



OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

• • •



A lo largo de los más de 250 años acumulados de operación integrada de las centrales nucleares españolas, se han evaluado los beneficios obtenidos, los requisitos técnicos y las consideraciones sociales asociadas, llegando a la conclusión firme de que la operación de las centrales nucleares está probada en los términos definidos por el Principio de la Justificación del Organismo Internacional de Energía Atómica.

El primer objetivo de este informe pretende ilustrar sobre el tiempo de explotación futuro que cabe esperar de las centrales nucleares del parque nacional y cómo es posible conocer el estado de las mismas. El segundo objetivo es mostrar que la operación de las centrales tiene sustanciales ventajas económicas y sociales para la sociedad en su conjunto. El tercer objetivo es probar que la explotación a largo plazo satisface el principio fundamental de mantener protegidas a las personas, la sociedad y el medio ambiente. Estos tres objetivos se derivan del principio de la justificación anteriormente mencionado, basado en la ética utilitaria, que considera aceptables todas aquellas actividades cuyos beneficios superan los riesgos asociados.

Como demuestran las decisiones tomadas en distintos países para ampliar los plazos de operación de sus centrales, parece intuitivo pensar que en nuestro país, cuyas instalaciones tienen el mismo origen tecnológico, pueden también operar de forma segura, fiable, competitiva y respetuosa con el medio ambiente más allá de los plazos que inicialmente se habían considerado. En este sentido, las conclusiones de este estudio confirman la necesidad de operar a largo plazo el parque nuclear español.



OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

• • •

Copyright 2012, Foro de la Industria Nuclear Española
Boix y Morer, 6. 28003 Madrid
correo@foronuclear.org
www.foronuclear.org
@ForoNuclear

DIRECTOR-COORDINADOR: Agustín Alonso Santos

AUTORES: Santiago Aparicio Castillo
Julio Ángel Belinchón Vergara
Pío Carmena Servert
José Luis Esparza Martín
René Alejandro Fernández González
Lorenzo Francia González
María Victoria Gil Cerezo
José Vicente López Montero
Luis Martínez Antón
José Eduardo Moreda Díaz
Luis Palacios Súnico
Ricardo Salve Galiana
Eduardo Sollet Sañudo
Alfonso de la Torre Fernández del Pozo
Francisco Yagüe Álvarez

EDICIÓN: Foro de la Industria Nuclear Española,
con la asistencia de un Comité Asesor formado
por Jorge Corrales Llavona, Luis del Val Hernández,
Roberto González Villegas, Manuel Prieto Urbano
y Víctor Sola Gutiérrez

Fecha de la edición: marzo 2012

Depósito Legal: M-10358-2012

Diseño y producción: Creaciones HAZANAS, S.L.

ÍNDICE

PRESENTACIÓN	9
1. PROEMIO	13
■ OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	14
1.1 LA EXPLOTACIÓN DE LAS CENTRALES NUCLEARES	15
1.1.1 Calificativos y regímenes de explotación de las centrales nucleares	15
1.1.2 La evaluación periódica de la seguridad	18
1.2 LA EXPLOTACIÓN AUTORIZADA DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	19
1.3 JUSTIFICACIÓN DE LA EXPLOTACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	21
PARTE I	25
■ LAS BASES REGULADORAS Y TECNOLÓGICAS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES	25
2. MODELOS INTERNACIONALES SOBRE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES	27
2.1 MODELO BASADO EN LA RENOVACIÓN DE LAS AUTORIZACIONES DE EXPLOTACIÓN	31
2.1.1 Normativa para renovar la autorización de explotación	32
2.1.2 Contenido de la solicitud de renovación de la autorización de explotación	33
2.2 MODELO BASADO EN LAS REVISIONES PERIÓDICAS DE SEGURIDAD	37
2.2.1 Actividades normativas del Organismo Internacional de Energía Atómica	37
2.2.2 Revisión periódica de la seguridad y explotación a largo plazo en otros países	40
2.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	42

3. NORMATIVA NACIONAL SOBRE LA EVALUACIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	43
3.1 DESARROLLO DE LA NORMATIVA NACIONAL SOBRE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	46
3.1.1 Requisitos iniciales	46
3.1.2 Consolidación de la revisión periódica de la seguridad	48
3.1.3 Consolidación de la autorización de explotación a largo plazo	51
3.2 EXPERIENCIA NACIONAL EN LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y EN LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	55
3.2.1 La experiencia de la central nuclear de Santa María de Garoña	55
3.2.2 La experiencia de las centrales nucleares de Almaraz, Vandellós II, Cofrentes y Ascó	57
3.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	61
 4. PROGRAMA NACIONAL DE VIGILANCIA DEL ENVEJECIMIENTO DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES	 63
4.1 PLAN DE GESTIÓN DE VIDA EN LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS. METODOLOGÍA UNESA	64
4.1.1 Selección de estructuras, sistemas y componentes	65
4.1.2 Estudio de los fenómenos de degradación	67
4.1.3 Actividades de control y mitigación. Evaluación y revisión de los protocolos y programas de operación y mantenimiento	68
4.1.4 Integración del Plan de gestión del envejecimiento	69
4.2 PROCESOS DE ENVEJECIMIENTO RELEVANTES EN LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	70
4.2.1 La fragilización del acero de las vasijas del reactor: bases técnicas y vigilancia del proceso	71
4.2.2 El agrietamiento de aleaciones por corrosión intergranular bajo tensión	77
4.3 PARTICIPACIÓN NACIONAL EN PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN SOBRE ENVEJECIMIENTO DE MATERIALES	79
4.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES	84

PARTE II	85
■ BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	85
5. IMPACTO DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES SOBRE EL COSTE DE LA ENERGÍA ELÉCTRICA	87
5.1 COYUNTURA ACTUAL DEL MERCADO DE GENERACIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA	89
5.1.1 Evolución del mercado de producción	89
5.1.2 Situación actual del mercado de producción	91
5.2 EL FUTURO DEL PARQUE GENERADOR ESPAÑOL	92
5.2.1 El parque generador español previsto en la década 2011-2020	92
5.2.2 Previsiones para el período 2020-2050	95
5.3 BENEFICIOS ECONÓMICOS DEL PARQUE NUCLEAR EN EL MERCADO DE ENERGÍA ELÉCTRICA	96
5.3.1 Impacto económico a corto plazo: 2012-2014	98
5.3.2 Impacto económico a medio plazo: 2015-2020	101
5.3.3 Impacto económico a largo plazo: 2020-2050	104
5.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES	106
6. BENEFICIOS AMBIENTALES Y ECONÓMICOS ASOCIADOS A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES	109
6.1 NORMATIVA MEDIOAMBIENTAL DE LA UNIÓN EUROPEA	111
6.1.1 El paquete verde de la Unión Europea	111
6.1.2 Comercio de derechos de emisión de CO ₂	112
6.2 EMISIONES Y GASTOS EVITADOS POR LA EXPLOTACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR	116
6.2.1 Impacto medioambiental y ahorro económico previsto en el corto plazo: 2012-2014	116
6.2.2 Impacto medioambiental y ahorro económico estimado en el medio plazo: 2015-2020	116
6.2.3 Impacto medioambiental y ahorro económico potencial en el largo plazo: 2020-2050	117
6.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	120

7. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO PARA EL DESARROLLO DE LA INDUSTRIA Y LA INVESTIGACIÓN NUCLEAR	121
7.1 BENEFICIOS PARA EL MANTENIMIENTO Y DESARROLLO DE LA INDUSTRIA NACIONAL DE BIENES Y SERVICIOS	122
7.1.1 Ordenación inicial de las actividades nucleares. La Junta de Energía Nuclear	123
7.1.2 Las centrales nucleares y la industria española	124
7.1.3 Evolución de la infraestructura nuclear	126
7.1.4 La situación actual. Un sector dinámico	130
7.2 BENEFICIOS PARA LA INVESTIGACIÓN Y EL DESARROLLO	133
7.2.1 Instituciones nacionales de investigación nuclear	133
7.2.2 Participación en los programas y actividades de investigación de Euratom	138
7.2.3 Gestión nacional de la investigación sobre tecnología nuclear	139
7.2.4 Programas de investigación relevantes para la operación a largo plazo	140
7.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	144
8. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO SOBRE EL DESARROLLO ECONÓMICO LOCAL, REGIONAL Y AUTONÓMICO	145
8.1 BENEFICIOS ECONÓMICOS Y SOCIALES DIRECTOS	146
8.1.1 Generación de empleo	146
8.1.2 Tasas, tributos y aportaciones sociales	148
8.1.3 Asignaciones de Enresa por almacenamiento de residuos radiactivos	150
8.2 BENEFICIOS ECONÓMICOS Y SOCIALES DERIVADOS	151
8.2.1 Inversiones realizadas por los titulares de las centrales nucleares	151
8.2.2 Metodología para estimar los beneficios derivados	153
8.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	154

PARTE III	155
■ REQUISITOS TÉCNICOS Y CONSIDERACIONES SOCIALES Y AMBIENTALES QUE EXIGE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	155
9. REQUISITOS TÉCNICOS QUE EXIGE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	157
9.1 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE LA SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES DURANTE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	158
9.1.1 Liderazgo y gestión en pro de la seguridad	158
9.1.2 Prevención de accidentes nucleares	160
9.1.3 Preparación y respuesta para casos de emergencia	165
9.2 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE EL INVENTARIO Y GESTIÓN DE RESIDUOS RADIACTIVOS	170
9.2.1 Criterios radiológicos en el desmantelamiento de las centrales nucleares	171
9.2.2 Tipos de residuos generados en el desmantelamiento	172
9.2.3 Experiencia nacional en el desmantelamiento de centrales nucleares. El desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I	173
9.2.4 La experiencia nacional en el desmantelamiento de centrales nucleares. El desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera	177
9.2.5 Residuos producidos en el desmantelamiento del parque nuclear y capacidad de almacenamiento	180
9.2.6 Requisitos de almacenamiento a causa de la operación a largo plazo de las centrales nucleares	183
9.3 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE EL CONTROL DE EMISIONES RADIACTIVAS, VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL Y ESTUDIOS EPIDEMIOLÓGICOS	184
9.3.1 Vertidos radiactivos de las centrales nucleares	186
9.3.2 Estimación de las dosis asociadas a los vertidos radiactivos	187
9.3.3 Vigilancia radiológica ambiental	188
9.3.4 Estudios epidemiológicos	191
9.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES	191

10. CONSIDERACIONES SOCIALES DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	193
10.1 CONSIDERACIONES SOCIALES SOBRE LA SEGURIDAD NUCLEAR	194
10.1.1 Frecuencias esperadas y consecuencias de los accidentes graves	195
10.1.2 Relevancia de la formación y la información. Recursos legales y materiales	197
10.1.3 Cobertura de riesgos nucleares: una solución legal para compensar daños nucleares	202
10.2 CONSIDERACIONES SOCIALES SOBRE LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS	203
10.2.1 El régimen de responsabilidad, regulación y supervisión nacional e internacional	204
10.2.2 La percepción social sobre el riesgo de los residuos radiactivos	205
10.2.3 El impacto social de la gestión de los residuos radiactivos	206
10.2.4 Mantenimiento y mejora del sistema social y el progreso económico	208
10.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	210
11. CONSIDERACIONES AMBIENTALES NO RADIOLÓGICAS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO	211
11.1 IMPACTOS AMBIENTALES POR CONTAMINANTES QUÍMICOS Y EFECTOS FÍSICOS	212
11.1.1 Emisión de gases a la atmósfera y vertidos de agua al dominio público hídrico	212
11.1.2 Aspectos estéticos, auditivos y lumínicos e intensidad del tráfico	213
11.2 EL SUMIDERO FINAL DE CALOR: EL MAYOR IMPACTO AMBIENTAL NO RADIOLÓGICO	215
11.2.1 Tipos de sumideros finales de calor	216
11.2.2 Uso de agua en las centrales nucleares españolas	216
11.2.3 Efectos de los sumideros finales de calor sobre la biota	219
11.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES	220
12. EPÍLOGO	221
■ BASES REGULADORAS Y TECNOLÓGICAS, BENEFICIOS Y REQUISITOS TÉCNICOS Y CONSIDERACIONES SOCIALES ASOCIADAS A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL	222
13. REFERENCIAS	227
13.1 REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS	228
13.2 LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS	235
13.3 LISTA DE TABLAS	240
13.4 LISTA DE FIGURAS	243



PRESENTACIÓN

PRESENTACIÓN

El Foro de la Industria Nuclear Española presenta esta publicación sobre la *Operación a Largo Plazo del Parque Nuclear Español*, realizada con el fin de suministrar información sobre los beneficios que, para la sociedad y la economía españolas, aportará la operación del parque nuclear con la renovación de sus autorizaciones de explotación dentro del marco regulador existente.

España tiene una amplia experiencia en la utilización de la energía nuclear, que ha acumulado más de 250 años-reactor de operación segura, tal y como ha certificado en sus informes el Consejo de Seguridad Nuclear y se ha confirmado tras el ejercicio realizado en el conjunto de la Unión Europea denominado "Stress Tests".

Es esencial poner en valor la contribución de la energía nuclear, tanto en el marco socioeconómico como en el del sistema energético, sirviendo de motor económico y suministrando energía eléctrica de base con una gran disponibilidad y a precios de mercado. Esta generación en base tiene especial relevancia para la seguridad de suministro en nuestro país, debido a la alta dependencia exterior, el alejamiento en el cumplimiento de nuestros compromisos medioambientales y la limitación de interconexiones.

En esta publicación del Foro de la Industria Nuclear Española se recogen las bases reguladoras y tecnológicas, los beneficios, los requisitos técnicos y las consideraciones sociales asociadas a la operación a largo plazo del parque nuclear español.

Esta estrategia ya ha sido tomada a nivel internacional, siendo muchos los países que han definido la metodología y desarrollos necesarios para ello, lo que permite abordarla en España con procesos contrastados e implementarla de manera segura y efectiva.

La industria nuclear española considera que es una prioridad para el sistema eléctrico español la operación a largo plazo de nuestro parque nuclear, mediante la renovación de las autorizaciones de explotación de las instalaciones, que sólo debería estar condicionada a la aprobación previa del Consejo de Seguridad Nuclear.

Quiero destacar y agradecer la profesionalidad de todos los que han contribuido a este trabajo, muy especialmente a su director y coordinador, D. Agustín Alonso, y a todos sus autores, cuyas contribuciones han permitido obtener una visión completa y rigurosa del proceso de renovación de licencias. Asimismo, quiero reconocer las valiosas aportaciones realizadas por el Comité Asesor creado para la supervisión de este estudio.

Esperamos que la lectura de esta publicación, continuación de la que el Foro de la Industria Nuclear Española preparó sobre la *Seguridad del Parque Nuclear Español*, sea de interés y permita conocer mejor los beneficios netos que tiene para nuestro sistema el mantener operativo el parque nuclear.

María Teresa Domínguez Bautista
Presidenta del Foro de la Industria Nuclear Española



1. PROEMIO

OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

El envejecimiento de los seres vivos y de los objetos materiales impide, tanto a unos como a otros, que después de algún tiempo de haber sido concebidos o creados puedan satisfacer plenamente las funciones que les son propias o aquellas para las que fueron contruidos. El envejecimiento fuerza a las personas al retiro del trabajo y a las máquinas al cese de su función y al desmantelamiento. El tiempo que ha de transcurrir para alcanzar el final es función del individuo y de la máquina; cuando estos forman parte de colectivos numerosos, es entonces posible definir una distribución estadística de la que formalmente cabe deducir parámetros significativos, tales como la vida media o la más probable, pero no será posible predecir la vida de una persona o de una máquina concreta, aunque sí intuir la analizando la salud de la persona o el deterioro de la máquina.

