción IS-12, de 28 de febrero de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se definen los requisitos de cualificación y formación del personal sin licencia, de plantilla y externo, en el ámbito de las centrales nucleares (BOE 11.5.2007).

- ✓ Instrucción IS-13, de 21 de marzo de 2007, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares (BOE 7.5.2007).
- ✓ Instrucción IS-14, de 24 de octubre de 2007 del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la Inspección Residente del CSN en centrales nucleares (BOE 8.11.2007).
- ✓ Instrucción IS-15, revisión 1, de 5 de mayo de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos para la vigilancia de la eficacia del mantenimiento en centrales nucleares (BOE 16.6.2016).
- ✓ Instrucción IS-16, de 23 de enero de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regulan los periodos de tiempo que deberán quedar archivados los documentos y registros de las instalaciones radiactivas (BOE 12.2.2008).
- ✓ Instrucción IS-17, de 30 de enero de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la homologación de cursos o programas de formación para el personal que dirija el funcionamiento u opere los equipos en las instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico y acreditación del personal de dichas instalaciones (BOE 19.2.2008).
- ✓ Instrucción IS-18, de 2 de abril de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios aplicados por el Consejo de Seguridad Nuclear para exigir, a los titulares de las instalaciones radiactivas, la notificación de sucesos e incidentes radiológicos (BOE 16.4.2008).
- ✓ Instrucción IS-19, de 22 de octubre de 2008, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los requisitos del sistema de gestión de las instalaciones nucleares (BOE 8.11.2008).
- ✓ Instrucción IS-20, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los requisitos de seguridad relativos a contenedores de almacenamiento de combustible gastado (BOE 18.2.2009).
- ✓ Instrucción IS-21, de 28 de enero de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos aplicables a las modificaciones en las centrales nucleares (BOE 19.2.2009).
- ✓ Instrucción IS-22, Revisión 1 de 15 de noviembre de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de centrales nucleares (BOE 30.11.2017).
- ✓ Instrucción IS-23, de 4 de noviembre de 2009, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre inspección en servicio de centrales nucleares (BOE 24.11.2009).
- ✓ Instrucción IS-24, de 19 de mayo de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se regulan el archivo y los periodos de retención de documentos y registros de las instalaciones nucleares (BOE 1.6.2010).
- ✓ Instrucción IS-25, de 9 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios y requisitos sobre la realización de los análisis probabilistas de seguridad y sus aplicaciones a las centrales nucleares (BOE 24.6.2010).
- ✓ Instrucción IS-26, de 16 de junio de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos básicos de seguridad nuclear aplicables a las instalaciones nucleares (BOE 08.7.2010).
- ✓ Instrucción IS-27, Revisión 1 de 14 de junio de 2017, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios generales de diseño de centrales nucleares (BOE 3.07.2017).
- ✓ Instrucción IS-28, de 22 de septiembre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento que deben cumplir las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría (BOE 11.10.2010).

- ✓ Instrucción IS-29, de 13 de octubre de 2010, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios de seguridad en instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad (BOE 2.11.2010).
- ✓ Instrucción IS-30, Revisión 2, de 16 de noviembre de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre requisitos del programa de protección contra incendios en centrales nucleares (BOE 30.11.2016).
- ✓ Instrucción IS-31, de 26 de julio de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre los criterios para el control radiológico de los materiales residuales generados en las instalaciones nucleares (BOE 17.9.2011).
- ✓ Instrucción IS-32, de 16 de noviembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de centrales nucleares (BOE 5.12.2011).
- ✓ Instrucción IS-33, de 21 de diciembre de 2011, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios radiológicos para la protección frente a la exposición a la radiación natural (BOE 26.1.2012).
- ✓ Instrucción IS-34, de 18 de enero de 2012, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre criterios en relación con las medidas de protección radiológica, comunicación de no conformidades, disponibilidad de personas y medios en emergencias y vigilancia de la carga en el transporte de material radiactivo (BOE 4.2.2012).
- ✓ Instrucción IS-35, de 4 de diciembre de 2013, del Consejo de Seguridad Nuclear, en relación con el tratamiento de las modificaciones de diseño de bultos de transporte de material radiactivo con certificado de aprobación de origen español y de las modificaciones físicas o de operación que realice el remitente de un bulto sobre los embalajes que utilice (BOE 4.1.2014).
- ✓ Instrucción IS-36, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre Procedimientos de operación de emergencia y gestión de accidentes severos en centrales nucleares (BOE 17.2.2015).
- ✓ Instrucción IS-37, de 21 de enero de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre análisis de accidentes base de diseño en centrales nucleares (BOE 26.2.2015).
- ✓ Instrucción IS-38, de 10 de junio de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre la formación de las personas que intervienen en los transportes de material radiactivo por carretera (BOE 6.7.2015).
- ✓ Instrucción IS-39, de 10 de junio de 2015, del Consejo de Seguridad Nuclear, en relación con el control y seguimiento de la fabricación de embalajes para el transporte de material radiactivo (BOE 6.7.2015).
- ✓ Instrucción IS-40, de 26 de abril de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, sobre documentación que debe aportarse en apoyo a la solicitud de autorización para la comercialización o asistencia técnica de aparatos, equipos y accesorios que incorporen material radiactivo o sean generadores de radiaciones ionizantes (BOE 13.5.2016).
- ✓ Instrucción IS-41, de 26 de julio de 2016, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se aprueban los requisitos sobre protección física de fuentes radiactivas (BOE 16.9.2016).
- ✓ Instrucción IS-43 de 20 de marzo de 2019, del Consejo de Seguridad Nuclear, por la que se establecen los criterios de notificación de sucesos relativos a la seguridad física por parte de las centrales nucleares (BOE de 4.4.2019). Corrección de errores (BOE de 1.7.2019).

Anexo B.
Proceso de licenciamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas

Conforme al artículo 28 de la Ley 25/1980, de 29 de abril, sobre energía nuclear, las instalaciones nucleares y radiactivas estarán sometidas a un régimen de autorizaciones emitidas por el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD), previo informe preceptivo del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Dicho proceso de licenciamiento, tanto de las instalaciones nucleares como de las radiactivas, se rige por el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre.

De acuerdo con el RINR, estas autorizaciones serán concedidas por el MITERD, al que serán dirigidas las solicitudes junto con la documentación requerida en cada caso. El MITERD remitirá una copia de cada solicitud y su documentación al Consejo de Seguridad Nuclear para la emisión del informe preceptivo.

Los informes del CSN son preceptivos y, además, vinculantes cuando tengan carácter negativo o denegatorio de una concesión y, asimismo, en lo relativo a las condiciones que establezcan, si fueran positivos.

Asimismo, el MITERD remitirá, en su caso, una copia de toda la documentación a las Comunidades Autónomas con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación o la zona de planificación prevista en la normativa básica sobre planificación de emergencias nucleares y radiológicas, a los efectos de que formulen alegaciones en el plazo de un mes.

El MITERD, una vez recibido el informe del CSN y previos los dictámenes, informes y alegaciones que pudieran corresponder, adoptará la oportuna resolución.

El RINR clarifica, además, que las funciones ejecutivas que en este Reglamento corresponden al MITERD, en relación con las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, se entenderán atribuidas a las Comunidades Autónomas cuando éstas tengan transferidas dichas funciones.

1. Sistema de licenciamiento de instalaciones nucleares

Según define el RINR son instalaciones nucleares:

1. Las centrales nucleares
2. Los reactores nucleares
3. Las fábricas que utilicen combustibles nucleares para producir sustancias nucleares y aquellas en que se proceda al tratamiento de sustancias nucleares
4. Las instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares

5. Los dispositivos e instalaciones que utilicen reacciones nucleares de fusión o fisión para producir energía o con vistas a la producción o desarrollo de nuevas fuentes energéticas.

De acuerdo con el RINR, las instalaciones nucleares requieren para su funcionamiento distintas autorizaciones administrativas, según el caso, que son: autorización previa o de emplazamiento, autorización de construcción, autorización de explotación, autorización de modificación y autorización de desmantelamiento, que termina en una declaración de clausura, o autorización de desmantelamiento y cierre, que termina en una declaración de cierre. El procedimiento de concesión de cada una de estas autorizaciones se encuentra regulado en el propio Reglamento y de modo somero se expone a continuación.

La concesión de las autorizaciones expuestas a continuación corresponde al titular del MITERD, si bien tales competencias se encuentran delegadas en el titular de la Secretaría de Estado de Energía, con excepción de la autorización de modificación, cuyo otorgamiento corresponde al Director General de Política Energética y Minas.

Autorización previa

La autorización previa o de emplazamiento es un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y de la idoneidad del emplazamiento elegido. Su obtención faculta al titular para iniciar las obras de infraestructura preliminares que se autoricen y solicitar la autorización de construcción de la instalación.

La solicitud de autorización previa ha de ir acompañada de los siguientes documentos:

a) Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido.

b) Memoria descriptiva de los elementos fundamentales de que consta la instalación, junto con la información básica sobre la misma.

c) Anteproyecto de construcción, que incluya fases y plazos de ejecución y estudio económico previo sobre las inversiones financieras y costes previstos.

d) Estudio de caracterización del emplazamiento y de la zona de influencia de la instalación.

e) Organización prevista para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.

f) Descripción de las actividades y obras preliminares de infraestructura que pretenden realizarse.

En el proceso de tramitación de esta solicitud se abre un período de información y participación pública, que se describe con detalle en el punto 3 de este Anexo.

Autorización de construcción

Faculta al titular para iniciar la construcción de la instalación y para solicitar la autorización de explotación.

Esta solicitud irá acompañada de la siguiente documentación:

a) Proyecto general de la instalación,

b) Programa de adquisiciones,

c) Presupuesto, financiación, plazo de ejecución y régimen de colaboración técnica,

d) Estudio económico, que actualiza el presentado con la solicitud previa,

e) Estudio Preliminar de Seguridad, que, a su vez, debe comprender:

1. Descripción del emplazamiento y su zona circundante,
2. Descripción de la instalación,
3. Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias,
4. Estudio analítico radiológico,
5. Actualización de la organización prevista por el solicitante para supervisar el desarrollo del proyecto y garantizar la calidad durante la construcción,
6. Organización prevista para la futura explotación de la instalación y programa preliminar de formación del personal de explotación,
7. Programa de vigilancia radiológica ambiental preoperacional,
8. Programa de garantía de calidad de la construcción.

f) Previsiones tecnológicas, económicas y de financiación del desmantelamiento y clausura.

g) Concesiones y autorizaciones administrativas, que hayan de ser otorgadas por otros Ministerios y Administraciones públicas, o los documentos acreditativos de haberlas solicitado con todos los requisitos necesarios.

Durante la construcción y el montaje de una instalación nuclear, y antes de proceder a la carga del combustible o a 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 la protección radiológica como con la normativa industrial y técnica aplicable.

El programa de pruebas prenucleares será propuesto por el titular de la autorización y requerirá la aprobación de la Dirección General de Política Energética y Minas, previo informe del CSN.

Los resultados de las pruebas prenucleares serán presentados a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN para su análisis antes de que pueda ser concedida la autorización de explotación.