Las personas e instituciones que concibieron, diseñaron, autorizaron, construyeron y explotaron las primeras centrales nucleares no podían predecir con certidumbre cuál podía ser la vida de tales instalaciones. Tomando como referencia otros grandes desarrollos industriales anteriores, estimando el tiempo óptimo de amortización de las grandes inversiones y también para controlar los monopolios, los responsables decidieron que la explotación de tales centrales podía ser limitada a 30 ó 40 años, llamando a tal valor, de forma impropia, *vida de diseño*. Ha sido desafortunado que este concepto haya arraigado de forma tan profunda en instituciones, asociaciones y organismos de decisión nacional e internacional¹.

La familia actual de centrales nucleares en explotación es un conjunto uniforme de entidades y constituye un universo estadístico del que, con el tiempo, será posible deducir la vida media y la vida más probable de cada entidad, siempre que el conjunto no sea perturbado por decisiones externas, generalmente estratégicas y políticas.

Los casi quince milenios de experiencia mundial acumulada e intercambiada han atesorado una base sólida de conocimientos sobre la regulación y operación segura del parque nuclear mundial

El parque mundial de centrales nucleares ya ha acumulado 15 milenios de experiencia operativa. Se ha creado una extensa y efectiva red de instituciones nacionales, supranacionales e internacionales que analizan la experiencia operativa mundial en un régimen de transparencia y colaboración. También se han investigado los procesos de deterioro de los materiales, componentes, sistemas y estructuras que constituyen la central nuclear y se han encontrado procedimientos de diagnóstico y remedios para evitar el envejecimiento y reparar los daños. De estos esfuerzos y trabajos se ha llegado a una conclusión firme: *el tiempo de explotación asignado en el diseño original de las centrales nucleares, definido al principio con otros fines, no coincide necesariamente con la explotación útil de las centrales nucleares, cuya duración puede ser muy superior a la asignada en el diseño original*. Esta conclusión se ha aceptado de forma universal.

¹ Con el objetivo de clarificar el limitado uso que debe tener vida de diseño, en este documento se prefiere la expresión *explotación asignada en el diseño original* o *explotación asignada*.

Los regímenes de explotación de las centrales nucleares

EXPLOTACIÓN ASIGNADA EN EL DISEÑO ORIGINAL	EXPLOTACIÓN ÚTIL APRECIADA POR EL TITULAR Y EL REGULADOR
EXPLOTACIÓN AUTORIZADA POR EL ÓRGANO REGULADOR	EXPLOTACIÓN ÓPTIMA. COINCIDENCIA DE LA ÚTIL Y LA AUTORIZADA

El primer objetivo de este informe es ilustrar acerca del tiempo de explotación útil que cabe esperar de las centrales nucleares españolas, cómo es posible conocer el estado de salud de cada unidad y cómo mantenerlo. El segundo objetivo es mostrar que la operación de las centrales tiene sustanciales ventajas económicas y sociales para la nación, la industria, los individuos y la sociedad en su conjunto. El tercer objetivo es probar que la explotación a más largo plazo satisface el principio fundamental de mantener protegidas a las personas, la sociedad y el medio ambiente contra los riesgos propios de tales instalaciones. Los tres objetivos antes señalados se derivan del principio de la justificación, desarrollado por la Comisión Internacional de Protección Radiológica, ICRP (*International Commission on Radiation Protection*), y basado en la ética utilitaria, que considera aceptables todas aquellas actividades cuyos beneficios superan los riesgos asociados.

1.1 LA EXPLOTACIÓN DE LAS CENTRALES NUCLEARES

La explotación de las centrales nucleares, como la de cualquier otra instalación industrial compleja y sometida a regulación para controlar y limitar riesgos a terceros y al medio ambiente, asigna varios calificativos a los distintos regímenes de explotación de las centrales nucleares, cuyo significado económico, técnico y legal ha sido objeto de consideración por reguladores, titulares y responsables del desarrollo y uso de la energía nuclear. En el contexto de este documento tienen relevancia especial los conceptos: *explotación asignada en el diseño original*, *explotación útil*, *explotación autorizada* y *explotación óptima*. En los dos últimos decenios se ha consolidado en Europa el concepto de *revisión periódica de la seguridad*, cada diez años, que en algunos países, especialmente en España, se considera parte esencial del proceso de autorización.

1.1.1 Calificativos y regímenes de explotación de las centrales nucleares

La *explotación asignada en el diseño original* de una central nuclear es el tiempo mínimo, que se establece en la fase de diseño, durante el cual se espera que la instalación pueda funcionar de forma segura y eficiente cumpliendo los requisitos previamente establecidos. Sirve para que los interesados en explotarla puedan hacer sus planteamientos económicos y tomar decisiones. La explotación asignada está determinada por la organización que proyecta la central y no tiene por sí misma significado administrativo ni legal. De hecho, la explotación asignada en el diseño original no consta en ninguno de los permisos provisionales de operación que se concedieron de acuerdo con la versión 1972 del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, RINR (Decreto, 1999), ni en las autorizaciones de explotación de las nuevas versiones de dicho Reglamento. En 1982, mediante Orden Ministerial, se concedió a Hifrensa el permiso de explotación definitivo de la central nuclear de Vandellós I por un período de veintiún años prorrogables (Orden Ministerial, 1982).

La *explotación útil* de una central nuclear es el tiempo durante el cual la instalación puede ser explotada de forma segura y económica, dentro de los requisitos impuestos por el regulador y las pretensiones económicas del titular. La explotación útil es un

La vida asignada a una central nuclear no está relacionada con su vida real, es decir, con el tiempo que puede operar de forma segura y económica

concepto que contiene aspectos sociales, técnicos y económicos y sólo depende del estado de seguridad, evaluado de forma independiente por el regulador, y del rendimiento económico, apreciado por el titular.

La *explotación autorizada* es el tiempo que figura en la autorización de explotación vigente concedida de forma reglamentaria por el organismo regulador. La explotación autorizada ha de ser solicitada y justificada por el titular de la instalación y aceptada, rechazada o condicionada por el organismo regulador tras un análisis riguroso de la seguridad de la instalación y de las actividades a realizar en ella —aumento de potencia, modificación de diseño o de procedimientos o cierre definitivo, por ejemplo—.

La *explotación óptima* de la central requiere que la explotación autorizada coincida con la explotación útil de la central. Si la explotación autorizada fuese más corta que la útil se produciría un perjuicio para el titular, la economía y la industria nacional, la pérdida innecesaria de puestos de trabajo y otros beneficios sociales locales e individuales. El organismo que vigila la seguridad no tiene autoridad para proponer el cese de la explotación de aquella central nuclear que satisfaga los requisitos de seguridad previamente establecidos; sólo puede hacerlo, de forma cautelar y justificada, cuando entienda que no se cumplen los requisitos de seguridad vigentes y sólo mientras persista tal incumplimiento. Siempre que el titular lo solicite legalmente, tanto el organismo de seguridad como la autoridad gubernativa tendrán la obligación de considerar la petición que se formule.

La explotación autorizada no debe estar relacionada con la asignada en el diseño original, puede ser menor o más larga dependiendo de la evolución de la seguridad y la fiabilidad de la instalación. En los países pioneros, muchos de los primeros prototipos de centrales nucleares comerciales funcionaron durante tiempos cortos, a veces muy cortos, tanto por razones de seguridad como económicas. Los prototipos que demostraron viabilidad tecnológica y económica, y probaron ser seguros y fiables, se convirtieron en las centrales nucleares comerciales que ahora funcionan de forma satisfactoria y económica con independencia de la explotación asignada en el diseño original inicialmente aceptada.

Se han observado mecanismos de envejecimiento de los materiales y de los equipos de la central, algunos previstos y otros no previstos en el diseño original; sin embargo, tales mecanismos han sido advertidos y controlados y los materiales y equipos afectados han sido sustituidos por otros nuevos que han mejorado la seguridad y la fiabilidad. La experiencia operativa, obtenida de la observación y el análisis, ha ido corrigiendo los criterios de diseño originales y consolidando nuevos criterios. Por ello, la explotación asignada en el diseño original no tiene valor regulador alguno.

La legislación nacional establece que el titular de la instalación es responsable de solicitar la autorización de explotación, que el Consejo de Seguridad Nuclear, CSN, analiza, siguiendo un proceso normado, con el objetivo de emitir el informe preceptivo y vinculante, solo cuando el informe es negativo, por motivos de seguridad el Gobierno está obligado a aceptar. El Reglamento vigente no impide que la explotación autorizada pueda ser renovada sin límite, incluso superando la asignada en el diseño original, siempre que el titular de la autorización lo solicite, aportando la documentación re-

glamentaria. El artículo 32° de la Ley de Energía Nuclear (Ley, 1964), prevé que el Consejo de Ministros pueda declarar el cese del funcionamiento de una instalación nuclear, a propuesta del Ministro de Industria, esgrimiendo razones justificadas de interés nacional, distintas de la seguridad nuclear, mediante instrumento formal, pero compensando debidamente al titular por el daño económico causado².

En el comienzo de la era nuclear, cuando no se había acumulado suficiente experiencia y no se conocían bien los mecanismos de envejecimiento de materiales y equipos, se utilizaron márgenes de seguridad muy amplios, que se usaron para definir la explotación asignada a la central en el diseño original. Por tales razones, y también para favorecer la competitividad entre suministradores y fabricantes, en Estados Unidos se fijó en 40 años la explotación asignada a las centrales con reactores de agua a presión, PWR, y agua en ebullición, BWR; en la Unión Soviética se aceptaron 30 años y no se fijó límite alguno en la antigua República Federal de Alemania, donde se aceptó el concepto de *explotación útil*; es decir, la instalación podía ser explotada siempre que fuese segura, dentro de los requisitos impuestos por el regulador³, y económica, a juicio del titular.

En la actualidad, conocidos y controlados los mecanismos de envejecimiento y demostrada la posibilidad de renovar aquellos equipos que envejezcan más allá de lo tolerable, en la última década del siglo pasado comenzó a surgir entre los explotadores la idea de prolongar la explotación de las centrales nucleares más allá de la vida asignada, mientras fuesen económicas y seguras, incluso de acuerdo con requisitos de seguridad más estrictos. De esta forma se consolidó el concepto de *explotación útil*. Se creó una nueva serie de vocablos y expresiones, tales como la explotación a más largo plazo, LTO⁴ (*Longer Term Operation*), la gestión de la vida de los reactores, PLiM (*Plant Life Management*) y PLEX (*Plant Life Extension*), entre otras.

Los primeros en reconocer la importancia económica y la posibilidad técnica de alargar la explotación de las centrales nucleares fueron los titulares estadounidenses, quienes, convencidos de la posibilidad técnica y económica de tal acción, propusieron al Organismo Regulador de Estados Unidos, NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), la conveniencia de autorizar tal alargamiento. La idea interesó desde el primer momento a los titulares de los países más avanzados. Demostrar la posibilidad técnica de extender la vida de las centrales nucleares ha supuesto un esfuerzo considerable de investi-

² La cancelación de las autorizaciones de construcción de cinco unidades nucleares que decretó el Plan energético de 1983 se sometió al proceso descrito.

³ En el año 2002, una nueva ley nuclear estableció en Alemania una moratoria a la construcción de nuevas unidades y limitó la energía eléctrica que podría generar cada unidad nuclear del país, equivalente a una explotación autorizada de 32 años. En el año 2010, se introdujeron dos enmiendas a la ley sobre energía nuclear que permiten la ampliación durante ocho años de la explotación de las centrales construidas antes de 1980 (seis unidades) y durante doce años adicionales las restantes (once unidades). En 2011, como consecuencia del accidente de la central nuclear Fukushima Daiichi, el Parlamento alemán aprobó el cese de la explotación de las ocho centrales más antiguas y limitó la explotación de las unidades restantes hasta el año 2022.

⁴ La definición de las siglas y acrónimos utilizados en el texto se encuentran en la lista de siglas y acrónimos en la página 235.

La operación a largo plazo ha supuesto un esfuerzo importante de investigación, desarrollo y observación de la experiencia operativa

gación y desarrollo y observación de la experiencia operativa. La decisión de autorizar tal alargamiento ha supuesto también un análisis en profundidad de los conocimientos adquiridos y un reconocimiento formal de que tal alargamiento no supone un riesgo nuclear inaceptable, ni para los trabajadores de la central, ni para el público en general, ni para el medio ambiente.

La mencionada NRC, después de un estudio minucioso de la cuestión, decidió promulgar la regulación necesaria para solicitar y, en su caso, autorizar el alargamiento de la explotación 20 años más allá de los 40 ya autorizados, hasta un total de 60 años, sin descartar nuevas autorizaciones, que se puedan justificar en función del nivel de salud presente y previsible de las centrales que hayan cumplido 60 años. Otros países con este tipo de reactores, en especial, Holanda, Reino Unido, Francia y Rusia, entre otros, también han tomado la decisión de alargar la explotación de sus centrales nucleares.

1.1.2 La evaluación periódica de la seguridad

Por otra parte, también en las dos últimas décadas del siglo pasado, sobre todo con referencia a las primeras centrales, además de la evaluación continuada de la seguridad, surgió la conveniencia de realizar análisis periódicos de la seguridad cada 10 años, aproximadamente. En la práctica nacional, la revisión periódica de la seguridad aparece por vez primera en los límites y condiciones anexos al permiso de explotación definitivo que se concedió a la central nuclear de Vandellós I. Esta idea ha consagrado el término Revisión periódica de seguridad, RPS (PSR, *Periodic Safety Review*). El Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, ha promovido el concepto y publicado numerosos documentos sobre el correspondiente envejecimiento de materiales y equipos.

Por su lado, la Asociación de Organismos Reguladores Nucleares del Oeste de Europa, WENRA (*Western European Nuclear Regulators' Association*), ha incluido la RPS entre sus niveles de referencia para evaluar la seguridad de las centrales nucleares y en sus trabajos de armonización de los documentos reguladores de los países de la asociación. De dicha información se deduce que la RPS está regulada en, al menos, el 50% de los países de la asociación, si bien se practica en casi todos ellos. La asociación recomienda, entre otros aspectos, que tales revisiones confirmen que la central analizada satisface los requisitos establecidos en la autorización de explotación y que cualquier desviación ha sido corregida, de modo que la central continúe su funcionamiento con independencia de la vida asignada en el diseño.

Cabe por consiguiente concluir que la explotación autorizada de las centrales nucleares puede ser más larga que la asignada en el diseño original y que tal alargamiento puede ser justificado por dos procedimientos bien establecidos: (a) El seguido por la NRC, basado en legislación que contempla alargar la explotación autorizada en 20 años de una sola vez, hasta un total de 60 años, sin descartar nuevas adiciones justificadas, y (b) el recomendado por el OIEA en sus documentos normativos y contemplado fundamentalmente en los países europeos, que permite alargar la explotación autorizada en períodos de diez años, sin límite previamente establecido. En el capítulo 2 se describen ambas metodologías.



1.2 LA EXPLOTACIÓN AUTORIZADA DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

En consonancia con la práctica europea, en 1992, el Consejo de Seguridad Nuclear, CSN, anunciaba, en informe emitido al Congreso de los Diputados y al Senado (CSN, 1992), que: *'con una periodicidad de diez años se van a realizar revisiones de la seguridad de las centrales nucleares'*. De esta forma, se introducía formalmente en el régimen regulador nacional el concepto de la RPS. En esta primera etapa, la intención fundamental residía en realizar en cada central un análisis integrado de la seguridad que completase la revisión continuada que ya se venía realizando.

Hasta el año 1995, se renovaban las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas por ciclos del combustible nuclear con validez entre recargas consecutivas del combustible. Esta práctica inusual suponía una carga administrativa innecesaria, tanto para el CSN como para el Titular. El órgano colegiado que regía los destinos del CSN en el período 1994-2001, teniendo en cuenta la práctica internacional y las recomendaciones del OIEA, decidió sustituir las autorizaciones por recarga por las autorizaciones cada diez años sobre la base de la RPS, ya establecida. Esta decisión se comunicó en el informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado correspondiente al año 1994 (CSN, 1995):

'Con una periodicidad de diez años se van a realizar revisiones de la seguridad de las centrales, actualizando la situación de la evaluación continuada de la seguridad y los avances en programas específicos, y analizando la aplicabilidad de los cambios en la normativa, que se hayan podido producir en ese período'.

Para regular tal propuesta, el CSN publicó en 1995 la Guía de Seguridad 1.10 sobre las evaluaciones periódicas de la seguridad (Guía de Seguridad, 1995). La Guía se revisó en el año 2008 (Guía de Seguridad, 2008) sobre la base de la experiencia adquirida en su aplicación y teniendo en cuenta la abundante normativa internacional promulgada sobre el tema durante el tiempo transcurrido.

Este cambio sustancial se aplicó a cada central individualmente en las recargas de combustible posteriores al año 1995, creando un período de aplicación preparatoria de cinco años hasta la aplicación completa de la RPS. Todas las centrales nucleares españolas han recibido ya una de estas autorizaciones, como se indica en la tabla 1.1. Sin embargo, esta práctica no ha quedado hasta ahora reflejada en las últimas revisiones del Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, RINR. Al principio, los nuevos requisitos de seguridad quedaron legalmente reflejados en los límites y condiciones que se hicieron constar en las primeras autorizaciones de explotación con validez de diez años que se concedieron a todas las centrales nucleares y que ahora se están renovando por otros diez años⁵. La publicación en 2009 de la Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009) sobre la gestión del envejecimiento y operación a largo plazo de centrales nucleares cubre el vacío legal del RINR y consolida la aplicación reglamentaria de la RPS cuando se sobrepasa la explotación asignada en el diseño original.

⁵ La autorización de explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña fue renovada por cuatro años y la renovación de la autorización decenal de la central nuclear de Trillo será considerada en 2014.

Tabla 1.1
Situación actual (marzo 2011) de las autorizaciones de explotación
de las centrales nucleares del parque español

Nombre	Tipo	Potencia ¹ (MWe)	Autorización de explotación provisional ²	Primera autorización decenal	Validez de la autorización vigente ³
SANTA MARÍA DE GAROÑA	GE BWR/2	460 (466)	28/julio/1972	05/julio/2009	06/julio/2013
ALMARAZ I	W-PWR/3 LAZOS	930 (1.035)	13/octubre/1980	08/junio/2010	08/junio/2020
ALMARAZ II	W-PWR/3 LAZOS	930 (980)	15/junio/1983	08/junio/2010	08/junio/2020
ASCÓ I	W-PWR/3 LAZOS	930 (1.032)	22/julio/1982	01/octubre/2001	01/octubre/2021
ASCÓ II	W-PWR/3 LAZOS	930 (1.027)	22/abril/1985	01/octubre/2001	01/octubre/2021
COFRENTES	GE BWR/6	975 (1.092)	25/julio/1984	19/marzo/2001	19/marzo/2021
TRILLO I	KWU-PWR/ 3 LAZOS	1030 (1.066)	04/diciembre/ 1987	17/noviembre/ 2004	17/noviembre/ 2014
VANDELLÓS II	W-PWR/3 LAZOS	930 (1.087)	17/agosto/1987	26/julio/2010	26/julio/2020

¹ La potencia inicial de las centrales nucleares españolas ha sido incrementada y autorizada posteriormente por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, MITYC, a petición de los titulares y con el informe preceptivo y vinculante del Consejo de Seguridad Nuclear, CSN. Los valores actuales se dan entre paréntesis.

² De acuerdo con el RINR, corresponde a la primera autorización de explotación obtenida.

³ Todas las centrales, con la excepción de Trillo, han recibido dos autorizaciones decenales dentro de la vida asignada, con la excepción de Santa María de Garoña, cuya vida se ha alargado tres años más allá de la vida asignada en el diseño.

Las primeras autorizaciones de explotación concedidas por diez años tienen un formato y contenido comunes e incluyen un anexo que contiene doce límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica, impuestos por el Consejo de Seguridad Nuclear, asociados y formando parte integral de la autorización y, por tanto, de obligado cumplimiento. En el capítulo 3 se glosan algunos de dichos requerimientos.

La Parte I del documento describe las bases reguladoras y tecnológicas sobre las que se basa la explotación a largo plazo de las centrales nucleares. En el capítulo 2 se exponen los dos modelos internacionales que regulan la explotación a largo plazo de las centrales nucleares: la renovación de la autorización de explotación por 20 años adicionales, establecida en Estados Unidos y la evaluación periódica de la seguridad cada diez años, recomendada por el OIEA. En el capítulo 3 se analiza la normativa y la práctica nacional, basada en la revisión periódica de la seguridad, como requisito para prorrogar la autorización de explotación para la década siguiente, pero tomando como modelo la práctica estadounidense cuando el decenio a considerar incluye 40 años de explotación. La vigilancia del envejecimiento de materiales y el deterioro de estructuras, sistemas y componentes es la consideración técnica más significativa de la explotación a largo plazo. El capítulo 4 explica el esfuerzo nacional de investigación y desa-

rollo que se ha realizado para conocer los mecanismos de envejecimiento y para prevenir el deterioro del equipo.

1.3 JUSTIFICACIÓN DE LA EXPLOTACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

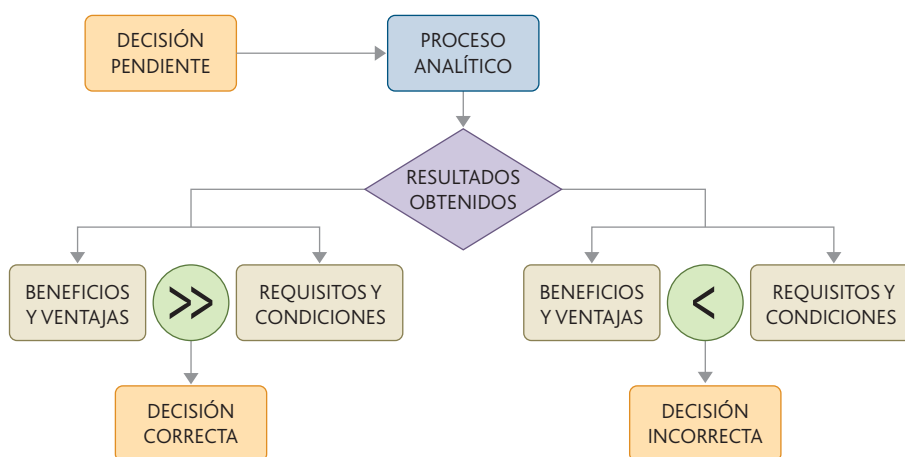
La operación a largo plazo de cada una de las centrales nucleares del parque español debe satisfacer el principio de *Justificación de las instalaciones y actividades*, que es uno de los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA (OIEA, 2007):

'Las instalaciones y actividades que generan riesgos asociados a las radiaciones deben reportar un beneficio general'.

El documento añade que al valorar los beneficios y los riesgos asociados deben tomarse en consideración todas las consecuencias relevantes del funcionamiento de las instalaciones y de la realización de las actividades que en ellas tengan lugar. La explotación a largo plazo de una central nuclear es una actividad que se ajusta al principio antes definido. Es por tanto necesario demostrar que los beneficios nacionales, autonómicos, regionales, locales, personales y medio ambientales de tal actividad superarán, con creces, los requisitos y condiciones necesarios para garantizar que la operación a largo plazo no supondrá un riesgo indebido para la salud y la seguridad de las personas y el medioambiente, que requiere el objetivo fundamental de la seguridad. La figura 1.1 es una representación esquemática de la aplicación del principio de la justificación y toma de decisiones⁶.

Figura 1.1

Representación esquemática de la aplicación del principio de la justificación y toma de decisiones



Fuente: Elaboración propia

⁶ La toma de decisiones nucleares relevantes debe incluir un proceso analítico reglado en el que se cuantifiquen o estimen, de un lado, los beneficios o ventajas esperadas y, de otro lado, los requisitos y condiciones requeridas para satisfacer el objetivo fundamental de la seguridad. Si los beneficios o ventajas del caso analizado superan los requisitos y condiciones necesarias, la decisión será correcta e incorrecta en el caso contrario.

La Parte II del documento se dedica a describir y cuantificar los beneficios que cabe esperar de tal explotación, mientras que la Parte III considera los requisitos técnicos y las consideraciones sociales y ambientales asociados. En el Epílogo se comparan ambas para concluir que la explotación a largo plazo está plenamente justificada.

La característica fundamental de las centrales nucleares reside en funcionar en base de forma continuada, lo que garantiza la continuidad del suministro eléctrico y ayuda a reducir la dependencia de los combustibles fósiles, que nuestro país tiene que importar hasta límites elevados⁷. El combustible nuclear representa un porcentaje pequeño del coste de producción eléctrica y el mercado es más abierto y estable en comparación con el mercado del petróleo y el gas natural. Además, el país dispone de yacimientos de uranio explotables y ha desarrollado y puesto en marcha la tecnología para el beneficio del combustible nuclear. El alargamiento de la explotación autorizada de las centrales nucleares es una ventaja económica de carácter nacional, regional y local que no puede ser descartada, como se explica en el capítulo 5 de este documento.

Contrariamente a lo que sucede con los combustibles fósiles, la reacción nuclear de fisión del uranio es anaeróbica, lo que supone la ausencia de gases de combustión, en especial dióxido de carbono, lo que alivia el efecto invernadero. La operación a largo plazo de las centrales nucleares nacionales contribuirá a satisfacer el cumplimiento de los requisitos impuestos por la Comisión Europea en cumplimiento del Protocolo de Kyoto y posibles protocolos o convenios sucesores. La ausencia de emisiones de CO₂ es también un beneficio económico derivado del llamado comercio del carbono. Este aspecto se desarrolla en el capítulo 6.

La operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español tiene un impacto notable sobre el desarrollo de la industria nacional de bienes y servicios, la investigación fundamental y aplicada y sobre el desarrollo económico y social local, regional y autonómico. Estos beneficios se analizan en el capítulo 7.

En el lado requisitos y consideraciones, la explotación a largo plazo de las centrales nucleares requiere el establecimiento de nuevas consideraciones y requisitos técnicos, en especial relacionadas con la seguridad de las instalaciones, la producción y almacenamiento de residuos radiactivos y la gestión del combustible nuclear usado. El desmantelamiento de las centrales nucleares también produce residuos radiactivos de muy baja, baja, media y alta actividad específica, que han de ser almacenados de forma segura. También se requiere el mantenimiento del control y vigilancia de las emisiones de radiactividad y la realización de estudios epidemiológicos. No existen problemas tecnológicos asociados con la consideración y el cumplimiento de tales requisitos que se analizan en el capítulo 9.

Las consideraciones sociales de la explotación a largo plazo de las centrales nucleares tienen una relevancia significativa. La seguridad de las centrales nucleares y la gestión de los residuos radiactivos son motivo de preocupación social y determinación política. Los accidentes de TMI-2, Chernobyl-4 y el más reciente de Fukushima Daiichi han

⁷ Continuadamente superiores al 80% de nuestras necesidades de energía primaria.

La práctica internacional más generalizada es que las centrales nucleares puedan seguir en operación siempre que cumplan los requisitos de seguridad

demostrado que los accidentes con liberación de productos radiactivos son posibles, lo que ha hecho crecer la fobia nuclear de la sociedad. Sin embargo, tales accidentes sirven también para mejorar la seguridad de las centrales en explotación. La disponibilidad de planes de emergencia nuclear efectivos, la compensación de daños a terceros y las tareas de formación e información social se consideran medios necesarios para considerar los aspectos sociales de la energía nuclear, de la forma que se explica en el capítulo 8.

Las centrales nucleares también producen efectos no radiológicos sobre la población y el medio ambiente locales, en especial en lo que se refiere al uso del agua de refrigeración, que son ampliamente analizados y sometidos al control regulador, como se explica en el capítulo 11.

Después de analizar y comparar beneficios con requisitos, no se encuentran razones objetivas que justifiquen limitar la explotación autorizada de las centrales nucleares del parque nacional a la explotación asignada en el diseño original propuesta en el país de origen del proyecto, 40 años para el caso de todas las centrales nucleares de origen estadounidense. La central de Trillo I, de origen alemán, no tiene límite alguno inicial legalmente reconocido en el país de origen. De acuerdo con la práctica internacional más generalizada, las centrales nucleares pueden continuar su funcionamiento siempre que cumplan con los requisitos de seguridad que establezca el organismo regulador y satisfagan el régimen económico del titular. Suspender la autorización de explotación de una central nuclear, o negar una solicitud de renovación, que satisfaga los criterios establecidos, sin que existan razones de interés nacional para ello, podría ser considerada como destrucción innecesaria de un bien de interés público y una expropiación irracional de un bien privado.

El documento hace constar en un epílogo el resultado de aplicar la ecuación que justifica el aumento de la explotación autorizada de las centrales nucleares más allá de la explotación asignada en el diseño original. La pretendida limitación de la explotación autorizada a la explotación asignada en el diseño original supondrá igualmente la ralentización en el país de las actividades industriales en marcha y su desaparición final a medida que las centrales vayan cumpliendo 40 años. La única tecnología nuclear, no productiva, que sobreviviría sería el desmantelamiento de las centrales y la gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado.





PARTE I

LAS BASES REGULADORAS Y TECNOLÓGICAS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

Las centrales nucleares operan sujetas a *autorizaciones de explotación*, actos administrativos que habilitan al titular para operar la instalación durante un tiempo especificado, satisfaciendo determinados límites y condiciones impuestos por el regulador; la validez temporal de la autorización se conoce por *explotación autorizada*. La tendencia internacional es permitir la explotación de las centrales nucleares siempre y cuando cumplan los requisitos de seguridad establecidos y las expectativas económicas del titular dentro de las directrices que establezcan los gobiernos. Los requisitos de seguridad son dictados por los organismos reguladores en cada país, los cuales establecen los requerimientos a satisfacer, supervisan el cumplimiento de las condiciones de seguridad y exigen que se corrija cualquier desviación que se detecte; las perspectivas económicas pertenecen al ámbito de decisión de los propietarios de la instalación; mientras que las directrices son decisiones de los gobiernos.

Conviene distinguir entre el acto administrativo en sí —la solicitud, evaluación y, en su caso, concesión de la autorización— y las bases técnicas en las que se apoya. La concesión se sustancia en una disposición ministerial, decreto o comunicación formal de cualquier otro tipo reglamentado, dirigida al titular por parte de alguna instancia de la Administración; las bases técnicas que fundamentan esa decisión administrativa son elaboradas por el organismo técnico⁸ de la organización reguladora nuclear de cada país.