Autorización de explotación

Esta autorización faculta al titular a cargar el combustible nuclear, o a introducir sustancias nucleares en la instalación, a realizar el programa de pruebas nucleares y a operar la instalación dentro las condiciones establecidas en la autorización. Se concederá primeramente con carácter provisional hasta la finalización satisfactoria de las pruebas nucleares.

Para obtener la autorización de explotación el titular deberá presentar los siguientes documentos:

a) Estudio de Seguridad: ha de contener la información suficiente para realizar un análisis de la instalación desde el punto de vista de la seguridad nuclear y la protección radiológica, así como un análisis del riesgo derivado del funcionamiento de la insta-

lación, tanto en régimen normal como en condiciones de accidente. Deberá referirse a los siguientes temas:

1. Datos complementarios obtenidos durante la construcción sobre el emplazamiento y sus características,
2. Descripción de la instalación y de los procesos que van a tener lugar en ella,
3. Análisis de los accidentes previsibles y sus consecuencias,
4. Estudio analítico radiológico de la instalación,
5. Programa de vigilancia radiológica ambiental operacional

b) Reglamento de Funcionamiento: Deberá contener la información siguiente:

1. Relación de puestos de trabajo con responsabilidad nuclear,
2. Organización y funcionamiento del personal, así como descripción de la gestión de seguridad implantada,
3. Normas de operación en régimen normal y en condiciones de accidente.

c) Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF): Contendrán los valores límites de las variables que afecten a la seguridad y las condiciones mínimas de funcionamiento.

d) Plan de emergencia interior: Detallará las medidas previstas por el titular y la asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente.

e) Programa de pruebas nucleares: Describirá dichas pruebas, su objeto, las técnicas específicas y los resultados previstos.

f) Manual de garantía de calidad: Establecerá el alcance y contenido del programa de calidad aplicable a los sistemas, estructuras y componentes relacionados con la seguridad.

g) Manual de protección radiológica: Incluirá las normas de protección radiológica de la instalación.

h) Plan de gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado: Incluirá un sistema para la posible desclasificación de materiales residuales con contenido radiactivo.

i) Estudio económico final: Analizará el cumplimiento de las previsiones económicas y financieras y expresará el importe total y efectivo de la instalación.

j) Previsiones de desmantelamiento y clausura: Expondrá la disposición final prevista de los residuos generados e incluirá el estudio del coste y las previsiones económicas y financieras para garantizar la clausura.

Una vez completado el programa de pruebas nucleares, el titular de la autorización deberá remitir a la Dirección General de Política Energética y Minas y al CSN los resultados de dicho programa y la propuesta de modificaciones en las ETF, si a la vista de las pruebas realizadas ello resultara aconsejable.

El CSN remitirá informe al MITERD sobre el resultado de las pruebas y las modificaciones que, en su caso, fuera necesario introducir, así como sobre las condiciones de la autorización de explotación por el plazo que se establezca. El MITERD, emitirá entonces la autorización de explotación por el plazo que corresponda.

Autorización de modificación

El RINR contempla que las modificaciones en el diseño, o las condiciones de explotación, que afecten a la seguridad nuclear o protección radiológica de una instalación, así como la realización de pruebas en la misma, deberán ser analizadas previamente por el titular para verificar si se siguen cumpliendo los criterios, normas y condiciones en los que se basa su autorización. Si como resultado de dicho análisis, el titular concluye que se siguen garantizando los requisitos mencionados anteriormente, este podrá llevar a cabo las modificaciones, informando periódicamente a las autoridades reguladoras competentes. Si, por el contrario, la modificación de diseño supone un cambio de los criterios, normas y condiciones en los que se basa la autorización de explotación, el titular deberá solicitar una autorización de modificación, de la cual deberá disponer antes de la entrada en servicio de la modificación o de la realización de las pruebas. Con independencia de la mencionada autorización, cuando a juicio de las autoridades reguladoras la modificación sea de gran alcance o implique obras de construcción o montaje significativas, el titular tiene que solicitar una autorización de ejecución y montaje de la modificación, autorización que es necesario obtener antes de iniciar actividades de montaje o de construcción relativas a este tipo de modificaciones.

La solicitud de autorización de modificación debe ir acompañada de la siguiente documentación:

a) Descripción técnica de la modificación,

b) Análisis de seguridad,

c) Identificación de los documentos que se verían afectados por la modificación,

d) Identificación de las pruebas previas al reinicio de la explotación que sean necesarias realizar.

Una solicitud de autorización de ejecución y montaje de la modificación, cuando se requiera, debe acompañar la siguiente documentación:

a) Descripción general de la modificación, identificando las causas que la han motivado.

b) Normativa a aplicar en el diseño, construcción, montaje y pruebas de la modificación.

c) Diseño básico de la modificación.

d) Organización prevista y programa de garantía de calidad para la realización del proyecto.

e) Identificación del alcance y contenido de los análisis necesarios para demostrar la compatibilidad de la modificación con el resto de la instalación y para garantizar que se siguen manteniendo los niveles de seguridad de la misma.

f) Destino de los equipos a sustituir.

g) Plan de adquisición y presupuesto en el caso de grandes modificaciones.

Autorización de desmantelamiento

Una vez extinguida la autorización de explotación, esta autorización faculta al titular a iniciar las actividades de descontaminación, desmontaje de equipos, demolición de estructuras y retirada de materiales para permitir, en último término, la liberación total o restringida del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento terminará con la declaración de clausura.

La solicitud de autorización de desmantelamiento irá acompañada de la siguiente documentación:

a) Estudio de Seguridad,

b) Reglamento de Funcionamiento,

c) Especificaciones técnicas aplicables durante la fase de desmantelamiento,

d) Manual de garantía de calidad,

e) Manual de protección radiológica,

f) Plan de emergencia interior,

g) Plan de gestión de residuos radiactivos y combustible gastado,

h) Plan de restauración del emplazamiento,

i) Estudio económico del proceso de desmantelamiento y previsiones financieras para hacer frente al mismo,

j) Plan de control de materiales desclasificables.

La autorización de desmantelamiento incluirá el planteamiento general del mismo y, si este se realizara en diferentes fases, regulará solamente las actividades previstas en la fase de realización inmediata.

Una vez finalizadas las actividades de desmantelamiento, cuando se haya verificado el cumplimiento de las previsiones del plan de restauración del emplazamiento, así como las demás condiciones técnicas establecidas en el programa de desmantelamiento, el MITERD emitirá la declaración de clausura, previo informe del CSN. Esta declaración liberará al titular de una instalación de su responsabilidad como explotador de la misma y definirá, en el caso de la liberación restringida del emplazamiento, las limitaciones de uso que sean aplicables y el responsable de mantenerlas y vigilar su cumplimiento.

Dicho Ministerio, con carácter previo a la declaración de clausura, dará traslado, a efectos de formular alegaciones en el plazo de un mes, a las Comunidades Autónomas correspondientes con competencias en materia de ordenación del territorio y medio ambiente en cuyo territorio se ubique la instalación.

Autorización de desmantelamiento y cierre (para las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos)

En las instalaciones para el almacenamiento definitivo de combustible nuclear gastado y de residuos radiactivos, faculta al titular a iniciar los trabajos finales de ingeniería y de otra índole que se requieran para garantizar la seguridad a largo plazo del sistema de almacenamiento, así como las actividades de desmantelamiento de las instalaciones auxiliares que así se determinen, permitiendo, en último término, la delimitación de las áreas que deban ser en su caso objeto del control y de la vigilancia radiológica, o de otro tipo, durante un periodo de tiempo determinado, y la liberación del control de las restantes áreas del emplazamiento. El proceso de desmantelamiento y cierre terminará en una declaración de cierre emitida por el MITERD, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

2. Sistema de licenciamiento de instalaciones radiactivas

De acuerdo con el RINR se entiende por instalaciones radiactivas:

- ✓ Las instalaciones de cualquier clase que contengan una fuente de radiación ionizante.
- ✓ Los aparatos productores de radiaciones ionizantes que funcionen a un diferencial de potencial superior a 5 kV.
- ✓ Los locales, laboratorios, fábricas e instalaciones donde se produzcan, utilicen, posean, traten, manipulen, o almacenen materiales radiactivos, excepto el almacenamiento incidental durante su transporte.

Las instalaciones radiactivas se dividen en tres categorías.

- ✓ Las instalaciones radiactivas de primera categoría son las del ciclo del combustible nuclear, las industriales de irradiación y aquellas instalaciones complejas en las que se manejen inventarios muy elevados de sustancias radiactivas con un impacto potencial radiológico significativo. Las instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear, es decir aquellas fábricas productoras de uranio, torio y sus compuestos, o bien las fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural, requerirán las mismas autorizaciones que las instalaciones nucleares. Para la solicitud, trámite y concesión de estas autorizaciones se sigue lo descrito en el apartado 1 anterior, con la adaptación de los documentos que corresponda a las especiales características de estas instalaciones.
- ✓ Las instalaciones radiactivas de segunda o de tercera categoría son aquellas instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, que no pueden ser consideradas como de primera categoría, y se clasifican en la categoría que les corresponda atendiendo, fundamentalmente, a sus características radiológicas. Este tipo de instalaciones requerirán una autorización de funcionamiento, una declaración de clausura y en su caso, autorización de modificación o cambio de titular.

La solicitud de la autorización de funcionamiento de estas instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, comerciales o industriales, deberá ir acompañada, al menos, de los siguientes documentos:

a) Memoria descriptiva de la instalación.

b) Estudio de Seguridad: Análisis y evaluación de los riesgos que pudieran derivarse del funcionamiento normal de la instalación o a causa de algún accidente.

c) Verificación de la instalación: Conteniendo una descripción de las pruebas a que se somete la instalación.

d) Reglamento de Funcionamiento: Medidas prácticas que garanticen la operación segura de la instalación.

e) Relación del personal previsto, organización, responsabilidades de cada puesto de trabajo.

f) Plan de emergencia interior: Medidas previstas y asignación de responsabilidades para hacer frente a las condiciones de accidente.

g) Previsiones para la clausura y cobertura económica para garantizarla.

h) Presupuesto económico de la inversión a realizar.

En las instalaciones de primera categoría se adjuntará, además, la siguiente documentación:

a) Información sobre el emplazamiento y terrenos circundantes

b) Como parte del Reglamento de Funcionamiento:

- ⇨ Manual de Garantía de Calidad
- ⇨ Manual de Protección Radiológica
- ⇨ Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.

c) Plan de Protección Física.

Corresponde al titular del MITERD la concesión de las autorizaciones de funcionamiento, cambios de titularidad y declaraciones de clausura de las instalaciones radiactivas de primera categoría, si bien tales competencias se delegan en el titular de la Secretaría de Estado de Energía. En dichas autorizaciones se dará traslado de la documentación correspondiente a la Comunidad Autónoma, para que en el plazo de un mes se formulen alegaciones.

La concesión del resto de autorizaciones de instalaciones radiactivas reguladas en este capítulo corresponde al Director General de Política Energética y Minas.

Cuando el titular esté en disposición de iniciar las operaciones de la instalación, lo comunicará al CSN para que pueda efectuar una inspección de la misma. Una vez que el CSN haya estimado que la instalación puede funcionar en condiciones de seguridad informará al MITERD para que emita una "notificación de puesta en marcha", que facultará al titular para el inicio de las operaciones de la instalación.

Los cambios que afecten a la titularidad de la instalación, a su localización, a las actividades a las que faculta la autorización concedida, a la categoría de la instalación, la incorporación de aceleradores de partículas o material radiactivo adicional no autorizado previamente, requerirán autorización por el mismo trámite por el que fue concedida la autorización de funcionamiento.

Los cambios y modificaciones que afecten a otros aspectos del diseño o de las condiciones de operación autorizadas de la instalación requerirán únicamente la aceptación expresa del Consejo de Seguridad Nuclear antes de su implantación, informando este Organismo al MITERD.

La solicitud de la declaración de clausura deberá acompañarse de la siguiente documentación:

a) Estudio técnico de la clausura.

b) Estudio económico, que incluya el coste de la clausura y sus previsiones de financiación.

Una vez comprobada por el CSN la ausencia de sustancias radiactivas o equipos productores de radiaciones ionizantes y los resultados del análisis de contaminación de la instalación, emitirá un informe dirigido al MITERD, que expedirá la declaración de clausura de la instalación.

De acuerdo con lo previsto en la Constitución Española, los distintos Estatutos de Autonomía y la normativa al respecto, los servicios y funciones del MITERD en materia de instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría, se han transferido a diversas Comunidades Autónomas. Las Comunidades Autónomas a las que se han efectuado estas transferencias son: Aragón, Asturias, Cantabria, Castilla y León, Cataluña, Ceuta, Extremadura, Galicia, Madrid, Murcia, Islas Baleares, Islas Canarias, La Rioja, Navarra, País Vasco y Valencia[18].

[18] *La disposición adicional tercera de la Ley 15/1980, de creación del CSN, habilita al Organismo a encomendar a las Comunidades Autónomas el ejercicio de determinadas funciones que le estén atribuidas. No obstante, estas encomiendas no tienen el carácter de trasferencia, ya que, de acuerdo con su ley de creación, la competencia en seguridad nuclear es exclusiva del CSN en todo el territorio nacional.*

3. La información y la participación públicas en el proceso de autorización de instalaciones

Tanto el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR), aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, como la Ley 21/2013, de 9 de diciembre, de evaluación ambiental, requieren procesos de información pública, el más relevante de los cuales es el que se lleva a cabo en el trámite de autorización previa de una instalación nuclear o radiactiva del ciclo de combustible. Asimismo, el desmantelamiento o clausura definitiva de las centrales y reactores nucleares también está sometido a evaluación de impacto ambiental ordinaria.

El proceso de participación pública en la toma de decisiones relativas a la autorización previa (o de emplazamiento) de una instalación nuclear se lleva a cabo por medio de dos trámites de información pública que se efectúan en el marco de dos procedimientos administrativos, el de autorización previa, conforme al el RINR, y el de evaluación ambiental de proyectos, conforme a la Ley 21/2013, que se describen a continuación.

En relación con el trámite previsto por la normativa nuclear, una vez recibida la solicitud de autorización previa de una instalación nuclear, el artículo 15 del RINR prevé la apertura de un periodo de información pública, de treinta días de duración, que se iniciará con la publicación en el "Boletín Oficial del Estado" y en el de la correspondiente Comunidad Autónoma de un anuncio extracto en el que se destacarán el objeto y las características principales de la instalación. Durante dicho periodo, con objeto de que se puedan formular cuantas alegaciones y observaciones se estimen pertinentes, se pondrá a disposición del público la documentación que debe acompañar a la solicitud de autorización previa conforme al artículo 14 del mencionado RINR. Dicha documentación se encuentra integrada por los siguientes documentos:

a) Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer, justificación de la instalación y del emplazamiento elegido;

b) Memoria descriptiva. Dicha memoria consistirá en una descripción de los elementos fundamentales de que consta la instalación y, en general, deberá incluir la información básica sobre la misma, tecnología a utilizar, plan previo de suministros y previsiones para el desmantelamiento.

c) Anteproyecto de construcción. Fases y plazos de ejecución. Estudio económico previo relativo a las inversiones financieras y costes previstos.

d) 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.

e) Organización prevista por el solicitante para supervisar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.

f) Descripción de las actividades y obras preliminares de infraestructura que pretenden realizarse una vez concedida la autorización previa y antes de solicitar la autorización de construcción.

Terminado el plazo para formular alegaciones, éstas son remitidas al solicitante con objeto de que puedan ser tenidas en consideración en el proyecto. La valoración de las alegaciones, así como de su contestación por el solicitante, corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear, constituido como único Organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica conforme a la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación de dicho Consejo, cuando tales

alegaciones se correspondan con dichas materias de su competencia, y al Departamento ministerial correspondiente en el resto de los casos, principalmente la Dirección General de Política Energética y Minas del MITERD.

En relación con el trámite de información pública previsto por la legislación medioambiental, la Ley 21/2013 regula el procedimiento de evaluación de impacto ambiental de determinados proyectos, entre los que se encuentran los relativos a las instalaciones nucleares, tanto en su autorización previa como en su desmantelamiento. Como parte de dicho procedimiento, el artículo 33 de la mencionada ley establece un trámite en el que, por un plazo no inferior a treinta días hábiles, se pone a disposición del público el proyecto, el estudio de impacto ambiental del mismo, así como un resumen de sus características fundamentales. Aunque la Ley 21/2013 tiene un carácter trasversal, para aquellos proyectos sujetos al RINR se precisan algunos contenidos específicamente nucleares que deberán ser incluidos como parte del contenido del estudio de impacto ambiental:

Así, en el apartado 1.d) de la Parte A de su Anexo VI, se dispone que, en relación con la descripción del proyecto, se incluirá:

> *"una previsión de los tipos, cantidades y composición de los residuos que se producirán durante las fases de construcción, explotación y desmantelamiento, y de los vertidos y emisiones radiactivas que se puedan dar en operación normal, incidentes operacionales y accidentes; así como la declaración del cumplimiento del criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable) de acuerdo con las normas básicas de protección radiológica para estas situaciones".*

También, en el apartado 7 de la Parte A de su Anexo VI, se dispone que, en relación con la vulnerabilidad del proyecto, se incluirá:

> *"Una descripción de los efectos adversos significativos del proyecto en el medio ambiente a consecuencia de la vulnerabilidad del proyecto ante el riesgo de accidentes graves y/o catástrofes relevantes, en relación con el proyecto en cuestión. Para este objetivo, podrá utilizarse la información relevante disponible y obtenida a través de las evaluaciones de riesgo realizadas de conformidad con [...] la normativa que regula la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares. En su caso, la descripción debe incluir las medidas previstas para prevenir y mitigar el efecto adverso significativo de tales acontecimientos en el medio ambiente, y detalles sobre la preparación y respuesta propuesta a tales emergencias".*

Expirado el plazo de dicho trámite, el órgano sustantivo remitirá al promotor los informes y alegaciones recibidas para su consideración en la redacción, en su caso, de una nueva versión del proyecto y del estudio de impacto ambiental. Posteriormente, si el órgano ambiental apreciara que el promotor no ha tenido debidamente en cuenta las alegaciones recibidas durante los trámites de información pública y consultas, requerirá al promotor para que complete la información necesaria. No obstante, al igual que sucede en el trámite específicamente nuclear, la valoración de aquellas alegaciones que hubieran podido ser formuladas en materia de seguridad nuclear o protección radiológica corresponde al Consejo de Seguridad Nuclear, como única autoridad competente en la materia conforme a la Ley 15/1980.

En todo caso, las propias normativas que regulan el desarrollo de ambos trámites de participación pública aseguran la coordinación entre ambos. En primer lugar, como señala el artículo 15.2 del RINR, "el trámite de información pública se efectuará de forma conjunta con el previsto para el estudio de impacto ambiental en su regulación específica". Asimismo, la disposición adicional cuarta del RINR establece que "el procedimiento de evaluación de impacto am-

biental previsto en la Ley 21/2013 se incardinará en los procedimientos sustantivos de autorización regulados en este Reglamento". Como resultado final de dicha incardinación, la propia Ley 21/2013 establece que el contenido de la declaración de impacto ambiental habrá de integrase en la autorización del proyecto por el órgano sustantivo.

Por otra parte, el RINR también requiere que durante la construcción, explotación y desmantelamiento de las centrales nucleares funcione un Comité de información, que tiene carácter de órgano colegiado. Este Comité tiene la función de informar a las distintas entidades representadas sobre el desarrollo de las actividades reguladas en las correspondientes autorizaciones y tratar conjuntamente aquellas cuestiones que resulten de interés para dichas entidades. Está presidido por un representante del MITERD e integrado por un representante de: el titular de la instalación, el CSN, la Delegación del Gobierno, la Comunidad Autónoma, la Dirección General de Protección Civil y Emergencias y de los municipios incluidos en la zona 1 definida en los correspondientes Planes de emergencia exteriores a las centrales nucleares. Podrán formar parte de este Comité otros representantes de las Administraciones Públicas, cuando la naturaleza de los asuntos que se vayan a tratar así lo requiera.

En el ámbito municipal, está en funcionamiento la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), que actúa como interlocutor de la Administración en diversos aspectos relativos a las centrales nucleares.

En otro nivel de información y de un modo general, el CSN tiene encomendada, entre otras, la función de informar a la opinión pública en materias de su competencia, sin perjuicio de la publicidad de sus actuaciones administrativas en los términos legalmente establecidos. Cabe destacar, igualmente, el Comité Asesor al CSN, creado por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre (de reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear) que tiene por objeto la emisión de recomendaciones a dicho Consejo en materia de trasparencia y la propuesta de medidas que fortalezcan el acceso del público a la información y la participación de los ciudadanos en los asuntos de su competencia. Se encuentra compuesto por representantes del CSN, distintos Ministerios, Comunidades Autónomas, titulares de instalaciones nucleares, sindicatos, expertos, ONGs y municipios, entre otros.

Por último, cabe citar que España aprobó y ratificó en 2004 el Convenio sobre el acceso a la información, la participación del público en la toma de decisiones y el acceso a la justicia en materia de medio ambiente, hecho en Aarhus (Dinamarca). La Ley 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso a la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente, reconoce el derecho de cualquier persona física o jurídica a acceder a la información sobre medio ambiente que esté en poder de las Administraciones públicas, así como la obligación de estas a la difusión de dicha información.

Anexo C.
Organización de respuesta en emergencias

Gestión de emergencias nucleares y radiactivas

La gestión de emergencias nucleares y radiactivas en España se regula mediante el sistema nacional de protección civil y los requisitos para el uso de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes.

Desde la perspectiva de Protección Civil se establecen los principios generales de organización, las responsabilidades, los derechos y deberes de los ciudadanos, de las administraciones públicas y de los titulares de las prácticas en relación con la planificación, preparación y respuesta ante situaciones de emergencia. Asimismo, se establecen planes de emergencia para actuaciones en el exterior de las instalaciones cuando los accidentes que ocurran en ellas tengan repercusión sobre terceros.