⁸ En España, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es el encargado de promulgar la normativa técnica, analizar las solicitudes, verificar el cumplimiento de los límites y condiciones que se hayan establecido formalmente y exigir y corregir cualquier incumplimiento, mientras que, dependiendo del tipo de autorización, alguna autoridad del Gobierno —o funcionarios del Ministerio de Industria, Energía y Turismo— es responsable de la concesión o denegación de la autorización. En otros países, como sucede en Estados Unidos, ambas funciones recaen en la misma institución, la Nuclear Regulatory Commission, NRC.

La autorización de explotación puede ser expedida por el propio organismo regulador (como en Estados Unidos) o por una instancia de la administración (Francia o España), previo informe favorable del organismo técnico. En el primer caso, los criterios de concesión de la autorización son exclusivamente técnicos, mientras que en el segundo, la administración se reserva el derecho de utilizar otros tipos de criterios, distintos de los criterios de seguridad, por ejemplo económicos o relacionados con el interés nacional. En el capítulo 2 se presentan los dos modelos internacionales vigentes sobre la explotación a largo plazo de las centrales nucleares; mientras que en el capítulo 3 se presenta el régimen de autorizaciones que es aplicado en España.

El régimen de autorizaciones establecido, el análisis continuado de la seguridad por parte del titular y la supervisión permanente por parte del organismo regulador garantizan la seguridad de la central nuclear. La autorización de explotación reconoce que la central puede ser explotada de forma segura. Sin embargo, a lo largo del tiempo, la radiación cambia las propiedades mecánicas de los materiales de la vasija del reactor; los refrigerantes corroen y erosionan las superficies metálicas con las que interaccionan; el propio funcionamiento y agentes agresores físicos y químicos —altas temperaturas, humedades, contaminantes químicos— envejecen los componentes, sistemas y estructuras de la central con detrimento para la seguridad de la instalación. El análisis de los mecanismos degradantes y su evolución y control a lo largo del tiempo es el objetivo fundamental de la autorización de explotación a largo plazo. Aunque de forma breve, en el capítulo 4 se presentan las causas más relevantes y específicas del envejecimiento de las centrales nucleares.





2. MODELOS INTERNACIONALES SOBRE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

2. MODELOS INTERNACIONALES SOBRE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

Sobre la vigencia de las autorizaciones de explotación existen dos tendencias internacionales: la que estipula legalmente la explotación autorizada de la central por un tiempo definido, generalmente prolongado, del orden de 30 ó 40 años, como en los casos de Rusia o Estados Unidos, respectivamente, y otra que no prejuzga una vida operativa límite, como los casos de España, Alemania, Francia, el Reino Unido o Suiza, donde las autorizaciones se conceden por tiempo ilimitado o se van concediendo periódicamente o en cada recarga de combustible, como ha sido el caso en España hasta el año 1995.

En el contexto de la Operación⁹ a largo plazo, OLP, en el primer caso se habla de un proceso de *renovación de la autorización de explotación*, con validez más allá de los 30 ó 40 años originales; en el segundo se define un proceso basado en la *revisión periódica de la seguridad*, típicamente cada 10 años, de modo que la autorización de explotación puede ser prolongada en tandas de diez años, teóricamente de manera indefinida. En ambos modelos, la operación a largo plazo de la instalación exige la realización del mismo tipo de estudios técnicos que justifiquen la operación segura durante el período de validez de la autorización.

En Estados Unidos, la NRC consideró que los análisis de seguridad iniciales, basados en la aproximación determinista¹⁰, no podían servir de base, *a priori*, para evaluar la seguridad de la central a partir de los 40 años de operación. Para revisar la aceptabilidad de la explotación más allá de la explotación asignada en el diseño original se promulgaron nuevas regulaciones, que se publicaron en el Código Federal con las siglas Title 10 CFR Part 54 (NRC, 2006)¹¹.

La evolución de la seguridad a lo largo del tiempo y el incremento que experimenta la seguridad como resultado de las mejoras que requiere la renovación se representan de forma conceptual en la figura 2.1. En los primeros cuarenta años, los mecanismos de degradación disminuyen paulatinamente el “índice global¹²” de seguridad, que la evaluación continuada mantiene siempre por encima del límite establecido. La renovación requiere el análisis de los fenómenos de degradación, su corrección y control, elevando el “índice global” hasta el valor original o superior.

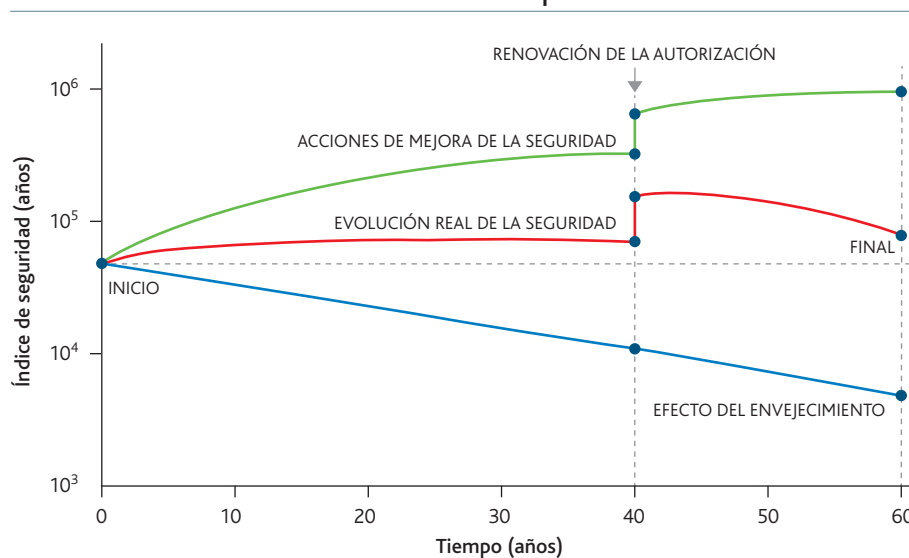
⁹ En este documento los términos operación y explotación son sinónimos. El primero deriva del término *operation* de la terminología anglosajona, mientras que explotación es el término reglamentario nacional.

¹⁰ La aproximación determinista a la seguridad nuclear ha sido expuesta en el apartado 5.1.1 de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

¹¹ La legislación de la NRC experimenta muchas modificaciones y revisiones, de modo que es siempre conveniente consultar la última revisión.

¹² En el contexto de esta representación conceptual, se entiende por “índice global” de seguridad a un valor teórico que mide la seguridad de la instalación en su conjunto; por ejemplo, la frecuencia esperada de accidentes con deterioro del núcleo o intervalo de tiempo que ha de transcurrir entre dos sucesos que deterioren el núcleo del reactor.

Figura 2.1
Evolución conceptual del "índice global" cualitativo de seguridad
de una central nuclear sometida a un proceso de renovación
de la autorización de explotación¹³



Fuente: Elaboración propia

Por su parte, el Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, recogiendo el interés de los Estados Miembros, en 1988 creó el Grupo Internacional sobre Seguridad Nuclear, INSAG (*International Nuclear Safety Group*) con el objetivo de analizar los efectos del envejecimiento y el alargamiento de la explotación de las centrales sobre la seguridad de dichas instalaciones. El Grupo recomendó en 1989 la creación, dentro del Organismo, de un programa de naturaleza técnica, y posteriormente normativa, sobre los efectos del envejecimiento en la seguridad y fiabilidad de las centrales nucleares en operación.

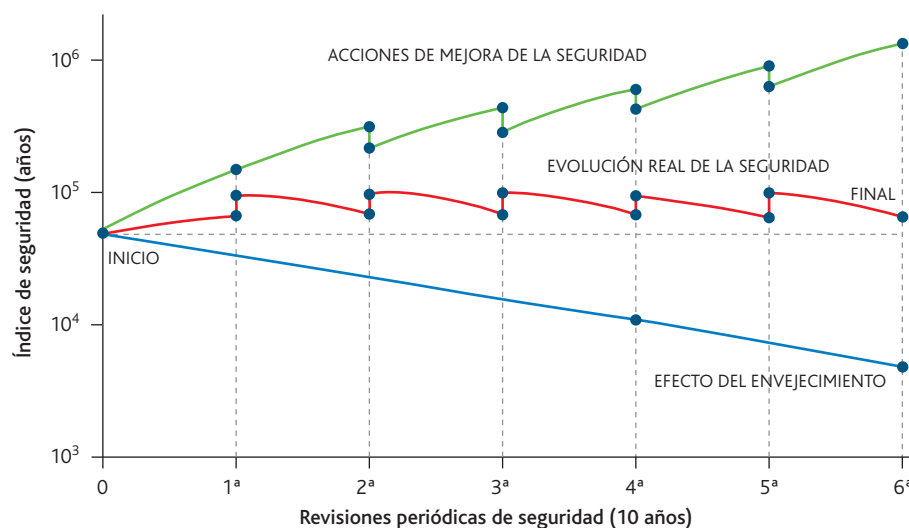
El primer documento técnico relevante sobre la gestión del envejecimiento apareció en 1992. Desde el punto de vista normativo, en el año 2000, dentro de la colección de documentos normativos, en la categoría de requisitos, el OIEA recomendó la evaluación periódica decenal de la seguridad, como requisito de seguridad durante la explotación (IAEA, 2000), que fue aceptado¹⁴ en muchos países. En la figura 2.2, utili-

¹³ Los fenómenos de envejecimiento causan la disminución del índice global de seguridad de forma lineal. Las acciones que se llevan a cabo de forma continuada para mejorar la seguridad aumentan la seguridad inicial, de modo que la seguridad real de la instalación se mantiene por encima de los límites establecidos e incluso por encima del valor original. En el modelo de la NRC, la renovación de la autorización por 20 años adicionales a los 40 años iniciales supone un incremento cuantitativo de la seguridad, que durante el nuevo plazo se mantiene por encima de los límites establecidos.

¹⁴ El CSN aceptó la evaluación periódica decenal de las centrales nucleares españolas en la década de los años 1990.

zando las variables de la figura 2.1, se representa la evolución del “índice global de seguridad” a lo largo de las sucesivas evaluaciones periódicas decenales¹⁵.

Figura 2.2
Evolución conceptual del “índice global” cualitativo de seguridad
de una central nuclear sometida desde el origen a un proceso
de evaluación periódica de la seguridad



Fuente: Elaboración propia

Surgieron así dos modelos para considerar la OLP: el basado en la renovación de las autorizaciones, seguido en Estados Unidos, y el soportado por el análisis periódico de la seguridad, que se aplica con preferencia en los países europeos. Aunque el regulador nacional haya optado por la evaluación periódica de la seguridad, cuando el decenio considerado supera la explotación asignada en el diseño original se aplican los criterios establecidos por la NRC en la renovación de la autorización de explotación.

¹⁵ En la evolución periódica de la seguridad, cuando se aplica a una central nuclear desde que comienza la explotación, los fenómenos de envejecimiento son compensados por las medidas continuadas que mejoran la seguridad y por los incrementos puntuales que se deducen de la evaluación decenal, de tal forma que el índice global de la seguridad se mantiene cerca o por encima del valor original.

2.1 MODELO BASADO EN LA RENOVACIÓN DE LAS AUTORIZACIONES DE EXPLOTACIÓN

El modelo basado en la renovación de las autorizaciones de explotación, creado y seguido por la NRC, tiene una relevancia especial para España, por los motivos siguientes:

1. Las centrales nucleares españolas, salvo Trillo I¹⁶, poseen tecnología de origen estadounidense.
2. La regulación española está inspirada inicialmente en la promulgada por la NRC.
3. El proceso de renovación de las autorizaciones de explotación está siendo aplicado con éxito en dicho país.
4. El proceso de ampliación de la vida de las centrales resulta ser el más consistente y mejor estructurado.

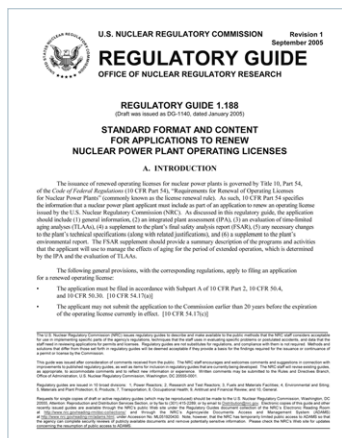
En Estados Unidos las centrales nucleares poseen licencias¹⁷ de operación por 40 años, ahora renovables por un período adicional de 20 años. El esquema original está consagrado en la *Atomic Act* de 1954, ley inspirada en la *Communications Act* de 1934, que estipulaba que las emisoras de radio podían operar durante cierto número de años y renovar su licencia en tanto siguieran respondiendo a sus estatutos. La cifra de 40 años no responde a ningún criterio técnico, ni de seguridad ni medioambiental. Se eligió por ser el período típico de amortización de las grandes inversiones de las compañías eléctricas y tenía que ver con aspectos relacionados con la legislación antimonopolio.

El documento 10 CFR Part 54 (NRC, 2006) estableció de forma pionera las bases para renovar por 20 años adicionales las licencias de operación de las centrales de Estados Unidos sobre una operación asignada en el diseño original limitada a 40 años. Las centrales del país con 20 o más años de operación son elegibles para la renovación.

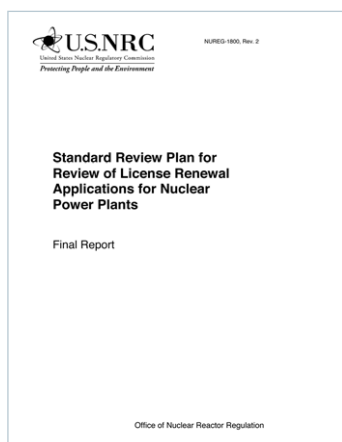
Esta decisión, que no está cerrada a nuevas renovaciones, constituye una garantía para los titulares de las centrales del parque nuclear de dicho país, que pueden así planificar a largo plazo la explotación segura y rentable, para ellos y para el país en su conjunto, de sus centrales nucleares. Hasta el 31 de enero de 2012, de las 104 unidades nucleares en operación, 71 poseen una licencia renovada por 20 años adicionales tras los 40 iniciales, 15 han cursado la solicitud y se encuentran en el proceso de evaluación y otras 10 han anunciado que formularán su petición durante los próximos cinco años. Se espera que la mayoría de las unidades estadounidenses se sometan al proceso y consigan la renovación. Las dos unidades de la central de Calvert Cliffs fueron las primeras en re-

¹⁶ Aunque la tecnología de la central Trillo I es alemana, el CSN ha decidido aplicar la metodología de la NRC en la explotación a largo plazo de esta central nuclear.

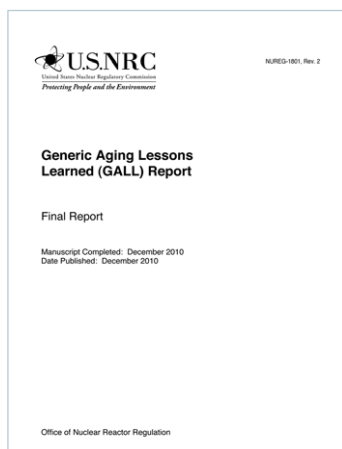
¹⁷ En la terminología inglesa se usa el término *license*, que se ha traducido por *licencia*, equivalente al término *autorización* usado en la legislación nacional con el mismo significado. A lo largo de este apartado se usará el lema *autorización de explotación*, cuando se refiera al caso nacional y se mantendrá el término *licencia de operación* cuando la referencia se aplique al caso estadounidense.



Regulatory Guide 1.188



NUREG-1800 Rev. 2



NUREG-1801 Rev. 2

cibir la renovación (23 de marzo de 2000). Además de estas actividades individualizadas, los principales suministradores: General Electric, Westinghouse y Backcock&Wilcox han formulado solicitudes genéricas sobre la gestión del envejecimiento en componentes determinados, relacionados fundamentalmente con los equipos del sistema primario, los componentes internos de la vasija del reactor y el sistema de contención.

Dado que la ley lo permite, se está valorando la posibilidad de regular la operación más allá de 60 años, siempre que la evidencia experimental, la observación de la realidad, la previsión y análisis de los procesos de envejecimiento y la conveniencia económica demuestren que sería posible la operación segura, fiable y económica de la instalación durante el nuevo período de explotación adicional.

2.1.1 Normativa para renovar la autorización de explotación

La solicitud de renovación debe contener la información técnica y la evaluación de los distintos tipos de envejecimiento y explicar cómo estos serán controlados y mitigados durante el período de vigencia de la nueva autorización. La promulgación de nueva normativa, como es el caso que se describe, requiere que el regulador desarrolle nuevos documentos, más detallados, que incluyan procedimientos para el mejor cumplimiento de los requisitos establecidos. Con este fin, la NRC publicó la Guía reguladora 1.188, revisada en 2005 (NRC, 2005) en la que se describe con detalle el formato y contenido aceptables de los documentos que justifiquen la solicitud de renovación.

Para fines internos, el regulador ha editado también un estándar, revisado en 2010, para llevar a cabo la revisión de la solicitud (NRC, 2010a) que explica cómo el cuerpo técnico de la NRC debe llevar a cabo la evaluación con el fin de asegurar que todos los temas han sido considerados de forma apropiada y para asegurar que las estructuras, sistemas y componentes, ESCs, afectados por el envejecimiento podrán realizar sus funciones de seguridad de la forma esperada durante el período de operación a más largo plazo.

La NRC ha publicado además un documento adicional, de gran valor técnico, el llamado informe GALL, revisado en 2010 (NRC, 2010 b) que incluye las bases técnicas para llevar a cabo la evaluación a que se refiere el estándar de evaluación, sobre la base de una recopilación sistemática de los fenómenos de envejecimiento que se han observado en las centrales nucleares. El informe GALL constituye un documento de gran ayuda para los titulares, puesto que contiene recomendaciones específicas sobre aquellos programas de envejecimiento que deben recibir mayor atención para la renovación de la *licencia de operación*. Además, el proceso de evaluación por parte del regulador se simplifica cuando el solicitante ha seguido las recomendaciones contenidas en el informe GALL.

Los tres conceptos fundamentales sobre los que descansa el proceso de la renovación de licencias de operación en Estados Unidos son:

1. El proceso regulador y el sistema de supervisión utilizado durante el período de la licencia inicial de operación es válido y aplicable durante el período ampliado.

La experiencia operativa, el mantenimiento efectivo, la gestión del envejecimiento y la cultura de seguridad permiten la operación a largo plazo, de forma segura y económica, de las centrales nucleares

2. El proceso regulador actual ha garantizado la seguridad de la instalación durante sus primeros 40 años de vida. Para mantener la seguridad durante los 20 años siguientes, la renovación de la licencia debe considerar además los posibles efectos del envejecimiento sobre la fiabilidad de determinados ESCs, durante el tiempo ampliado de operación.
3. La base actual de la licencia (*CLB*¹⁸, *Current License Basis*), en la terminología inglesa, debe mantenerse durante el período ampliado, de la misma manera y con el mismo alcance que durante el período de autorización original.

En la terminología de la NRC, la *base actual de la licencia* de una determinada central nuclear, en una fase definida del proceso de evaluación, es el conjunto de los requisitos de la NRC aplicables a la central en cuestión, junto con los compromisos escritos del titular, que aseguran el cumplimiento, durante la operación renovada, de los requisitos de la NRC que hayan sido formalmente establecidos y sean aplicables, todo ello de acuerdo con la *base de diseño*¹⁹ específica de la central, que ha de incluir todas las modificaciones que se hayan realizado durante la vigencia de la licencia que se renueva. Por ello, la *CLB* no es una situación estática, ya que evoluciona como consecuencia de la actividad reguladora y de las iniciativas de los titulares y por ello requiere el adjetivo actual; es decir, con referencia a la fase que inicia el proceso de evaluación de la solicitud de renovación.

En la base de esta aproximación se sitúa el principio básico según el cual las centrales actualmente en explotación conservan una seguridad suficiente y adecuada, que debe mantenerse durante la nueva vida operativa de la central. En realidad, el interés primordial del regulador se basa en asegurar que el solicitante conoce, gestiona y mantiene los efectos del envejecimiento dentro de los límites de seguridad establecidos.

2.1.2 Contenido de la solicitud de renovación de la autorización de explotación

Desde el punto de vista formal, de acuerdo con los fundamentos anteriores, el titular que desee efectuar una solicitud de renovación de la autorización debe presentar, para su evaluación por la NRC, una información similar a la presentada para la solicitud original, a la que es preciso añadir información específica como sigue:

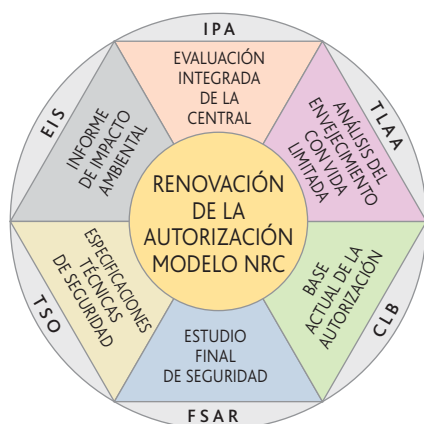
1. El Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (IPA, *Integrated Plant Assessment*²⁰).

¹⁸ En la terminología original se usa la expresión, *Current Licence Basis*, CLB, cuyo equivalente en español y en el contexto que se cita debería ser Base actual de la autorización, BAA; sin embargo, el regulador nacional ha preferido usar el término Bases de licencia, BL, que se ajusta menos al término original e incluye el término licencia en lugar del legal autorización.

¹⁹ La base de diseño de una determinada estructura, sistema o componente identifica y documenta la función que ha de realizar y los valores de los parámetros relacionados con tal función.

²⁰ En la literatura española se ha incrementado el contenido de este término, que ha recibido el nombre de *Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento*, PIEGE.

Renovación de la autorización modelo NRC



2. La revaluación de los análisis de envejecimiento realizados previamente con hipótesis de vida limitada²¹ (TLAA, *Time Limited Aging Analyses*).
3. La descripción de los cambios experimentados en la CLB que puedan tener lugar durante el período de evaluación de la solicitud de renovación de la licencia, con el fin de definir la *actualidad* de la base de la licencia.
4. Un suplemento del Estudio Final de Seguridad (FSAR²², *Final Safety Analysis Report*).
5. Cualquier cambio que haya tenido lugar en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (TSO²³, *Technical Specifications for Operation*) y otros documentos preceptivos que requiera la solicitud de la licencia de operación.
6. El suplemento al Informe de Impacto Ambiental²⁴ (EIS, *Environmental Impact Statement*).

Por su interés y por su aplicación al caso español, se describen con algún detalle el propósito y contenido de algunos de los documentos antes citados:

Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento (PIEGE). La elaboración del IPA exige identificar qué estructuras y componentes serán objeto de análisis y qué mecanismos de degradación habrá que vigilar. La confección de la lista de estructuras y componentes que hayan de formar parte del IPA se basa en los siguientes requisitos:

1. Estructuras y componentes de seguridad cuyo funcionamiento es necesario durante y después de los sucesos incluidos en la base de diseño de la central para garantizar las funciones siguientes: (a) mantener la integridad de la barrera de presión del refrigerante del reactor; (b) mantener la capacidad de parar el reactor y conservarlo en condiciones de parada segura, y (c) mantener la capacidad de prevenir o mitigar las consecuencias de aquellos accidentes que puedan conducir a exposiciones a la radiación en el exterior del recinto de la central por encima de los límites establecidos.
2. Estructuras y componentes relevantes²⁵ para la seguridad cuyo fallo pueda impedir el cumplimiento de cualquiera de las funciones antes descritas.

²¹ En este documento se propone la expresión *Análisis del envejecimiento limitado en el tiempo*, AELT, que expresa la necesidad de revisar todos aquellos procesos de envejecimiento que se hayan realizado con anterioridad sobre tiempos limitados, generalmente inferiores a los previstos en la autorización que se contempla.

²² El RINR denomina a este término *Estudio final de seguridad*, EFS (art. 20 a).

²³ El RINR denomina a este término *Especificaciones técnicas de funcionamiento*, ETFs (art. 20 c).

²⁴ El RINR denomina a este término *Evaluación de impacto ambiental*, EIA (adicional cuarta).

²⁵ Se entiende por estructuras y sistemas relevantes para la seguridad las que apoyan el correcto funcionamiento de las estructuras y sistemas de seguridad.

3. Estructuras y componentes requeridos en los análisis de seguridad o en evaluaciones relativas a: la protección contra incendios, cualificación ambiental, choque térmico a presión²⁶, transitorios previstos sin parada de emergencia²⁷ y pérdida completa de suministro eléctrico exterior²⁸.

De este conjunto de partida se tienen en cuenta sólo los componentes pasivos por estar el resto ya tratados mediante la aplicación de la Regla de Mantenimiento y se excluyen los ya incluidos en los programas de sustitución vigentes.

De la aplicación de los requisitos anteriores resulta una larga lista de estructuras de muy larga vida, que incluye los componentes pasivos de la barrera de presión, tales como la vasija del reactor y sus componentes internos, presionador, generadores de vapor, tuberías y carcasas de bombas y válvulas; componentes del sistema de contención, tales como la piel de hermeticidad del recinto de contención y los elementos de aislamiento y ventilación; una gran variedad de sistemas eléctricos y electrónicos y cables, así como estructuras de clase sísmica I²⁹, entre otras.

Será necesario demostrar que todas las estructuras y componentes incluidos serán capaces de realizar durante el nuevo período de operación de acuerdo con la CLB, las funciones de seguridad para las que fueron diseñadas.

Con ese fin, para cada elemento considerado, se analizan los potenciales mecanismos de envejecimiento, junto con las posibles causas y consecuencias de los mismos. Este análisis se realiza teniendo en cuenta los materiales de los que están constituidos los elementos seleccionados y las condiciones ambientales en las que están inmersos. Como resultado, se determinan aquellos mecanismos de envejecimiento que se consideran significativos y se deduce si las prácticas actuales de la central los cubren adecuadamente. Si no fuese así, se propone la implantación de programas adicionales, la modificación de los existentes o la sustitución del componente afectado.

Los programas de gestión del envejecimiento, ya implantados o propuestos, pueden ser de cuatro tipos:

1. *Preventivos*, que evitan la ocurrencia del mecanismo degradante (por ejemplo, recubrimientos de tanques para evitar la corrosión interna y externa).
2. *De mitigación*, que buscan atenuar los efectos del envejecimiento (por ejemplo, actuaciones en la química del agua que contrarrestan la corrosión interna de tuberías y otras superficies metálicas).

²⁶ En la terminología inglesa, *Pressurized Thermal Shock*, PTS.

²⁷ En la terminología inglesa, *Anticipated Transients Without Scram*, ATWS.

²⁸ En la terminología inglesa, *Station Blackout*, SBO.

²⁹ En el diseño antisísmico de las estructuras, también de los componentes y sistemas, la normativa de la NRC define tres clases. La clase sísmica I incluye las estructuras que su fallo puede originar o contribuir a la generación de accidentes, impedir la parada segura del reactor nuclear o permitir el escape de productos radiactivos al exterior.

3. De *monitorización de la condición*, que inspeccionan y vigilan el estado del equipo en cuestión detectando la presencia de mecanismos de degradación o sus efectos adversos (como las inspecciones por ultrasonidos de componentes metálicos para detectar posibles defectos).
4. De *monitorización de las prestaciones*, que registran parámetros básicos de funcionamiento del equipo e informan de su capacidad para realizar las funciones especificadas (por ejemplo, la realización de balances térmicos en cambiadores de calor).

Análisis de los procesos de envejecimiento limitados en el tiempo. Como se ha indicado antes, un elemento básico en la solicitud de renovación de la licencia son los TLAA. Este proceso consiste en revisar los cálculos, estudios y análisis sobre el envejecimiento de aquellas ESCs incluidas en el alcance de la evaluación que hayan sido analizados con una base temporal distinta, por ejemplo, cubriendo solo la explotación asignada en el diseño original. Se trata de justificar que los elementos afectados pueden continuar realizando sus funciones de seguridad durante el período ampliado. Se tienen en cuenta igualmente las exenciones concedidas por la NRC que afectan a las ESCs consideradas durante el período ampliado.

Los métodos aceptados para realizar las revaluaciones requeridas son tres:

1. Verificar que los análisis existentes siguen siendo válidos para el nuevo período de explotación propuesto y, por tanto, no es preciso llevar a cabo un nuevo análisis.
2. Revaluar o rehacer el análisis para el nuevo período de operación solicitado y verificar que se cumplen los criterios de aceptación establecidos.
3. Demostrar que los efectos del envejecimiento pueden ser gestionados de forma adecuada durante el nuevo período de operación.

Suplemento del Estudio final de seguridad y demás documentos preceptivos. El suplemento del *Estudio final de seguridad* debe describir los programas y actividades puestos a punto por el titular para gestionar los efectos del envejecimiento sobre las estructuras y componentes seleccionados, las revaluaciones de los TLAA para el nuevo período de operación y los análisis específicos sobre el envejecimiento. La solicitud debe también considerar cualquier cambio o añadido que afecte a las especificaciones técnicas de funcionamiento, o a cualquier otro documento preceptivo, que pueda ser necesario para la mejor gestión del envejecimiento, incluyendo la justificación de tales cambios.

Este largo proceso regulador, realizado con la formalidad que impone la reglamentación y abierto al público, está considerado en Estados Unidos como una garantía para la seguridad de la instalación durante la operación renovada de las centrales nucleares, la protección de la salud y seguridad de los trabajadores y del público y la salvaguardia del medio ambiente.

El envejecimiento no solo afecta a los materiales de las estructuras, sistemas y componentes de la central, sino también al personal de explotación, los procedimientos de operación y mantenimiento, la documentación y los sistemas informáticos

Los objetivos del envejecimiento



2.2 MODELO BASADO EN LAS REVISIONES PERIÓDICAS DE SEGURIDAD

El concepto de la Revisión periódica de la seguridad, RPS, comenzó a echar raíces en Alemania, como medio adicional para mantener la seguridad de las centrales cuya autorización no se fijaba previamente en el diseño original. Este concepto fue pronto apreciado en otros países, especialmente en España donde no se había reglamentado ni aplicado formalmente el concepto de explotación asignada en el diseño³⁰, si bien tal concepto estaba plenamente asumido en las centrales de tecnología importada de Estados Unidos.