Desde la perspectiva de la regulación nuclear, se requiere la existencia de planes de emergencia interior en cada práctica radiológica y se establecen los criterios específicos relativos a los niveles y a las técnicas de intervención, así como las medidas de protección en los que se basan los planes.

En este sentido, el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR) requiere para cualquier instalación nuclear o radiactiva que antes de la obtención de la autorización de la explotación, los solicitantes elaboren y presenten un Plan de Emergencia Interior, acorde con los riesgos existentes, que se aprobará al concederse dichas autorizaciones.

De acuerdo con el RINR, tanto el C.A. El Cabril como la fábrica de elementos combustibles de Juzbado están clasificados como instalaciones nucleares. Consecuentemente, deben disponer de un Plan de Emergencia Interior aprobado por el MITERD, previo informe preceptivo del CSN.

Adicionalmente, por una parte, el Plan Básico de Emergencia Nuclear (PLABEN), aprobado mediante RD 1456/2004, establece la planificación y preparación ante situaciones de emergencia que puedan derivarse de accidentes en centrales nucleares en operación o en parada mientras almacenen combustible gastado en sus piscinas.

Por otra, la Directriz Básica de Planificación de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico (DBRR), aprobada mediante Real Decreto 1546/2010, contiene los criterios mínimos que habrán de seguir las distintas Administraciones Públicas y, en lo que corresponda, los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas reguladas, así como los titulares de otras instalaciones o actividades en las que pudiera existir excepcionalmente riesgo radiológico. Entre ellas estarían las instalaciones dedicadas al almacenamiento permanente de residuos radiactivos de media y baja actividad (El Cabril) y los almacenamientos temporales de combustible gastado y residuos radiactivos de alta actividad. Esto incluye tanto los ATIs, actualmente aún bajo la normativa del PLABEN y que en un momento a determinar quedarán bajo la DBRR, como el ATC.

Asimismo, la citada Directriz establece los requisitos mínimos que deben cumplir los correspondientes planes en cuanto a fundamentos, estructura, organización y criterios operativos y de respuesta, con la finalidad de prever un diseño o modelo nacional mínimo que haga posible, en su caso, una coordinación y actuación conjunta de los distintos servicios y Administraciones implicadas. Prevé una estructura general de la planificación de protección civil integrada por el Plan Estatal y los Planes de las comunidades autónomas, en los que se integrarán los Planes de Actuación de Ámbito Local.

De conformidad con todo ello, el Real Decreto 1054/2015, aprobó el Plan Estatal de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico. A éste hay que añadir los distintos Planes Especiales de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico de comunidades autónomas.

Organización del CSN para situaciones de emergencia

Dada la naturaleza específica de las emergencias nucleares y radiológicas, el Consejo de Seguridad Nuclear asume en esta materia una serie de funciones que van más allá de las competencias que le son propias como Organismo regulador nuclear.

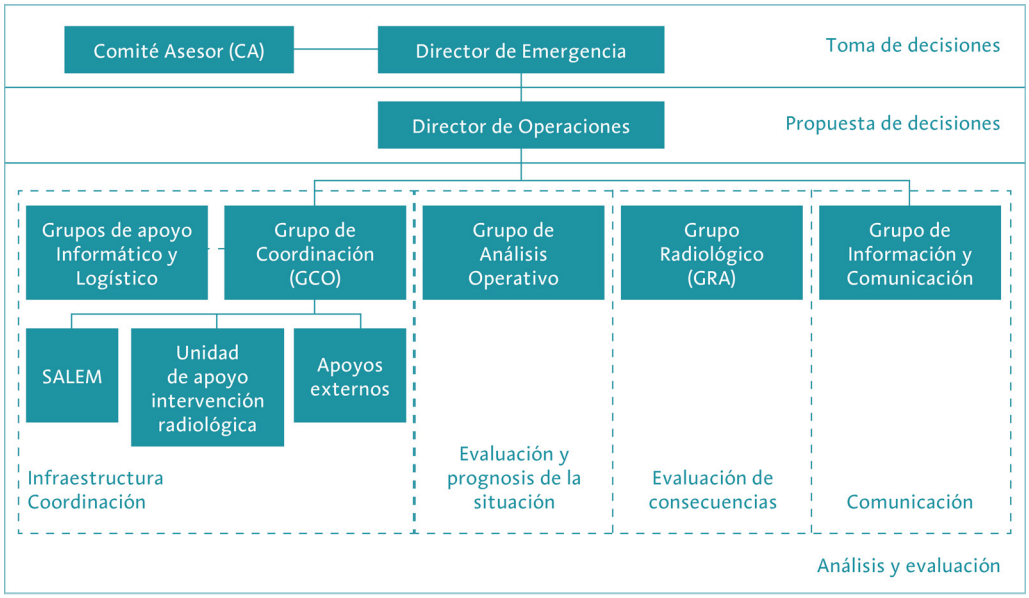
Para cumplir estas funciones con el grado de eficacia y eficiencia adecuados, el CSN dispone de una Organización de Respuesta ante emergencias (ORE) complementaria de su organización ordinaria de trabajo. Esta está dirigida por el propio Presidente del CSN y en ella participan sus unidades técnicas y logísticas de acuerdo con un plan de actuación en emergencias (PAE) que se activa según el nivel de gravedad del accidente que desencadena la emergencia nuclear o radiológica.

La ORE del CSN opera desde una Sala de Emergencias (SALEM) permanentemente atendida, que cuenta con un retén de emergencia que puede responder a una situación de emergencia en un plazo inferior a una hora. La SALEM dispone de sistemas de comunicaciones y herramientas de evaluación para asesorar a los directores de los planes de emergencia del nivel de respuesta exterior activados sobre la evolución más conservadora del accidente, sobre sus consecuencias potenciales y sobre las medidas de protección a la población que deberían ponerse en práctica en función del impacto esperado.

Las capacidades propias del CSN en la respuesta a emergencia son complementadas mediante acuerdos y contratos de colaboración con entidades públicas y privadas, por los que apoyos, externos personales y materiales, prestarán servicio en emergencias bajo la supervisión del CSN.

El Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con su propio plan de formación y es independiente de los planes de formación de los actuantes de los planes de emergencia nuclear exterior de las centrales nucleares, pero coordinado con los mismos. Además, el Plan de Actuación ante Emergencias del CSN cuenta con un programa de ejercicios y simulacros de alcance interno, nacional e internacional que permite comprobar periódicamente la operatividad de sus capacidades técnicas y realizar las mejoras oportunas.

La ORE tiene una estructura jerárquica que actúa bajo el principio de mando único y es complementaria de la organización ordinaria del CSN.



La ORE se estructura en los tres niveles jerárquicos siguientes:

- ✓ Toma de decisiones sobre las recomendaciones a los directores de los planes de emergencia exterior.
- ✓ Propuesta de decisiones y de medidas de protección a la población.
- ✓ Análisis y evaluación de los sucesos por parte de los Grupos Operativos:
  - ⇨ El Director de Emergencia (DE), asesorado por un comité en el que estarán los miembros del Pleno del CSN que no desempeñen el papel de DE, es responsable de dirigir la ORE, tomar decisiones y trasmitir las recomendaciones del CSN a la dirección del plan de emergencia aplicable y de cooperar con las autoridades competentes en la información a la población. La función de DE corresponde al Presidente del CSN.
  - ⇨ El Director de Operaciones de Emergencia (DOE), que es responsable de coordinar todas las actuaciones de la ORE y elaborar las propuestas de recomendaciones que el DE debe remitir a la dirección del plan de emergencia aplicable. La tarea de Director de Operaciones de Emergencia es asumida por uno de los dos Directores Técnicos del Organismo o uno de los Subdirectores.
  - ⇨ Los Grupos Operativos son responsables de llevar a cabo las actuaciones técnicas que sean necesarias para elaborar las recomendaciones. Estas se transmitirán al DOE y al DE, una vez adoptadas por la SALEM las recomendaciones se transmitirán a la dirección del plan de emergencia exterior aplicable, que activará y coordinará los equipos de intervención y de preparará la información a comunicar a la población afectada.

En concreto, las misiones de los Grupos Operativos de la ORE son las siguientes:

- ✓ La misión del Grupo de Análisis Operativo (GAO) es analizar las causas del accidente y pronosticar su posible evolución e informar al DOE sobre las medidas que deberían adoptarse para conducir la situación de emergencia a condición segura, teniendo

presente que la responsabilidad de adoptar las decisiones y tomar las medidas oportunas para que esto suceda corresponde a la instalación.

- ✓ La misión del Grupo Radiológico (GRA) es analizar la situación radiológica generada por el accidente, proponer al DOE las medidas de protección adecuadas para paliar sus consecuencias radiológicas en la población, los bienes y el medio ambiente y colaborar en su puesta en práctica.
- ✓ La misión del Grupo de Información y Comunicación (GIC) es proporcionar a los demás componentes de la ORE y a los organismos con los que el CSN tienen compromiso de pronta notificación la información sobre la instalación o el lugar del accidente necesaria para el desarrollo de sus funciones. Asimismo, el GIC es el encargado de preparar la información sobre la emergencia que, en cumplimiento con las funciones que tiene asignadas el CSN los compromisos internacionales, debe ser remitida a medios nacionales e internacionales y a la población.
- ✓ La misión del Grupo de Coordinación (GCO) es mantener plenamente operativa la infraestructura de la ORE y asegurar el flujo de información entre todos sus componentes y con el exterior. Este grupo coordina al Grupo de Apoyo Informático y al de Apoyo Logístico y gestiona los apoyos externos y los retenes de emergencia.
- ✓ El Grupo de Apoyo Informático asegura la operatividad de los sistemas informáticos corporativos del CSN en caso de emergencia, proporcionando en su caso alternativas viables que garanticen el cumplimiento de las funciones básicas de la ORE, así como presta apoyo técnico para la correcta operatividad de los equipos y sistemas informáticos y de comunicaciones de uso específico por los diferentes grupos operativos de la SALEM.
- ✓ El Grupo de Apoyo Logístico asegura la disponibilidad de medios logísticos necesarios para el funcionamiento de la ORE o proporciona alternativas viables que garanticen el cumplimiento de las funciones básicas de la misma, así como garantiza la seguridad de la ORE.
- ✓ La Subdirección de Emergencias y Protección Física tiene asignada dentro del CSN, entre otras, la función del mantenimiento y operación de la SALEM, la gestión de los apoyos externos y la gestión del retén de emergencias, por lo que las actuaciones y responsabilidades del GCO están estrechamente ligadas al funcionamiento de la citada Subdirección.

En la SALEM la ORE puede actuar en cuatro Modos de Respuesta (del 0 al 3) y su estructura es variable en función de la gravedad, complejidad, duración del tiempo de la emergencia y nivel de responsabilidad en la toma de decisiones, adaptándose a diferentes niveles de respuesta en cuanto a su composición de efectivos: permanente o modo 0 (técnicos de atención permanente), reducida o modo 1 (lo anterior + DOE); básica o modo 2 (lo anterior + retenes) y ampliada o modo 3 (que podría involucrar a todo el personal del CSN).