El análisis y retroalimentación de la experiencia operativa nació y se formalizó en Estados Unidos después del accidente de Three Mile Island, TMI-2, en el año 1979, a través del *Institute of Nuclear Power Operations*, INPO, creado como respuesta a dicho accidente. Pronto se demostró que la preocupación inicial por el incremento de la fragilidad del acero ferrítico de la vasija de presión del reactor por irradiación con neutrones de alta energía no era tema de preocupación y estaba bajo control; sin embargo, comenzaron a aparecer nuevos mecanismos de envejecimiento, especialmente la corrosión intergranular de los aceros austeníticos y otros materiales bajo tensión e irradiación, que indicaban claramente que la vida de algunos componentes significativos de la central tenían un límite de no tomar medidas correctivas. Todas estas observaciones iniciaron nuevas actividades relacionadas con la vigilancia y el mantenimiento de las ESCs y fomentaron la investigación sobre el envejecimiento. Las nuevas actividades fueron posteriormente integradas en el *PLiM*³¹, que tenía como objetivo la ampliación de la explotación de las centrales, la llamada *PLEX*³². El binomio *PLiM/PLEX* ha permanecido unido desde entonces.

La RPS, que inicialmente tenía como objetivo el mantenimiento de la seguridad y la fiabilidad de las centrales, se aceptó pronto como un procedimiento adecuado para los objetivos previstos por *PLiM/PLEX* para justificar la OLP. Los organismos internacionales, especialmente el OIEA y la Agencia de Energía Nuclear de la OECD (NEA/OECD, *Nuclear Energy Agency of the OECD*), establecieron grupos de trabajo específicos para considerar los aspectos técnicos del problema, especialmente por la NEA/OECD, y los aspectos normativos, en especial por el OIEA. Muchos países, incluido España, participaron en dichas organizaciones y desarrollaron sus propias metodologías que se describen a continuación.

2.2.1 Actividades normativas del Organismo Internacional de Energía Atómica

A la vista de la aceptación y desarrollo de las RPS, el OIEA recomendó la realización de revisiones periódicas de seguridad, que incluyó entre los requisitos básicos de la seguri-

³⁰ El concepto de explotación asignada en el diseño, limitada a 40 años, no figura en ningún documento reglamentario ni en ninguna de las autorizaciones concedidas. Sin embargo, tal término ha sido sistemáticamente aplicado por Enresa en las previsiones sobre la generación de residuos radiactivos de operación y desmantelamiento y sobre el combustible usado en las centrales nucleares españolas.

³¹ *PLiM*, acrónimo de *Plant Life Management*.

³² *PLEX*, acrónimo de *Plant Life Extension*.



Sede del OIEA en Viena

dad en la operación de las centrales nucleares (IAEA, 2000) que posteriormente han sido desarrollados en una guía de seguridad específica (IAEA, 2003a), en la que se describen de forma minuciosa los objetivos, procedimientos y contenidos de tal actividad.

Según este esquema, las instalaciones no tienen limitada su explotación a un período fijo, sino que deben demostrar su funcionamiento seguro durante un período de varios años, generalmente diez, mediante la realización de los análisis adecuados. Conceptualmente, el objetivo de dichos estudios no difiere de los mencionados en el caso de la NRC, salvo en el concepto de renovación de la autorización de explotación, que es sustituida por la revisión periódica de la seguridad como instrumento para mantener la autorización de explotación.

En el capítulo 8 de los requisitos sobre la seguridad en la operación de las centrales nucleares (IAEA, 2000), el OIEA recomienda:

'La entidad explotadora realizará revaluaciones sistemáticas de la seguridad de la central, conforme a los requisitos reglamentarios, durante toda la vida útil de ésta, teniendo en cuenta la experiencia operacional y las novedades significativas en la información sobre temas de seguridad provenientes de todas las fuentes pertinentes'.

El OIEA da por supuesto que la base de tal examen periódico debe ser la aproximación determinista; sin embargo recomienda también usar la metodología probabilista³³ y sugiere que la RPS abarque todos los aspectos de seguridad de la central, incluso la planificación para emergencias, tanto en el emplazamiento como fuera de él; la gestión de accidentes, y las cuestiones de protección radiológica. En este primer documento el OIEA no hace referencia alguna al envejecimiento.

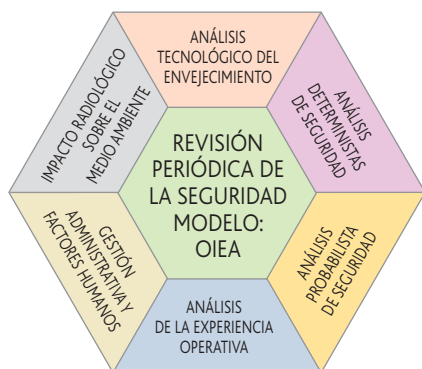
El documento antes expuesto ha sido revisado (OIEA, 2012) para tener en cuenta los progresos realizados en la OLP, la cualificación del equipo y el envejecimiento. El documento propuesto contempla el uso de los resultados de la RPS para autorizar la operación a largo plazo de la central sobre la base de los análisis del programa de gestión del envejecimiento que garantice la seguridad de la central durante el período de operación extendido.

En espera de los nuevos requisitos, la mencionada guía NS-G-2.10 (IAEA, 2003a) desarrolla una metodología para la revisión periódica de la seguridad de las centrales nucleares, que contempla no sólo los efectos del envejecimiento y los cambios reguladores que hayan tenido lugar, sino también el progreso técnico, la experiencia operativa y la obsolescencia tecnológica. El objetivo de la guía es:

'Determinar, mediante una completa evaluación: hasta qué punto la central sigue la normativa y las prácticas internacionales, hasta qué punto la Base actual de la autorización, BAA, permanece válida; la idoneidad de las medidas puestas en práctica para mantener la seguridad de la instalación hasta la siguiente RPS o el final de la vida de la instalación y las mejoras de seguridad a implantar para resolver las cuestiones de seguridad que hayan sido identificadas'.

³³ Tanto la aproximación determinista como la metodología determinista han sido expuestas en el apartado 5.1 de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

Revisión periódica de la seguridad Modelo: OIEA



La guía reconoce que la RPS es parte del sistema de regulación en muchos países e instrumento indispensable para mantener la seguridad en la operación de la central. Considera también que la guía puede constituir el soporte para solicitar, evaluar y, en su caso, obtener autorizaciones de explotación a largo plazo, más allá de la explotación asignada en el diseño original. La RPS asegura el mantenimiento de la base de diseño, incluye los efectos del envejecimiento y tiene en cuenta la nueva normativa y la experiencia operativa propia y ajena.

Contando con la experiencia de los países, la guía sugiere una metodología para llevar a cabo la RPS, muy distinta de la aproximación tomada en el caso de la NRC para la renovación de las licencias de operación. Se basa en la identificación de 14 factores de seguridad que se clasifican en cinco grandes áreas y de una evaluación final que integra los resultados de los 14 factores de seguridad. La tabla 2.1 define los factores de seguridad y su clasificación.

Tabla 2.1
Clasificación de los factores de seguridad propuestos por el OIEA
para la elaboración de revisiones periódicas de seguridad

Áreas	Factores de seguridad
Central	1. Diseño de la central. 2. Condición actual de ESCs. 3. Cualificación del equipo. 4. Envejecimiento.
Análisis de seguridad	5. Análisis determinista. 6. Análisis probabilista. 7. Análisis de riesgos.
Comportamiento y retroalimentación de experiencia operativa	8. Comportamiento de la seguridad. 9. Uso de la experiencia de operación propia y ajena y los resultados de la investigación.
Gestión	10. Organización y administración. 11. Procedimientos de operación. 12. Factores humanos. 13. Planificación de emergencias.
Medioambiente	14. Impacto radiológico sobre el medioambiente.

Fuente: Elaboración propia a partir de la información suministrada en el párrafo 41 de la Guía de Seguridad NS-G-2.10 (IAEA, 2003a)

Cada uno de los factores de seguridad se ha de aplicar a cada una de las partes relevantes que constituyen la central y actividades que en ella se realizan, incluyendo la gestión de los residuos, usando herramientas apropiadas. La garantía de calidad y la cultura de seguridad no se consideran factores de seguridad separados, sino comple-

Habrán países que admitan y otros que no aprueben la operación a largo plazo de sus parques nucleares. En pocas décadas se tendrá la oportunidad de verificar la validez de las decisiones

mentarios, ya que han de estar presentes en la evaluación de cada uno de los 14 factores de seguridad definidos. La RPS deberá ser presentada por el titular al organismo regulador, bien con el fin de demostrar la seguridad de la central y tomar las acciones correctoras pertinentes, bien para solicitar la operación a largo plazo de la central más allá de la explotación asignada en el diseño original.

2.2.2 Revisión periódica de la seguridad y explotación a largo plazo en otros países

La mayor parte de los países que explotan centrales nucleares han aceptado la operación a largo plazo y aceptan los requisitos normativos relacionados con la gestión de la explotación de sus instalaciones. Muy pocos países mantienen el criterio de la explotación asignada en el diseño original, mientras que la mayor parte defienden el concepto de explotación útil. Unos y otros han aceptado la evaluación periódica de la seguridad cada diez años, tanto para instalaciones antiguas como nuevas. En algunos casos, la RPS, reforzada con los programas de gestión del envejecimiento, se utiliza como base para la renovación de las autorizaciones de explotación, mientras que en otros la RPS es garantía suficiente para continuar la explotación de la central. En la tabla 2.2 se da una relación de países y su postura formal con respecto a la RPS y la OLP.

Los países que usan la RPS para justificar la operación a largo plazo pueden diferir en algunos aspectos específicos, permaneciendo inalterados algunos principios básicos, tales como: el cumplimiento de los requisitos nacionales vigentes y la consideración de las recomendaciones y guías del OIEA; la identificación de las mejoras necesarias para ejecutar y justificar el cumplimiento de los requisitos legales; la revisión de los programas de gestión del envejecimiento para garantizar la operación segura y fiable de la central durante el período de tiempo considerado, y la definición de los programas de vigilancia, mantenimiento y control del envejecimiento.

WENRA ha analizado el nivel de armonización de las normas de seguridad de 17 países (WENRA, 2006). Tomando como referencia las normas del OIEA, la Asociación ha llegado a la conclusión que la mitad de dichos países han establecido requisitos formales sobre la RPS, si bien prácticamente todos ellos llevan a cabo evaluaciones de este tipo sobre la base de las recomendaciones del OIEA o de otras fuentes.



Tabla 2.2
Requisitos normativos de algunos países sobre la operación a largo plazo de las centrales nucleares
y la práctica de las revisiones periódicas de la seguridad

País	Vida asignada en el diseño (años)	Ampliación prevista (años)	Normas de renovación de la autorización	Uso de la RPS
Alemania ³⁴	Sin límite	No prevista	KTA 2301. Gestión del envejecimiento.	Practicada. Determinista y probabilista
Canadá	40	De 10 a 20	CSN 6-360. Extensión de vida de centrales nucleares.	Practicada. No ligado a OLP. OIEA NS-G-2.10
Corea del Sur	30	10+	RPS aumentada. Boletín MOST 2005-31.	Practicada desde 2000, ligado con OLP
Estados Unidos	40	20	10 CFR Part 54. Requisitos para la renovación de las licencias de operación.	No practicada. En consideración
Eslovaquia	60		Guía de seguridad BNS 1.9.2/2001. Gestión del envejecimiento de centrales nucleares. Requisitos.	Practicada. Ligada con OLP
Eslovenia	40	10+	Modelo 10 CFR Part 54.	Practicada. Ligada con OLP
España	40	10+	Modelo 10 CFR Part 54.	Practicada. Ligada con OLP. IS-22
Francia	Sin límite	10	Requisitos industriales basados en documentos OIEA y NEA/OECD para series de centrales.	Practicada por series de centrales
Hungría	30	20	Modelo 10 CFR Part 54.	Practicada. No ligada a OLP. Basada en OIEA NS-G-2.10
Japón	30	10+	Comité de coordinación sobre gestión del envejecimiento (Industria, academia, regulador).	Practicada. Ligada con la OLP
Países Bajos	30	60	Sin regulación específica. Revisión AMAT del OIEA.	Practicada. Ligada débilmente con OLP
Rusia	30	5+10	NP-017-2000. Requisitos para la extensión de la vida de operación de una central nuclear. NP-24-2000. Requisitos para la justificación de la extensión de la operación de instalaciones nucleares.	No practicada
Suecia	40	No previsto	SKIFS 2004.1. Regulaciones sobre seguridad de instalaciones nucleares. SKIFS 2005.2. Regulaciones sobre componentes mecánicos de instalaciones nucleares.	No practicada

Fuente: Elaboración propia a partir de la información presentada por los titulares y reguladores en el Simposio Internacional sobre Gestión de la vida de las centrales nucleares, organizado por el OIEA y celebrado en Shanghai del 15-18 de octubre de 2007. La situación ha podido cambiar desde entonces, en todo caso hacia el alargamiento de la vida y la práctica de la revisión periódica de la seguridad

³⁴ La nueva ley alemana a la que se hace referencia en la nota 3, que prevé el cierre de todas las centrales nucleares en 2022, limita la aplicación de la normativa alemana pionera en la materia.

Es posible prolongar la operación de las centrales nucleares más allá de lo previsto en el diseño original

2.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

Aceptada la posibilidad técnica de prolongar la explotación de las centrales nucleares más allá de lo previsto en el diseño original, los organismos reguladores comenzaron el desarrollo del procedimiento administrativo para solicitar, evaluar y, en su caso, conceder la autorización de explotación en tales circunstancias. En ese desarrollo se han consolidado dos procedimientos: la renovación de la autorización por un tiempo determinado sobre nuevas bases y la revisión periódica de la seguridad con el objetivo de mantener o no la autorización inicial.

La renovación de la autorización por 20 años adicionales ha sido desarrollada y es practicada en Estados Unidos y seguida en otros países. La revisión periódica de la seguridad, cada diez años, nace de la práctica original alemana de mantener la explotación de las centrales nucleares mientras sean seguras y económicas. Esta práctica, respaldada por el OIEA, ha sido adoptada por un gran número de países.

El organismo regulador español ha encontrado conveniente establecer un proceso de autorización que incluye partes de ambas ideas. Se acepta como base la evaluación periódica de la seguridad cada 10 años, pero cada evaluación se convierte en un proceso de autorización válido para los diez años siguientes, en principio sin límite. Pero cuando dentro del nuevo decenio a autorizar la central cumpla 40 años de explotación, la autorización, considerada como autorización a largo plazo, se basa en el procedimiento de autorización seguido en Estados Unidos, aunque limitado a 10 años, dejando sin aclarar cuál será el proceso de autorización para el quinto decenio y sucesivos.





3. NORMATIVA NACIONAL SOBRE LA EVALUACIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

3. NORMATIVA NACIONAL SOBRE LA EVALUACIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

Ley 25/1964,
de 29 de abril,
sobre Energía Nuclear
Publicada en el BOE nº 107 de 4 de mayo de 1964

CSN CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Ley 25/64 sobre Energía Nuclear

Real Decreto 1836/1999, de
3 de diciembre, por el que
se aprueba el Reglamento
sobre instalaciones
nucleares y radiactivas
Publicado en el BOE nº 213
de 31 de diciembre de 1999

CSN CONSEJO DE
SEGURIDAD NUCLEAR

Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas (RINR)

El artículo 21.1 de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico (Ley, 1997), establece el carácter reglado de las autorizaciones de explotación de las instalaciones de producción de energía eléctrica. El artículo 5, apartado 1 y 2 del RINR, (Decreto, 1999) reconoce la renovación de las autorizaciones de explotación como un acto administrativo normal y dictamina que:

'La renovación de las autorizaciones se tramitará mediante el mismo procedimiento por el que fueron concedidas, adjuntando la actualización de los documentos que la fundamentan o, en su caso, la documentación que para cada autorización se determine'.