El CSN vela para mantener entrenada y actualizada su Organización de Respuesta a Emergencias, de forma que pueda afrontar con garantía y eficacia todas las funciones asignadas por Ley al CSN caso de emergencia mediante la actualización y adquisición de nuevos medios materiales, y la firma de contratos y protocolos que permitan disponer de nuevos equipos.

Capacitación y entrenamiento de la ORE: Simulacros y ejercicios

La Organización de Respuesta a Emergencias (ORE) del CSN participa de forma permanente en la realización de ejercicios y simulacros que garanticen su eficacia en caso de emergencia. Supervisa anualmente las actividades de capacitación y entrenamiento del personal de respuesta a emergencias de las instalaciones nucleares y en particular en lo que respecta a la instalación de gestión de residuos radiactivos de media y baja actividad y a la Fábrica de Elementos Combustibles.

El CSN hace un seguimiento del desarrollo de los simulacros anuales de emergencia de todas las instalaciones nucleares mediante la activación y actuación de la ORE en la Sala de Emergencias (SALEM). Dentro de los acuerdos entre la Unidad Militar de Emergencias (UME) y el CSN, se han dispuesto medios materiales que permiten establecer en un corto espacio de tiempo, en dependencias del Cuartel General de la UME en Torrejón de Ardoz (Madrid), una SALEM de respaldo, por personal del CSN desplazado al efecto. Esto sucedería si encontrándose activada la SALEM, se produjesen circunstancias que obligaran a su desalojo.

Las actuaciones en estos simulacros se realizan en condiciones de máximo realismo, aplicando los procedimientos existentes para la activación y la actuación de los grupos operativos de la ORE. Además, en estos simulacros se practica la coordinación del CSN con las correspondientes Autoridades Provinciales y Nacionales, con objeto de verificar la eficacia general de los procedimientos existentes.

Adicionalmente, y con motivo de la realización del simulacro el CSN desplaza generalmente a las instalaciones a personal inspector para comprobar la operatividad del Plan de Emergencia Interior y realizar in situ el seguimiento del simulacro; con el objeto de poder requerir a la instalación la implantación de las acciones correctoras que, en su caso, pudieran derivarse de las observaciones efectuadas.

Enresa participa activamente tanto en la fase urgente de los simulacros, con activación simulada o real, en la gestión de los hipotéticos residuos radiactivos generados, como durante las tareas de la fase de recuperación. Participa en los debates sobre eficacia de las técnicas de descontaminación, de áreas urbanas, rurales y bajo la supervisión del CSN gestiona los residuos radiactivos generados en estos procesos.

Participación del CSN en el plano internacional

El Estado Español es parte contratante de las convenciones internacionales sobre Pronta Notificación de Accidentes Nucleares y Asistencia en caso de accidente nuclear o Emergencia Radiológica, y está sujeto a obligaciones para el intercambio de información en caso de accidente nuclear y emergencia radiológica, y tiene suscritos acuerdos y protocolos de colaboración tanto a nivel de Gobierno como entre reguladores.

Entre otros el CSN tiene suscritos acuerdos bilaterales de intercambio de información en emergencias nucleares y radiológicas con la ASN francesa y con la Agencia Portuguesa de Medio Ambiente, con la Autoridad Nacional de Protección Civil y con el Instituto Superior Técnico de la Universidad de Lisboa de Portugal. Asimismo, personal del CSN ha participado como observador en algunos ejercicios y simulacros que se realizan en centrales nucleares europeas, de países como Francia y Bélgica.

Participación de la Unidad Militar de Emergencias en emergencias nucleares y radiológicas

En base a la Ley Orgánica 5/2005, de la Defensa Nacional y al Acuerdo de Consejo de Ministros de 17 de octubre de 2005, se creó la Unidad Militar de Emergencias (UME) para intervenir de forma inmediata en situaciones de grave emergencia. Mediante el RD 1097/2011, se aprueba el protocolo de intervención de la UME para precisar en qué circunstancias podrá ser ordenada su intervención. Se indica en dicho protocolo que el Ministerio de Defensa, por delegación del Presidente del Gobierno, ordenará la intervención de la UME, cuya actuación se deberá ajustar a lo establecido en la legislación vigente en materia de protección civil, y especialmente en lo relativo a la distribución de competencias entre el Estado y las Comunidades Autónomas. La finalización de sus actuaciones deberá ser adoptada por el Ministerio de Defensa a propuesta del Ministerio de Interior y oídas las autoridades que solicitaron su intervención. El inicio y finalización de sus actuaciones serán notificadas al Departamento de Seguridad Nacional de la Presidencia del Gobierno.

Real Decreto de Ordenación de las Actividades de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa)

El Real Decreto 102/2014, para la gestión responsable y segura del combustible nuclear gastado y los residuos radiactivos, asigna a Enresa, entre otras funciones, la de cooperar con las autoridades competentes en caso de emergencias nucleares o radiológicas. Tanto el PLABEN como la DBRR, asignan a Enresa la gestión de los residuos radiactivos que deban llevarse a cabo en la fase de emergencia, bajo la coordinación del CSN.

Anexo D.
Fondo para la financiación de las actividades del Plan General de Residuos Radiactivos

El Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, que cubre las actividades desarrolladas por Enresa no sólo en lo relativo a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado, sino también en el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares, amén de costes de estructura y de I+D, los impuestos derivados de las actividades de almacenamiento de residuos radiactivos o combustible nuclear gastado y las asignaciones a municipios afectados por centrales nucleares o instalaciones para el almacenamiento de los referidos residuos, se dota mediante ingresos procedentes de las tasas que se indican a continuación, incluidos los rendimientos financieros generados por los mismos. Dichas tasas se encuentran reguladas por la Disposición Adicional Sexta de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del sector eléctrico, declarada vigente por la Ley 24/2013, de 26 de diciembre:

1. Tasa relativa a la tarifa eléctrica (peajes)

Constituye la vía de financiación tanto de los costes correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado generados en las centrales nucleares cuya explotación haya cesado definitivamente con anterioridad al 1 de enero de 2010, así como a su desmantelamiento y clausura, como de aquellos costes futuros correspondientes a las centrales nucleares o fábricas de elementos combustibles que, tras haber cesado definitivamente su explotación, no se hubiesen previsto durante dicha explotación, así como de los que, en su caso, se pudieran derivar del cese anticipado de la instalación por causa ajena a la voluntad del titular.

También se incluyen en esta tasa las cantidades destinadas a dotar la parte del Fondo para la financiación de los costes de la gestión de residuos radiactivos procedentes de aquellas actividades de investigación que el MITERD determine que han estado directamente relacionadas con la generación de energía nucleoeléctrica, las operaciones de desmantelamiento y clausura que deban realizarse como consecuencia de la minería y producción de concentrados de uranio con anterioridad al 4 de julio de 1984, los costes derivados del reproceso del combustible gastado enviado al extranjero con anterioridad a la entrada en vigor de la Ley que lo establece y aquellos otros costes que se especifiquen mediante Real Decreto.

La cuota a ingresar por esta tasa viene determinada por la base imponible, constituida por la recaudación total derivada de la aplicación de los peajes relativos a la tarifa eléctrica, y un tipo de gravamen fijado en la citada disposición adicional sexta.

2. Tasa relativa a las centrales nucleares en explotación

Constituye la vía mediante la cual todos los costes en los que se incurra a partir del 1 de enero de 2010, correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado generados en las centrales nucleares en explotación, serán financiados por los titulares de las centrales nucleares durante dicha explotación, con independencia de la fecha de su generación, así como los correspondientes a su desmantelamiento y clausura.

Asimismo, serán financiadas por los titulares de las centrales nucleares las asignaciones destinadas a los municipios afectados por centrales nucleares o instalaciones de almacenamiento de combustible gastado o residuos radiactivos en los términos establecidos por el MITERD, así como los importes correspondientes a los tributos que se devenguen en relación con las actividades de almacenamiento de residuos radiactivos y combustible gastado, con independencia de su fecha de generación.

Esta tasa ha sido modificada en 2019 mediante el Real Decreto 750/2019, de 27 de diciembre, por el que se modifica la tarifa fija unitaria relativa a la tasa mediante la que se financia el servicio de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E. (Enresa) a las centrales nucleares en explotación. El Real Decreto actualiza las cantidades por las que las centrales nucleares contribuyen al Fondo de Enresa, en coherencia con la política de cierre ordenado y escalonado del parque nuclear español que refleja el borrador del Plan Nacional Integrado de Energía y Clima (PNIEC) 2021-2030 en tramitación.

3. Tasa relativa a la Fábrica de elementos combustibles de Juzbado

Cubre la prestación de servicios de gestión de los residuos radiactivos derivados de la fabricación de elementos combustibles, incluido el desmantelamiento de las instalaciones de fabricación de los mismos.

4. Tasa relativa a otras instalaciones

Tasa por la prestación de servicios de gestión de residuos radiactivos generados en otras instalaciones distintas a las anteriormente indicadas, como pueden ser las instalaciones radiactivas (medicina, industria, agricultura e investigación), CIEMAT u otras empresas. A todos ellos se les imputa directamente los costes en el momento de la prestación de los servicios.

Control del Fondo

La gestión del Fondo, responsabilidad de Enresa, se rige por los principios de seguridad, rentabilidad y liquidez. Como se viene refiriendo en los sucesivos Informes Nacionales, las dotaciones al Fondo sólo se pueden destinar a costear las actuaciones previstas en el PGRR. Al concluir el período de gestión de los residuos radiactivos y del desmantelamiento de las instalaciones contempladas en el PGRR, las cantidades totales ingresadas en el Fondo, a través de

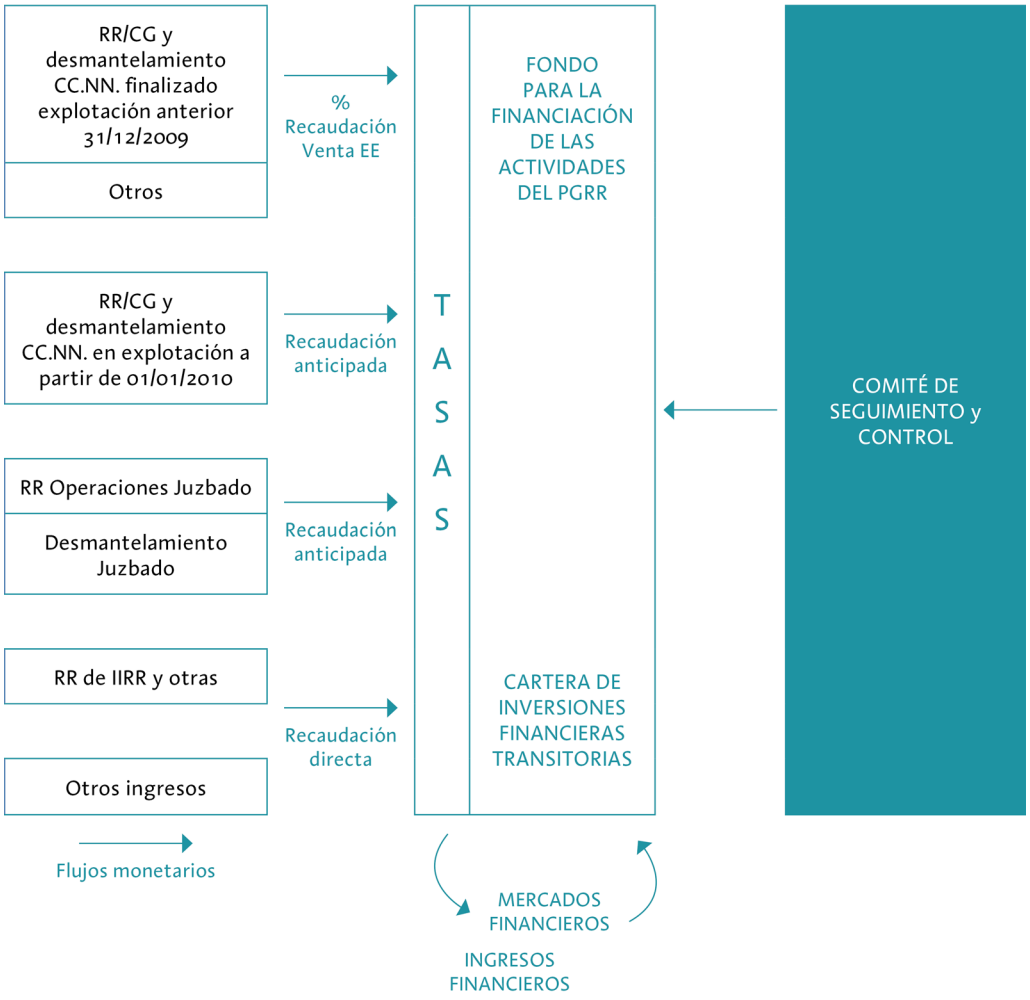
las distintas vías de financiación, deberán cubrir los costes incurridos de tal manera que el saldo final resultante sea cero.

La supervisión, control y calificación de las inversiones transitorias realizadas con el Fondo corresponden a un Comité de Seguimiento y Control adscrito al MITERD, regulado por el Real Decreto 102/2014. Este Comité debe formular informes con periodicidad semestral, comprensivos de la situación del Fondo y de las inversiones correspondientes a su gestión financiera, así como de la calificación que le merece la gestión del fondo, exponiendo las observaciones que considere adecuadas. Dichos informes son entregados a MITERD, al Ministerio de Ciencia e Innovación y al Ministerio de Hacienda.

Adicionalmente, el Real Decreto 102/2014 establece la obligación de Enresa de presentar los siguientes informes ante el MITERD (a quien corresponde la dirección estratégica y el seguimiento y control de las actuaciones y planes de Enresa, tanto técnicos como económicos, a través de la Secretaría de Estado de Energía):

- ✓ Durante el primer semestre de cada año:
  - ⇨ Una memoria incluyendo los aspectos técnicos y económicos relativos a las actividades del ejercicio anterior.
  - ⇨ Un estudio económico-financiero actualizado del coste de las actividades contempladas en el PGRR, incluida la retribución de la actividad gestora del plan.
- ✓ Antes del 30 de noviembre de cada año, una justificación técnico-económica de la adecuación del presupuesto anual correspondiente al ejercicio siguiente, y su proyección para los tres años siguientes. En el caso de que, excepcionalmente, fuera necesario afrontar costes no previstos en el mencionado estudio económico-financiero, Enresa debería remitir, previamente, la justificación correspondiente.
- ✓ El mes siguiente a cada trimestre natural, un informe de seguimiento presupuestario.

El siguiente esquema proporciona una visión general del sistema de financiación para las actividades del PGRR y de los mecanismos para su control:


RR/CG y desmantelamiento CC.NN. finalizado explotación anterior 31/12/2009
Otros
% Recaudación Venta EE
RR/CG y desmantelamiento CC.NN. en explotación a partir de 01/01/2010
Recaudación anticipada
RR Operaciones Juzbado
Desmantelamiento Juzbado
Recaudación anticipada
RR de IIRR y otras
Otros ingresos
Recaudación directa
Flujos monetarios
T A S A S
FONDO PARA LA FINANCIACIÓN DE LAS ACTIVIDADES DEL PGRR
CARTERA DE INVERSIONES FINANCIERAS TRANSITORIAS
COMITÉ DE SEGUIMIENTO y CONTROL
MERCADOS FINANCIEROS
INGRESOS FINANCIEROS

Anexo E.
Régimen de responsabilidad civil por daños nucleares

Convenios internacionales y disposiciones normativas nacionales

España es Parte de los Convenios de París y el complementario de Bruselas sobre responsabilidad civil en materia de energía nuclear (convenios internacionales establecidos en el seno de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE) firmados en 1960 y 1963 respectivamente y ambos posteriormente enmendados en 1964 y en 1982, cuya última modificación tuvo lugar por medio de sendos Protocolos en febrero de 2004.

No obstante, dichos Protocolos no han entrado en vigor hasta el momento, de forma que el marco normativo existente es el establecido por los Convenios sin Protocolo, por medio de los capítulos VII, VIII, IX y X de la Ley 25/1964, de 29 de abril, de energía nuclear, y por el Decreto 2177/1967, por el que se aprueba el Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares, así como la disposición adicional primera de la Ley 17/2007, de 4 de julio, por la que se actualiza la cantidad límite de responsabilidad a 700 M€, hasta la entrada en vigor de la Ley que desarrolla los Protocolos de modificación.

Régimen vigente en la actualidad de responsabilidad civil por daño nuclear

El marco vigente que regula la responsabilidad civil por daños nucleares se basa en las características que se indican a continuación, acorde con los compromisos adquiridos como Parte Contratante de los Convenios citados.

La responsabilidad del operador es objetiva, exclusiva y limitada en su cuantía (hasta 700 M€), limitada a su vez al plazo de 10 años (daños inmediatos) para las categorías de daños contemplados.

El Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico podrá establecer otro límite distinto a los 700 M€, pero no inferior a 30 M€, cuando se trate de transporte de sustancias nucleares o de cualquier otra actividad cuyo riesgo, a juicio del Consejo de Seguridad Nuclear, no requiera una cobertura superior.

Las categorías de daños que la Ley contempla como indemnizables son las siguientes:

I. La pérdida de vidas humanas, las lesiones corporales y los daños y perjuicios materiales que se produzcan como resultado directo o indirecto de las propiedades radiactivas o de su combinación con las propiedades tóxicas, explosivas u otras peligrosas de los combustibles nucleares o de los productos o desechos radiactivos que se encuentren en una instalación nuclear o de las sustancias nucleares que procedan, se originen o se envíen a ella.

II. Los demás daños y perjuicios que se produzcan u originen de esta manera en cuanto así se declare por el tribunal competente.

III. La pérdida de vidas humanas, las lesiones corporales y los daños y perjuicios materiales que se produzcan como resultado directo o indirecto de radiaciones ionizantes que emanen de cualquier otra fuente de radiaciones.

Para las categorías de daños inmediatos arriba mencionadas, el operador de la instalación nuclear está obligado a suscribir una póliza de seguro o cualquier otra garantía financiera, hasta una cantidad equivalente a la cobertura exigida.

Para los daños diferidos, esto es, aquellos que se produzcan, adviertan o cuyo responsable se conozca tras haber vencido el plazo de diez años a contar desde que el accidente tuvo lugar, el Gobierno adoptará las medidas oportunas para su indemnización.

Asimismo, la Ley establece la prelación de pago de indemnizaciones por los daños personales frente a todos los demás. En el caso de que la cobertura no fuera suficiente para satisfacerlas, el Estado arbitrará los medios legales para cubrir la diferencia.

En relación con el periodo de reclamación, aunque la normativa específicamente nuclear no lo acota explícitamente, la Ley 1/2000, de 7 de enero, de Enjuiciamiento Civil, establece como norma general un periodo de cinco años.

Régimen de responsabilidad civil por daño nuclear una vez entren en vigor en España los Protocolos de 12 de febrero de 2004 por el que se modifica el Convenio de responsabilidad Civil por daños Nucleares (Convenio de París) y de 12 de febrero de 2004, por el que se modifica el Convenio complementario del anterior (Convenio de Bruselas)

Como ya se ha explicado, en febrero de 2004 se aprobaron dos nuevas enmiendas de los Convenios de París y Bruselas, que suponían una revisión en profundidad de algunos de los elementos básicos del régimen de responsabilidad civil nuclear, y que han hecho necesaria una modificación sustancial de la legislación interna para reflejar los cambios y concretar aquellas estipulaciones que, de conformidad con las disposiciones de los convenios, corresponde a los Estados contratantes determinar en sus legislaciones nacionales. La Ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre responsabilidad civil por daños nucleares, ha actualizado nuestro ordenamiento jurídico en línea con sendos Protocolos, pero no entrará en vigor hasta que no lo hagan en España dichos Protocolos.

La mencionada Ley 12/2011 ha considerado de aplicación directa los preceptos contenidos en los Convenios modificados de París y Bruselas, pues al haber sido publicados en el Boletín Oficial del Estado, forman parte del ordenamiento jurídico interno como leyes de rango superior. Por lo tanto, esta Ley desarrolla únicamente aquellos preceptos en los que el Convenio de París otorga margen a los Estados para concretar algunos aspectos. Por consiguiente, la nueva regulación de la responsabilidad civil en nuestro país se basará en el texto consolidado de dichos Convenios y en el texto de dicha Ley. A continuación, se destacan las modificaciones más significativas en relación con el régimen vigente.

La Ley 12/2011 incorpora nuevas categorías de daños que no figuran en el régimen vigente en la actualidad, como los daños al medio ambiente, el lucro cesante, o las medidas reparado-

ras y preventivas, siempre y cuando los daños se deban a las propiedades radiactivas de las sustancias nucleares, o cuando los daños no nucleares no puedan ser separados de los nucleares.

Los límites cuantitativos que se han establecido en la Ley 12/2011 vienen determinados por la aplicación de los Convenios:

- ✓ El Convenio de París establece un mínimo de 700 millones de euros, que pudiera ser reducido a un mínimo de 70 millones de euros para instalaciones que, por su bajo riesgo, no sean susceptibles de causar grandes daños, y de 80 millones de euros para los transportes de material nuclear. Con base en lo anterior, la Ley establece que el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, podrá determinar una cantidad reducida adecuada a cada situación, en consideración a la naturaleza de la actividad o instalación.
- ✓ Por otra parte, el Convenio de Bruselas establece tres tramos de financiación de las indemnizaciones debidas a accidentes nucleares. El primer tramo abarca, bien hasta un mínimo de los 700 millones de euros establecidos por el Convenio de París, o bien hasta la cantidad indicada como responsabilidad del operador por el Estado. El segundo tramo abarca desde la cantidad fijada en el primer tramo hasta 1.200 millones de euros (de este tramo se haría cargo el Estado Parte de la instalación). El tercer tramo (que sería de responsabilidad conjunta de todos los Estados parte del Convenio de Bruselas), hasta una cantidad total de 1.500 millones de euros.

La Ley 12/2011 establece un límite de responsabilidad para el explotador de 1.200 millones de euros, con lo que se cubre el primer y segundo tramo de responsabilidad del Convenio de Bruselas, quedando únicamente el Estado como responsable de su parte alícuota del tercer tramo del mismo.