El artículo 5, apartado 2, añade:

'En los casos de renovación de autorizaciones de instalaciones nucleares, el informe del Consejo de Seguridad Nuclear deberá ser remitido al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, al menos, un mes antes de la fecha de caducidad de la autorización vigente'.

A su vez, el artículo 6, apartado 1 del RINR (Decreto, 1999) define el carácter de los informes del CSN:

'Los informes del Consejo para la concesión de las autorizaciones de instalaciones nucleares y radiactivas... serán preceptivos en todo caso 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'.

Los textos legales vigentes no limitan la explotación de una central nuclear a la explotación asignada en el diseño original, ni impiden la renovación sin límites de las autorizaciones de explotación. Es preciso acudir a legislaciones de rango inferior para determinar los requisitos específicos que el titular debe satisfacer para obtener la autorización deseada.

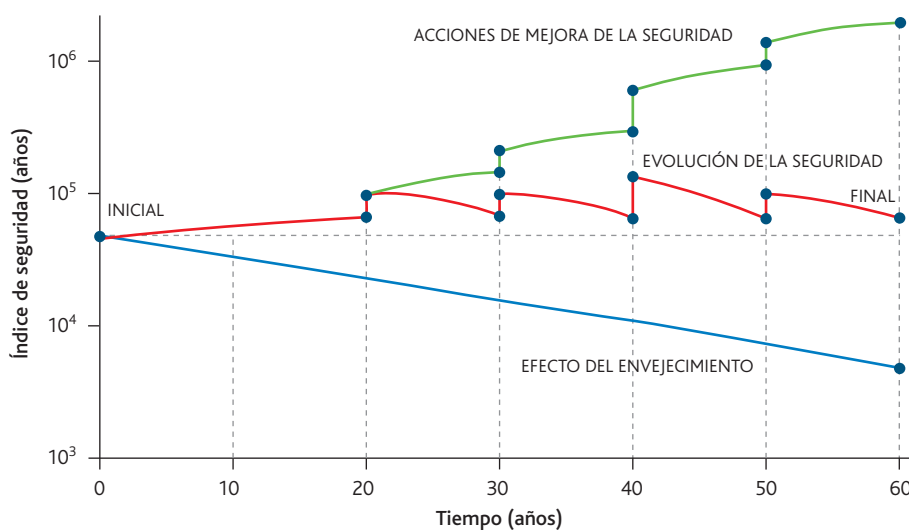
Ya se ha explicado en los apartados introductorios del capítulo 2 que existen dos procesos para solicitar y, en su caso, obtener la autorización de explotación: (a) la renovación de las autorizaciones por veinte años adicionales, sin perjuicio para ulteriores renovaciones, que se practica en Estados Unidos; y (b) la continuación de la autorización a través de una evaluación continuada de la seguridad y una revisión periódica, generalmente por períodos de diez años.

El regulador español ha decidido un camino mixto que incluye ambos procesos, así como procedimientos propios, que se analizan en los apartados 3.1.2 y 3.1.3. Por un lado, las centrales nucleares se han de someter a la evaluación periódica de la seguridad, que se asocia de forma automática con la continuidad de la autorización de explotación por diez años; por otra, cuando la continuación solicitada supera la supuesta explotación asignada en el diseño original de 40 años, a los requisitos propios de la revisión periódica se añaden requisitos adicionales inspirados en la normativa de la

Los textos legales vigentes no limitan la operación de una central nuclear a la asignada en el diseño original, ni impiden la renovación sin límites de las autorizaciones de explotación

NRC sobre la renovación de las autorizaciones de explotación que se expone en el apartado 2.1. En la figura 3.1, contraparte de las figuras 2.1 y 2.2, usando las mismas variables, se representa la evolución del “índice global” de seguridad en el proceso español de la Evaluación periódica de la seguridad y de la OLP³⁵.

Figura 3.1
Evolución conceptual del “índice global” cualitativo de seguridad
de una central nuclear sometida al proceso nacional de evaluación
periódica de la seguridad y operación a largo plazo

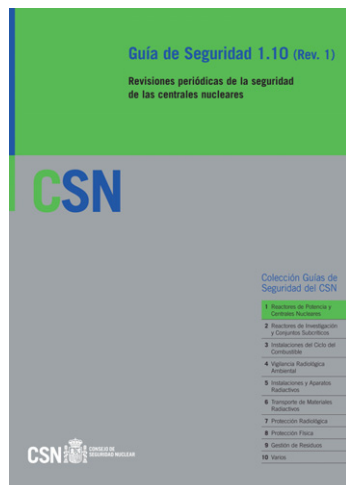


Fuente: Elaboración propia

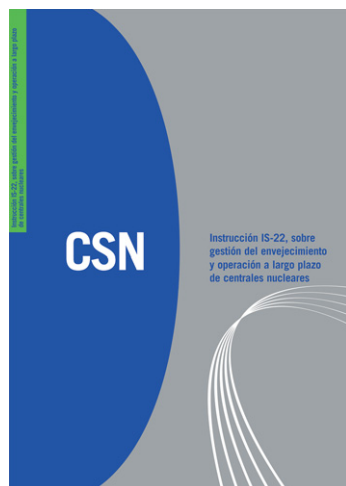
La RPS es la herramienta básica que ha creado el CSN para la concesión de la autorización de explotación a largo plazo. En este caso, la documentación asociada deberá incluir información adicional y la revisión y dictamen que corresponde al CSN serán mucho más largos. Para una renovación de la autorización de explotación dentro de la explotación asignada en el diseño original, la RPS se ha de presentar con un año de antelación, mientras que la que corresponda a una autorización a largo plazo, que sobrepase la supuesta explotación asignada en el diseño original, ha de ser solicitada con tres años de antelación.

A título de ejemplo, el titular de la central nuclear de Santa María de Garoña solicitó con tres años de antelación una autorización de explotación a largo plazo, hasta el año 2019, más allá de la supuesta en el diseño original; sin embargo, sólo obtuvo una auto-

³⁵ Caso ideal de una central nuclear española sometida a un proceso de evaluación periódica de la seguridad a partir de los primeros 20 años de funcionamiento y a un proceso de renovación de la autorización cuando ha llegado a los 40 años. En este caso el incremento del índice global de seguridad es mayor que en las evaluaciones periódicas normales.



Guía de Seguridad 1.10 (Rev. 1)



Instrucción IS-22

rización limitada al año 2013. Los titulares de las centrales nucleares de Almaraz, Vandellós II, Cofrentes y Ascó presentaron con un año de antelación una RPS dentro de la vida asignada en el diseño y obtuvieron una ampliación por diez años de su autorización de explotación.

3.1 DESARROLLO DE LA NORMATIVA NACIONAL SOBRE LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

La RPS y la solicitud de la OLP complementan la evaluación continuada de la seguridad de las centrales nucleares, proporcionando cada diez años una visión global e integradora del estado actual de la seguridad nuclear, los progresos o retrocesos que se hayan podido producir en el decenio evaluado y los planes establecidos para el decenio siguiente. El proceso seguido por el CSN se ha modificado con el tiempo y en él se pueden distinguir tres etapas.

En la etapa preparatoria inicial, que coincide con la concesión de autorizaciones de explotación por cinco años, se pone a prueba el nuevo sistema de evaluación y se desarrolla su contenido. En una etapa intermedia, cuando el CSN no tenía potestad para emitir regulaciones técnicas directamente³⁶, tomó como base la experiencia adquirida en la etapa preparatoria inicial y acudió a los límites y condiciones anexas a las autorizaciones de explotación, que al ser vinculantes y, por tanto, incluidas en la correspondiente Orden Ministerial por la que se concedía la autorización, se convertían en requisitos de obligado cumplimiento por el titular.

La publicación en 1995 de la Guía de seguridad³⁷ 1.10 (Guía de Seguridad, 1995) normalizó la situación, si bien las Guías del CSN no son de obligado cumplimiento. La etapa tercera se inicia con la revisión de 2008 de la Guía de seguridad 1.10 (Guía de Seguridad, 2008) y se fortalece con la promulgación de la Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009), que regula cómo se debe gestionar el envejecimiento, tanto para la renovación decenal como para la operación a largo plazo de las centrales nucleares. Seguidamente se glosa la evolución que ha experimentado el proceso.

3.1.1 Requisitos iniciales

Las primeras autorizaciones de explotación concedidas por diez años tienen un formato y contenido comunes e incluyen un anexo que contiene doce límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Los límites y condiciones forman parte integral de la autorización y, por tanto, son de obligado cumplimiento. Algunos de los requisitos se explican a continuación.

³⁶ El CSN adquiere la potestad de emitir instrucciones de carácter técnico de obligado cumplimiento en la disposición adicional primera de la ley de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el CSN (Ley, 1999).

³⁷ En la nomenclatura del CSN, las guías de seguridad son documentos indicativos de cómo interpretar y cumplimentar un requisito determinado. El cumplimiento de la guía supone la aceptación del resultado, pero el titular puede usar otros procedimientos para satisfacer un requisito, siempre que lo justifique.

El requisito *tercero* define las versiones actuales de los documentos preceptivos de seguridad³⁸ a que se refiere el artículo 20 del RINR (Decreto, 2008a) y formula condiciones concretas sobre las modificaciones que han de ser incluidas en dichos documentos para satisfacer nuevos requisitos legales o que el titular estime oportuno. De esta forma, la llamada *Base actual de la autorización*³⁹ de la central, en constante proceso de evolución, está siempre al día.

El requisito *cuarto* regula el régimen de *autorización de las modificaciones* técnicas o innovaciones en las condiciones de explotación, que afecten a la seguridad nuclear o la protección radiológica, así como la realización de pruebas y verificaciones que procedan de nuevos requisitos legales o que el titular estime oportuno realizar. Con frecuencia es necesario introducir modificaciones en el diseño original de la central, ya sea porque lo recomienda la experiencia propia o ajena, como sucedió, por ejemplo, después del accidente de TMI-2 y de Fukushima Daiichi o por deseo del titular para mejorar la explotación, aumentar la potencia o modernizar la instalación; por ejemplo, la sustitución de instrumentación y control analógico por digital en sistemas no nucleares. El requisito tiene como objetivo asegurar que tales modificaciones no deterioran la seguridad de la instalación.

El requisito *quinto* contempla la *realización de informes anuales*, durante el primer trimestre de cada año natural, de acuerdo con las instrucciones técnicas del CSN, sobre la experiencia operativa propia y ajena y su aplicación a la mejora de la seguridad de la central; modificaciones de diseño previstas, realizadas o en curso de realización; medidas tomadas para adecuar la explotación a la nueva normativa nacional, de los países origen del proyecto o procedente de organizaciones internacionales; programas de formación del personal de operación; resultados del programa de vigilancia radiológica ambiental; resultados de los controles dosimétricos del personal de explotación, y actividades del plan de gestión de residuos radiactivos.

Además de la inspección continuada a que está sometida cada central y el reciente establecimiento del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales⁴⁰, SISC, el análisis detallado del informe anual antes descrito permite al CSN determinar el nivel de seguridad con el que se ha explotado la central durante el año anterior e identificar posibles tendencias que deban ser corregidas.

El requisito *séptimo* se refiere a la obligación de presentar, dentro del primer semestre de cada año natural, un informe sobre la *vigilancia y gestión de los mecanismos de deterioro* de las estructuras, sistemas y componentes que afecten a la seguridad y las nuevas actividades de inspección, vigilancia y mantenimiento para mejorar tal vigilancia. A través de este informe, el CSN dispone de información para evaluar el deterioro

³⁸ Se llaman documentos preceptivos de seguridad a los que se listan y especifican en el art. 20 del RINR.

³⁹ Se entiende por *base actual de la autorización*, llamada también impropia *bases de licencia*, al conjunto de los documentos reglamentarios sobre los que se concede la autorización de explotación (ver nota al pie 14).

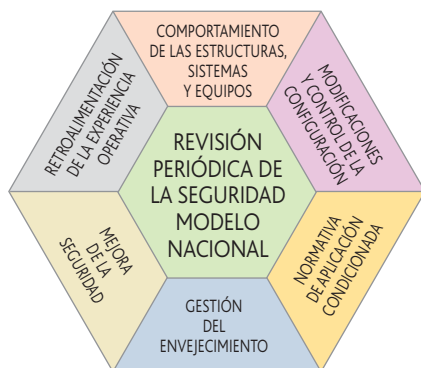
⁴⁰ El SISC ha sido glosado en el apartado 3.2.2. de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

progresivo que hayan podido experimentar las estructuras, sistemas y componentes objeto de consideración, observar cualquier desviación anómala y exigir que se tomen las medidas oportunas.

El requisito *duodécimo* es una declaración de la potestad que tiene el CSN de remitir directamente al titular *Instrucciones técnicas complementarias* que garanticen el nivel de seguridad de la instalación. Estas instrucciones son órdenes o prescripciones específicas de obligado cumplimiento dirigidas a un titular determinado o genérico con el fin de responder a deficiencias encontradas en las tareas de evaluación e inspección de una determinada instalación o de un tipo de instalaciones.

Los informes a que se refieren los requisitos quinto y séptimo anteriores, junto con los resultados de las inspecciones y evaluaciones del propio CSN, sirven para que este organismo emita su informe anual al Congreso de los Diputados y al Senado en cumplimiento del art. 11 de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, modificada por la Ley 33/2007 (Ley, 2007). En dichos informes, que son públicos, se describen con minuciosidad todos los aspectos de seguridad nuclear y de protección radiológica de cada una de las centrales del parque nuclear español.

Revisión periódica de la seguridad



3.1.2 Consolidación de la revisión periódica de la seguridad

La revisión del año 2008 de la Guía de seguridad 1.10 (Guía de Seguridad, 2008) supone la maduración del proceso; se definen los objetivos, alcance y condiciones de realización de las RPS, se consolidan criterios anteriores y se establecen otros criterios y condiciones nuevas entre los que se incluyen el análisis de la experiencia operativa; el comportamiento de las estructuras, sistemas y componentes, ESCs; las modificaciones de diseño y el control de la configuración de la instalación. El tratamiento específico del envejecimiento se consolida con la publicación en 2009 de la Instrucción técnica IS-22 (Instrucción, 2009). El contenido de la RPS debe considerar los temas que se indican en la tabla 3.1.

Tabla 3.1
Temas que han de ser analizados en las revisiones periódicas de la seguridad que define la Guía de seguridad 1.10 del Consejo de Seguridad Nuclear

1. Análisis de la experiencia operativa.
2. Análisis del comportamiento de los equipos.
3. Modificaciones de diseño.
4. Control de la configuración.
5. Normativa de aplicación condicionada.
6. Sistema de gestión.
7. Programa de mejora de la seguridad.

Análisis de la experiencia operativa. La importancia del análisis y retroalimentación de la experiencia operativa y las actividades de los titulares nacionales en este tema han sido ya consideradas en el apartado 4.2.3 de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010). La normativa del CSN sobre la RPS establece que el análisis de la experiencia operativa, además de considerar el comportamiento de la instalación propia en todos los modos de operación, debe comprender y contemplar la aplicabilidad de la experiencia ajena, la protección radiológica operacional, el control de efluentes líquidos y gaseosos, la vigilancia radiológica ambiental y la gestión de los residuos radiactivos sólidos correspondientes al período de diez años considerado.

Análisis del comportamiento de los equipos. El análisis del comportamiento de los equipos es una cuestión central en las RPS. Existen procedimientos normados para ello que se encuentran en documentos tales como la *Regla de mantenimiento*, el *Manual de inspección en servicio*, los requisitos de vigilancia que forman parte de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento* y el *Programa de calificación sísmica y ambiental de los equipos*, requeridos en el art. 20 del RINR.