Por lo que se refiere a la regulación de la responsabilidad en el caso de accidentes durante el transporte de material nuclear, la Ley 12/2011 remite directamente a los preceptos del Convenio de París modificado, en el cual se recoge toda la casuística relativa a la responsabilidad por daños ocurridos durante dichos transportes. La Ley 12/2011 únicamente se pronuncia en el caso de un transporte hacia o desde terceros países no firmantes del Convenio, en los cuales resulta responsable el operador de la instalación situada en España. La Ley también ofrece la posibilidad de que el transportista pueda ser considerado responsable en sustitución del explotador de la instalación, siempre que la autoridad competente lo autorice y se cuente con el acuerdo del titular de la instalación. Asimismo, el transportista debe acreditar que dispone de la garantía financiera requerida por dicha Ley.

Por lo que se refiere al periodo de reclamación, la Ley 12/2011 se atiene a lo dispuesto por el Convenio enmendado de París, que establece un periodo general para presentar las acciones de reclamación de 30 años a partir del momento del accidente para el caso de muerte o daños personales, y de 10 años para las demás categorías de daños. Dentro del plazo general, el Convenio establece la posibilidad de establecer un plazo de caducidad o prescripción de al menos tres años para que las víctimas presenten la reclamación, a contar desde que el perjudicado tuvo conocimiento del daño producido y del responsable de ello, o debió tener razonablemente este conocimiento. De acuerdo con lo anterior, en la Ley 12/2011 se fija dicho plazo en tres años. Asimismo, en la Ley 12/2011 se ha establecido un régimen de prelación durante un plazo de tres años desde el momento del accidente, durante el cual se estima que las reclamaciones presentadas serán la parte más importante en número, que seguirá el siguiente orden: primero se atenderán las reclamaciones que versen sobre daños personales, haciendo referencia a su cuantificación mediante los baremos utilizados por la legislación para accidentes de circulación, por considerar que su valoración es la más ajustada a los fines de la Ley. En segundo lugar, se indemnizarán las reclamaciones debidas a los daños al medio ambiente, incluyendo los costes de

las medidas de reparación, los causados por las medidas preventivas, o los posibles daños producidos por estas medidas. Finalmente se pagarán las indemnizaciones por daños a los bienes, el lucro cesante debido a los daños a bienes y personas, y aquel lucro cesante directamente relacionado con un uso o disfrute del medio ambiente degradado. Pasado este periodo inicial de tres años, las reclamaciones se atenderán sin distinción entre ellas. En el supuesto de que las indemnizaciones superasen los límites cuantitativos establecidos en la Ley, el Estado garantiza la reparación de los daños personales y muerte dentro del territorio nacional.

La Ley 12/2011 contempla varias opciones para que el titular de la instalación pueda garantizar la responsabilidad otorgada, de las cuales la más utilizada habitualmente es la póliza de seguro. En relación con este tipo de garantía, la Ley contempla una modificación del Estatuto del Consorcio de Compensación de Seguros para que pueda prestar cobertura a aquellas categorías de daños cuya cobertura no alcance los límites establecidos en la Ley, bien sean de tipo monetario o del periodo de prescripción.

Por lo que se refiere al procedimiento de reclamación, la Ley 12/2011 establece que las reclamaciones se presentarán siguiendo el procedimiento general habitual en este tipo de reclamaciones, que es el establecido en la Ley 1/2000, de 7 de enero, de Enjuiciamiento Civil.

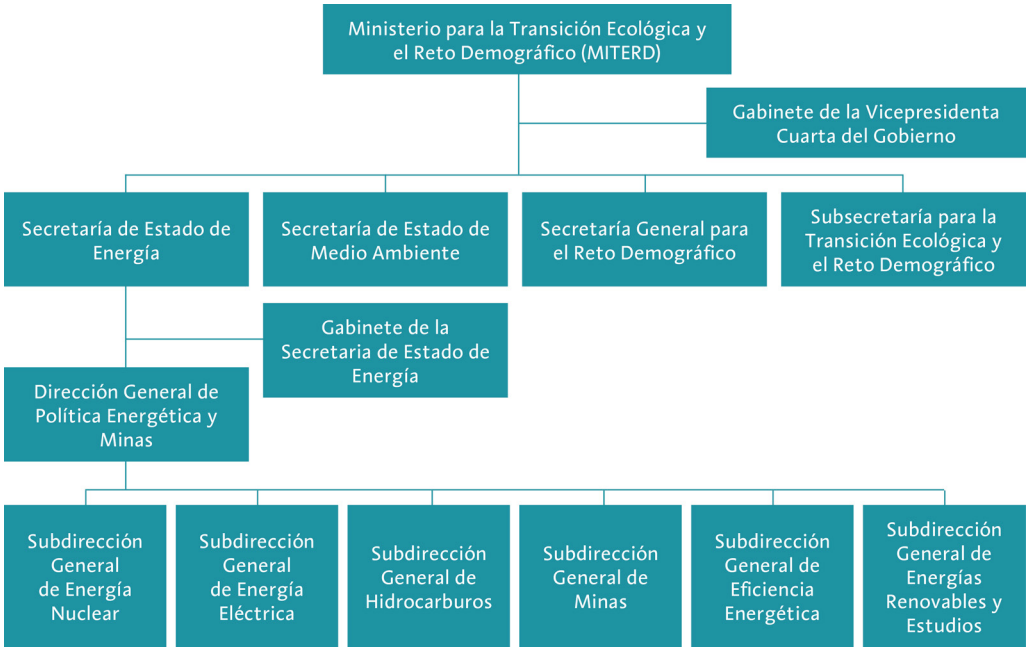
La Ley también regula la responsabilidad civil por daños producidos en accidentes que involucren materiales radiactivos que no sean sustancias nucleares, no regulada por el Convenio de París. Se establece una responsabilidad semejante a la producida por daños nucleares, del tipo objetiva y exclusiva del titular de la instalación, y limitada en su cuantía hasta las cantidades establecidas en el anexo de la Ley, clasificadas según el tipo de materiales y en función de su actividad. Asimismo, el resto de las particularidades de esta responsabilidad se regula de forma semejante a la producida por los daños nucleares. No obstante, cabe indicar que la cobertura de riesgos por daños ambientales en accidentes que involucren materiales radiactivos que no sean sustancias nucleares habrá de regirse por la legislación vigente en materia de responsabilidad medioambiental (Ley 26/2007, de 23 de octubre, de responsabilidad medioambiental). A tal efecto, el Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, determinará la cuantía mínima que deberá quedar garantizada por el explotador para responder de dichos daños.

Anexo F.
Matriz Sinóptica

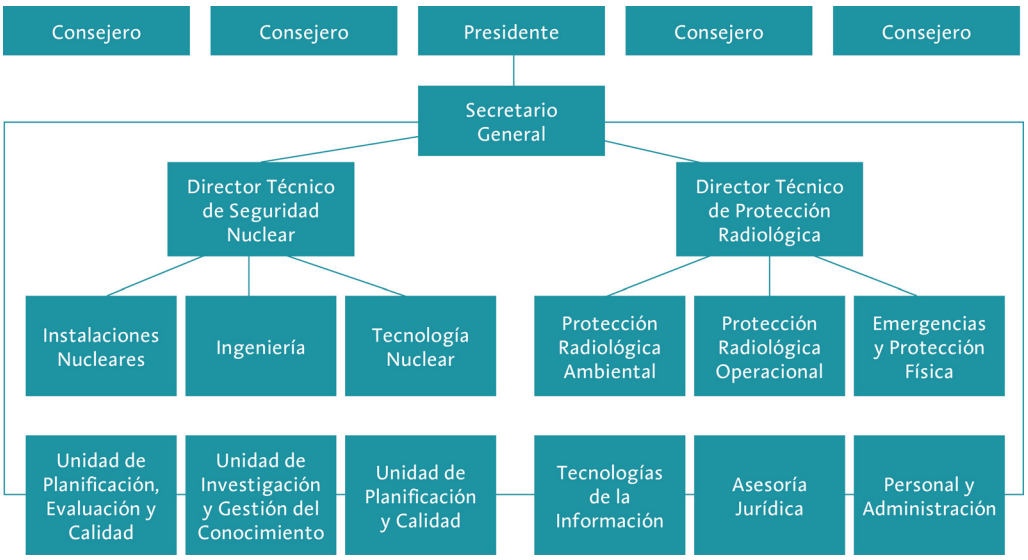
Tipo de responsabilidad		Política de gestión a Largo Plazo	Financiación	Prácticas actuales / instalaciones	Intalaciones planeadas
Combustible gastado		Almacenamiento temporal por 60 años en el ATC hasta la disponibilidad en una instalación de almacenamiento definitivo.	Principio de "quien contamina paga". Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de la explotación de las CCNN en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio del pago de la "tasa 2". La financiación de la gestión del CG de CCNN cerradas con anterioridad al 2010 corre a cargo de la "tasa 1" (imputada a la tarifa eléctrica).	En las piscinas de las propias CCNN. Algunos ATIs.	ATC en la localidad de "Villar de Cañas". Futura instalación de almacenamiento definitivo.
Residuos del ciclo de combustible nuclear	**Colas de la minería del uranio**	Instalaciones bajo programas de vigilancia	Su financiación corresponde al titular de la instalación o, en el caso de los legados históricos, se imputa a la "tasa 1".	Acondicionamiento y remediación "on site"	N/A
	Residuos procedentes de Juzbado	Disposición definitiva en el CA de RBMA de "El Cabril"	Principio de "quien contamina paga". Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de Juzbado por medio del pago de la "tasa 3".	Preacondicionamiento y almacenamiento temporal en Juzbado. Transporte, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en el CA de "El Cabril"	N/A
	Residuos operacionales de las instalaciones nucleares	Disposición definitiva en el CA de RBMA de "El Cabril"	Principio de "quien contamina paga". Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de la explotación de las CCNN en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio de la "tasa 2".	Preacondicionamiento y almacenamiento temporal en Juzbado. Transporte, acondicionamiento y almacenamiento definitivo en el CA de "El Cabril"	N/A
Residuos resultantes del reprocesado en el extranjero del combustible de Vandellós I		Almacenamiento temporal por 60 años en el ATC hasta la disponibilidad en una instalación de almacenamiento definitivo	Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Los ingresos proceden de la "tasa 1" (imputada a la tarifa eléctrica).	Retorno a España una vez esté disponible el ATC.	ATC en la localidad de "Villar de Cañas". Futura instalación de almacenamiento definitivo.
Residuos externos al ciclo de combustible		Disposición definitiva en el CA de RBMA de "El Cabril"	Principio de "quien contamina paga". Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes los titulares de IIRR por medio del pago de la "tasa 4"	Almacenamiento temporal en las II radiactivas. Preacondicionamiento en el sitio. Transporte, almacenamiento y almacenamiento definitivo en CA de "El Cabril".	N/A
Clausura		Desmantelamiento hasta "green field". RBBA y RBMA resultantes definitivamente dispuestos en CA de "El Cabril". RAA y RE temporalmente almacenados en ATC, por un periodo de 60 años	Principio de "quien contamina paga". Fondo para la financiación de las actividades del PGRR. Ingresos procedentes de la explotación de las CCNN en operación que hayan seguido estando operativas en el año 2010, por medio del pago de la "tasa 2". La financiación del desmantelamiento y clausura de CCNN cerradas con anterioridad al 2010 corre a cargo de la "tasa 1" (imputada a la tarifa eléctrica).	Estrategia de desmantelamiento "inmediato" para todos los reactores de agua ligera. Estrategia "diferida" para Vandellós I.	N/A
Fuentes selladas en desuso		Retorno al suministrador. Si no es posible, disposición definitiva en CA de "El Cabril". Si no cumpliera los criterios de aceptación, almacenamiento temporal en "El Cabril" hasta que el ATC esté disponible. Después almacenamiento definitivo una vez esté disponible.	Coste asumido por el titular de la licencia de la instalación.	Retorno al suministrador. Si no es posible, disposición definitiva en CA de "El Cabril". Si no cumpliera los criterios de aceptación, almacenamiento temporal en "El Cabril" hasta que el ATC esté disponible.	ATC en la localidad de "Villar de Cañas". Futura instalación de almacenamiento definitivo.

Anexo G.
Organigramas de los organismos e instituciones implicados en la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado

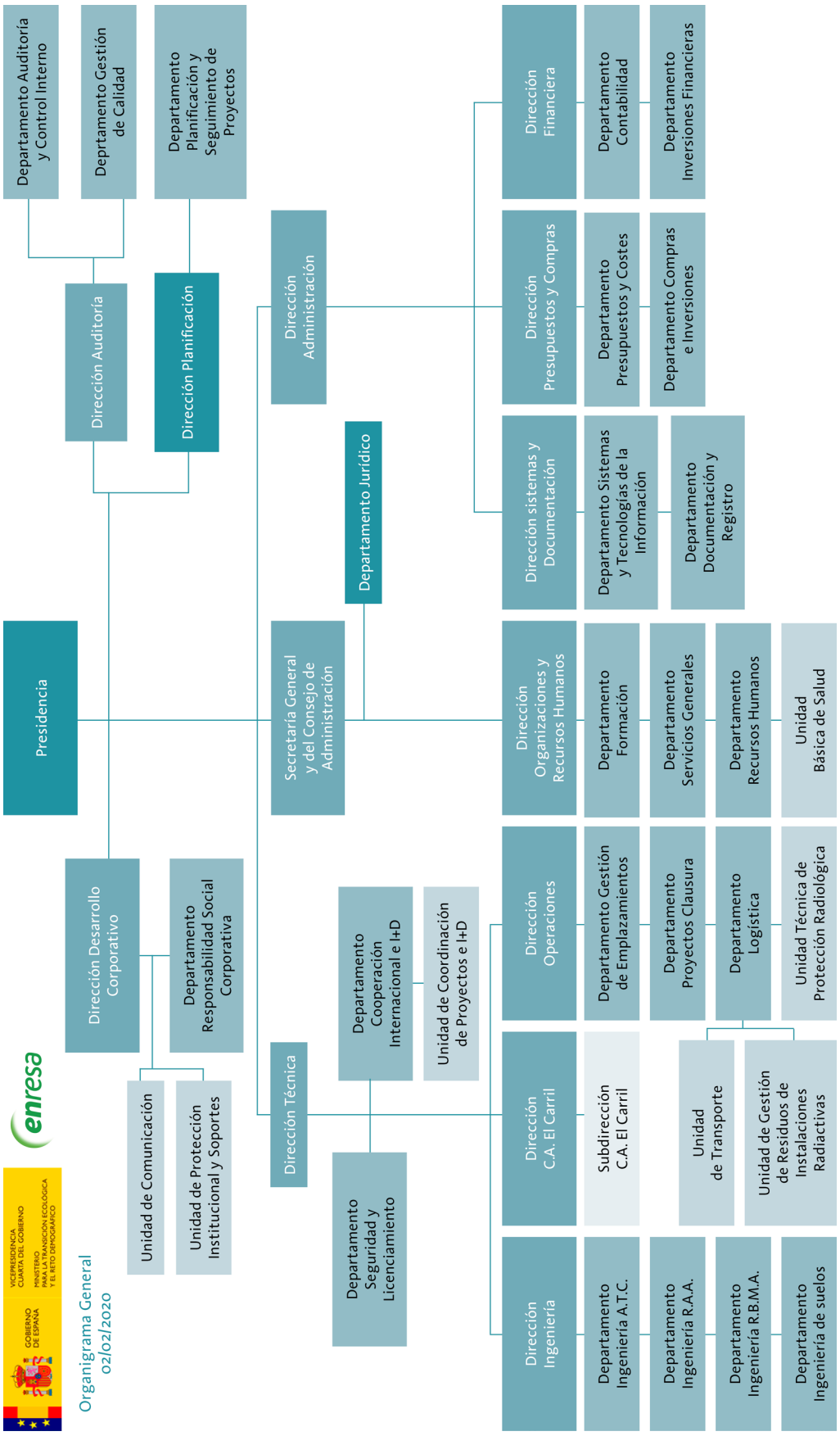
1. Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico (MITERD)



2. Consejo de Seguridad Nuclear



3. Enresa.


VICEPRESIDENCIA CUARTA DEL GOBIERNO
MINISTERIO PARA LA TRANSICIÓN ECOLÓGICA Y EL RETO DEMOGRÁFICO
GOBIERNO DE ESPAÑA
enresa
Organigrama General
02/02/2020
Presidencia
Dirección Auditoría
Departamento Auditoría y Control Interno
Departamento Gestión de Calidad
Dirección Planificación
Departamento Planificación y Seguimiento de Proyectos
Dirección Desarrollo Corporativo
Unidad de Comunicación
Unidad de Protección Institucional y Soportes
Departamento Responsabilidad Social Corporativa
Secretaría General y del Consejo de Administración
Departamento Jurídico
Dirección Técnica
Departamento Seguridad y Licenciamiento
Departamento Cooperación Internacional e I+D
Unidad de Coordinación de Proyectos e I+D
Dirección Administración
Dirección Financiera
Departamento Contabilidad
Departamento Inversiones Financieras
Dirección Presupuestos y Compras
Departamento Presupuestos y Costes
Departamento Compras e Inversiones
Dirección sistemas y Documentación
Departamento Sistemas y Tecnologías de la Información
Departamento Documentación y Registro
Dirección Organizaciones y Recursos Humanos
Departamento Formación
Departamento Servicios Generales
Departamento Recursos Humanos
Unidad Básica de Salud
Dirección Operaciones
Departamento Gestión de Emplazamientos
Departamento Proyectos Clausura
Departamento Logística
Unidad Técnica de Protección Radiológica
Dirección C.A. El Carril
Subdirección C.A. El Carril
Unidad de Transporte
Unidad de Gestión de Residuos de Instalaciones Radiactivas
Dirección Ingeniería
Departamento Ingeniería A.T.C.
Departamento Ingeniería R.A.A.
Departamento Ingeniería R.B.M.A.
Departamento Ingeniería de suelos

Anexo H.
Siglas y abreviaturas utilizadas

AGP	Almacenamiento geológico profundo
ATC	Almacén Temporal Centralizado
ALARA	Tan bajo como sea razonable alcanzar
B.O.E.	Boletín Oficial del Estado
BWR	Reactor de agua en ebullición
CAE	Centro de apoyo a emergencias
CAGE	Centro alternativo de gestión de emergencias
CN/CC.NN.	Central nuclear / Centrales nucleares
CE	Comisión Europea
CEN	Comité de Energía Nuclear
CFR	Código de Regulaciones Federales de Estados Unidos
CG	Combustible gastado
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas
CSN	Consejo de Seguridad Nuclear
DBRR	Directriz Básica de Protección Civil frente al Riesgo Radiológico.
DGPC	Dirección General de Protección Civil
DGPEM	Dirección General de Política Energética y Minas
ECURIE	Intercambio urgente de información radiológica de la Unión Europea
EE UU	Estados Unidos de América
EIA	Evaluación de Impacto Ambiental
Enresa	Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A., S.M.E.
ENUSA	ENUSA Industrias Avanzadas, S.A., S.M.E.
EPS	Estudio Preliminar de Seguridad
ES	Estudio de Seguridad
ETF	Especificaciones Técnicas de Funcionamiento
EURATOM	Comunidad Europea de la Energía Atómica
FUA	Fábrica de Uranio de Andujar
GGAS	Guías de gestión de accidentes severos
GS	Guía de seguridad
HERCA	Heads of the European Radiological Protection competent authorities

I+D	Investigación y Desarrollo
IAEA	Siglas de OIEA en inglés
ICRP	Comisión Internacional de Protección Radiológica
II.RR.	Instalaciones radiactivas
INEX	Ejercicio internacional de emergencia nuclear
INPO	Instituto de operaciones nucleares
IOP	Instrucciones de operación
IRRS	Integrated Regulatory Review Service
ISO	Organización internacional de normalización
JEN	Junta de Energía Nuclear
KWU	Kraftwerk Union A.G.
LEN	Ley sobre energía nuclear
MCDE	Manual de Cálculo de Dosis al Exterior
MAPAMA	Ministerio de Agricultura, Pesca, Alimentación y Medio Ambiente
MITYC/MINETUR/MINETAD/MITECO/MITERD	actualmente Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico
NEA-OCDE	Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE
NRC	Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos
NUREG	Publicación técnica de la NRC
O.M.	Orden Ministerial
OCDE	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico
OIEA	Organismo Internacional de Energía Atómica
ORE	Organización de respuesta a emergencias.
OSPAR	Convención para la protección del Mº ambiente marino del noreste del Atlántico
PACG	Piscina de almacenamiento de combustible gastado
PCD	Paquete de cambio de diseño
PCP	Programa de control de procesos
PEI	Plan de emergencia interior
PEN	Plan Energético Nacional
PERR	Plan Estatal de Protección Civil ante el Riesgo Radiológico
PGRR	Plan General de Residuos Radiactivos
PGRRCG	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos y del Combustible Gastado
PIMIC	Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat
PLABEN	Plan Básico de Emergencia Nuclear
PLAGERR	Plan de Gestión de Residuos Radiactivos

PNIEC	Plan Nacional Integrado de Energía y Clima 2021-2030
POE	Procedimiento de operación en emergencia
PVRA	Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental
PWR	Reactor de agua a presión
R.D.	Real Decreto
R.G.	Guía Reguladora de la NRC
RAA	Residuos de alta actividad
RBBA	Residuos de muy baja actividad
RBMA	Residuos de baja y media actividad
RE	Residuos Especiales
RINR	Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas
RPS	Revisión Periódica de Seguridad
RPSRI	Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes
RRRR	Residuos Radiactivos
SACOP	Sala de Coordinación Operativa
SALEM	Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear
SEMA	Secretaría de Estado de Medioambiente
SEPI	Sociedad Española de Participaciones Industriales
SGEN	Subdirección General de Energía Nuclear
UKAEA	Autoridad de Energía Nuclear del Reino Unido
UPC	Universidad Politécnica de Cataluña
USNRC	Comisión Reguladora Nuclear de Estados Unidos
WANO	Asociación mundial de operadores nucleares
WENRA	Western European Nuclear Regulators Association