La nueva *Regla de Mantenimiento* promulgada por la NRC en 1991 (NRC, 1991) se hizo efectiva en España en 1999 cuando se incluyó por vez primera entre los límites y condiciones de las autorizaciones de explotación. La Regla constituye una metodología para verificar la efectividad de los programas de mantenimiento y asegurar que los distintos equipos cumplan en todo momento y modo de operación las funciones encomendadas. La Regla se aplica tanto a los equipos relacionados con la seguridad como los que tienen funciones de mitigación de accidentes o funciones importantes en los *Procedimientos de operación de emergencia*, POEs.

El *Manual de inspección en servicio* es un documento en el que se interpretan y recogen las exigencias de inspección y la realización de pruebas aplicables a la configuración y diseño de las centrales nucleares requeridas por la normativa de la NRC establecida en el documento 10 CFR Part 50.55 sobre códigos y normas que deben ser usadas en el diseño y explotación de las centrales nucleares (NRC, 2009)⁴¹. Por ejemplo, en el caso de los componentes de la barrera de presión, la norma exige la aplicación de la Sección XI del código ASME (*BPV code*)⁴² y el código ASME (*OM code*) sobre operación y mantenimiento de centrales nucleares. El *Manual de inspección en servicio* no forma parte preceptiva de los documentos reseñados en el artículo 20 del RINR (Decreto, 1999), pero ha sido incluido entre los límites y condiciones de las autorizaciones de explotación y convertido en requisito de obligado cumplimiento.

⁴¹ La primera edición del documento 10 CFR Part 50 se promulgó en 1956. La última revisión de 10 CFR Part 50.55a se estableció en 2009.

⁴² La sección XI (*Rules for Inservice Inspection of Nuclear Power Plant Components*) del *Boiler and Pressure Vessel (BPV) Code* y el *Operation and Maintenance of Nuclear Power Plants Code (OM)* han sido desarrollados por la *American Society of Mechanical Engineers*, ASME e introducidos por la NRC como parte de sus requisitos normativos.

El documento *Especificaciones técnicas de funcionamiento, ETFs*, forma parte de los requisitos reglamentarios que figuran en el artículo 20 del RINR, que el titular ha de aportar con la solicitud de autorización de explotación. El documento consta de cuatro partes esenciales, una de las cuales, llamada *requisitos de vigilancia*, incluye el programa de revisiones, calibrado e inspecciones periódicas de los sistemas y componentes y el control operativo. Este aspecto es parte esencial de la RPS, ya que tiene el objetivo de demostrar la operabilidad de los equipos de seguridad.

Modificaciones de diseño. La Guía recomienda que el titular valore las modificaciones de diseño, procesos y procedimientos de forma integrada con el resto de la central y considere la situación final de las partes modificadas. Todas las modificaciones que se introduzcan en una central nuclear deben considerar los efectos que pueden producir en la seguridad y fiabilidad de la instalación, detalles que deben quedar documentados.

La importancia de controlar la integridad del diseño y sus modificaciones ha sido considerada por INSAG en su documento INSAG-19 (INSAG, 2003), en el que se propone la creación, dentro de la organización del explotador, de una unidad específica llamada *autoridad de diseño* con la responsabilidad de analizar, controlar y documentar toda modificación. Tal organización ha de tener los recursos humanos, conocimientos y experiencia necesarios para ejercer sus responsabilidades con eficacia.

Control de la configuración. El control de la configuración de una instalación es un proceso administrativo que trata de verificar, de forma sistemática, que la realidad física y funcional de la central es coherente con la documentación que la refleja y que ésta es accesible y facilita el conocimiento de los criterios y márgenes de diseño previamente aprobados y el control de su cumplimiento.

El control de la configuración debe tomar, como punto de partida, el programa de revisión de la base de diseño original que se realiza para asegurar que todos los elementos físicos de la central y las prácticas operativas cumplen con los requisitos previstos. La verificación debe estar orientada a comprobar, tanto la adecuación de las acciones correctoras derivadas del programa realizado para la revisión de la base de diseño de la central y su completa implantación, como la existencia de una adecuada sistemática para garantizar el mantenimiento de dicha base de diseño.

Normativa de aplicación condicionada. Dentro del deseo de que la central satisfaga en todo momento la normativa de seguridad vigente, se exige que el titular analice la aplicabilidad a la central propia de los documentos normativos que emitan los organismos internacionales, en particular los requisitos y guías de seguridad del OIEA, y la normativa específica emitida por el país de origen del proyecto: la que promulgue la NRC para las unidades suministradas por empresas de Estados Unidos y los organismos reguladores de Alemania para el caso de Trillo I.

Algunas de las normas de origen externo pueden no ser directamente aplicables a la central española en consideración. En este caso será necesario identificar qué partes pudieran ser aplicables, de acuerdo con los requisitos que establezca el CSN en su

programa de análisis de la normativa de aplicación condicionada, establecida a través de *Instrucciones técnicas complementarias*⁴³.

Sistema de gestión. Se entiende como sistema de gestión el proceso establecido para gestionar de forma coherente y global las instalaciones y actividades, integrando todos los requisitos establecidos y dando prioridad a la seguridad. El titular debe realizar una valoración sobre el estado del *Sistema de gestión*, su eficacia y las acciones de mejora del mismo y una revisión periódica de su organización, objetivos y planificación estratégica y operativa. El Sistema de gestión no forma parte de los documentos preceptivos de seguridad que se incluyen en el artículo 20 del RINR (Decreto, 1999).

Programa de mejora de la seguridad. La revisión debe estar orientada a comprobar la adecuación de los *Programas de mejora de la seguridad* en curso a las necesidades concretas de cada central y a comprobar la situación de la instalación frente a los avances tecnológicos que pudieran haber tenido lugar durante el período de tiempo comprendido por la revisión. Se considerarán también los nuevos *Programas de mejora de la seguridad* que puedan ser necesarios en función del resultado de diferentes análisis que constituyen la RPS. La mejora de la seguridad debe contemplar los programas que se hayan establecido para el mantenimiento de la base de diseño, la adaptación de la central a la normativa de aplicación condicionada establecida por el CSN, la mejora de la organización y factores humanos y la mejora de la cultura de seguridad.

La Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009) tiene como objetivo '*establecer los criterios para la gestión del envejecimiento de los componentes de las centrales nucleares*' con reactores de agua a presión, PWR, y reactores de agua en ebullición, BWR. En el caso de una renovación de la autorización de explotación por la vía de la RPS, el artículo 4.1 de dicha instrucción establece que el titular debe desarrollar un *Plan de gestión de vida*, PGV, que afecte a las ESCs relacionadas y relevantes para la seguridad, elegidas de acuerdo con los criterios establecidos en la propia instrucción; que incluya los mecanismos de envejecimiento genéricos y específicos de tales ESCs; las prácticas de mantenimiento utilizadas para controlar el envejecimiento y la revisión de los análisis de envejecimiento realizados previamente con hipótesis temporales más limitadas. El artículo 5.1 de la Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009) establece que en el primer semestre de cada año se remita al CSN un informe sobre las actividades relacionadas con el plan de gestión de vida de la central.

3.1.3 Consolidación de la autorización de explotación a largo plazo

Se llama explotación a largo plazo de una central nuclear, OLP⁴⁴, al funcionamiento continuado de la instalación más allá de la explotación asignada en el diseño original, cumpliendo con los requisitos de seguridad establecidos por el organismo regulador y

⁴³ Las Instrucciones técnicas complementarias son documentos de obligado cumplimiento que se dirigen específicamente a una sola central o un grupo homogéneo de centrales sobre algún tema común.

⁴⁴ OLP, Operación a largo plazo. Sus siglas en inglés, LTO, *Longer Term Operation*.

Documentos adicionales requeridos para la explotación a largo plazo



dentro de un régimen económico aceptable para el titular. El proceso se consolida en la revisión de 2008 de la Guía de seguridad 1.10 (Guía de Seguridad, 2008) y se refuerza con la Instrucción IS-22 promulgada en 2009 (Instrucción, 2009).

Los requisitos necesarios para explotar centrales nucleares más allá del período previsto en el diseño tendrán como objetivo principal demostrar que los fenómenos de envejecimiento se encuentran bajo control, de forma que se garantice la seguridad. Se ha de evaluar cómo el envejecimiento afecta la funcionalidad de las ESCs especificadas previamente, de modo que se garantice el mantenimiento de las funciones de seguridad y de defensa en profundidad⁴⁵ de dichas ESCs durante el período por el cual se solicita la autorización.

El apartado 5.2 de la Guía de Seguridad 1.10 describe la información adicional que el titular debe añadir a la RPS para solicitar la autorización de explotación que tenga como objetivo la OLP. La solicitud, junto con la información requerida que la justifique, se ha de presentar por el camino establecido en el artículo 20 del RINR (Decreto, 1999) tres años antes de la fecha de expiración de la autorización vigente. Además de presentar una revisión de los documentos preceptivos que se han mencionado en el apartado 3.1.2, se ha de añadir:

1. El *Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento*, PIEGE⁴⁶, que debe contener: los Estudios de gestión del envejecimiento, EGE, y los Análisis de envejecimiento limitados en el tiempo, AELT⁴⁷, que permitan garantizar, de forma razonable, la funcionalidad de las ESCs que formen parte de su alcance. El PIEGE tiene como referencia la reglamentación estadounidense contenida en el mencionado documento 10 CFR Part 54 (NRC, 1956).
2. Las revisiones que contemplen la operación a largo plazo de los documentos preceptivos de seguridad; en especial se ha de aportar: (a) Una propuesta de suplemento del *Estudio de seguridad*, que incluya los estudios y análisis de seguridad que justifiquen la operación a largo plazo de la central; (b) Una propuesta de revisión de las *Especificaciones técnicas de funcionamiento*, que incluya los cambios necesarios que mantengan la seguridad durante el nuevo período de vida de la central.
3. El *Estudio del impacto radiológico*, EIR. La finalidad del EIR es estimar el impacto radiológico asociado a la operación de una central nuclear en condiciones normales de funcionamiento, con una previsión futura en base a parámetros actuales y a la evolución histórica durante el período de operación de la instalación. El impacto

⁴⁵ El concepto *defensa en profundidad* o *defensa a ultranza* es parte esencial de la aproximación determinada a la seguridad nuclear.

⁴⁶ El PIEGE es equivalente al *Integrated Plant Assessment*, IPA, de la legislación contenida en 10 CFR Part 54.

⁴⁷ Los AELT son equivalentes a los *Time Limited Ageing Analyses*, TLAA, de la legislación contenida en 10 CFR Part 54. El legislador nacional ha preferido llamarlos Análisis realizados con hipótesis de vida asignada en el diseño original definida y también como Análisis del envejecimiento en función del tiempo, AEFT. En este documento se prefiere usar el acrónimo AELT, que se considera más cercano al concepto que define.

radiológico previsto se concreta en el cálculo de las dosis de radiación, asociadas a los efluentes de la central, que presumiblemente recibirá el individuo más expuesto y el conjunto de la población del entorno.

4. Propuesta de revisión del *Plan de gestión de residuos radiactivos*, PGRR. El PGRR es el documento de referencia para la gestión de los residuos generados en las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible y la gestión del combustible usado en la instalación. Se ha de contemplar de forma específica la gestión del combustible usado en el caso de que fuese necesario ampliar la capacidad de almacenamiento de la piscina de desactivación o usar algún otro método para el almacenamiento temporal de dicho combustible.

La Guía de Seguridad 1.10 Rev. 1 (Guía de Seguridad, 2008) establece el programa de presentación de actualizaciones de los análisis y de las propuestas de revisión de los documentos oficiales de explotación que incorporen las conclusiones de las evaluaciones ya realizadas por el CSN, así como los posibles cambios realizados en la central o en sus documentos oficiales de explotación durante los tres años que dura la evaluación de la solicitud.

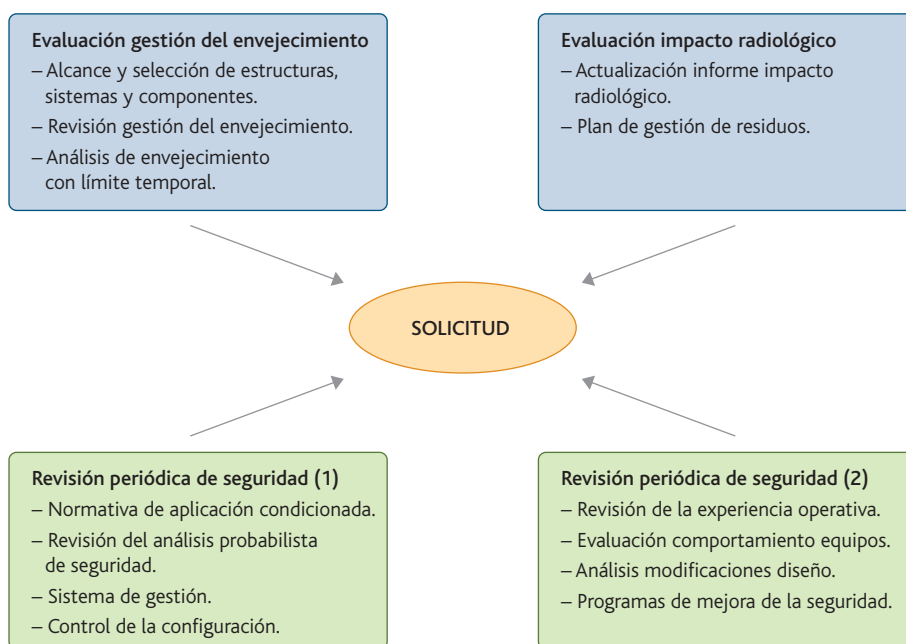
Por su lado, la Instrucción IS-22 desarrolla la elaboración y el contenido de los informes relativos a la gestión del envejecimiento en las centrales nucleares. La metodología para llevar a cabo este proceso queda reflejada en la figura 3.2. Aunque posee elementos propios, la metodología expuesta en la Instrucción IS-22 se inspira en la normativa estadounidense expuesta en el capítulo 2 y basada en el documento 10 CFR Part 54 (NRC, 2006) y comprende los siguientes puntos:

- *Alcance del estudio*: Se identifican las ESCs de la central cuyas funciones cumplen criterios determinados. Una ESC está dentro del alcance si realiza una función relacionada con la seguridad o si la pérdida de su función impide que se ejecute una función de seguridad o finalmente si se le ha dado crédito en algún análisis de seguridad relacionado con la protección contra-incendios, calificación ambiental, choque térmico a presión, transitorios sin parada de emergencia del reactor o pérdida total de alimentación eléctrica.
- *Selección de equipos*: De las ESCs antes identificadas se seleccionan aquellas que, o bien realizan una función prevista sin partes móviles o sin cambio en su configuración o propiedades (llamadas ESCs pasivas), o bien no están sujetas a sustituciones basadas en una vida certificada o en un período de tiempo especificado de larga vida. El objetivo es garantizar el control de los componentes activos a través de programas de vigilancia, tales como la Inspección en servicio o la Regla de mantenimiento, y controlar las estructuras y componentes pasivos mediante la revisión de los análisis de envejecimiento limitados en el tiempo.
- *Mecanismos de envejecimiento*: Para los componentes y estructuras seleccionados se identifican los mecanismos de envejecimiento a los que son susceptibles en función de los materiales de los que están constituidos y el ambiente al que se ven sometidos. Los mecanismos de envejecimiento que pudieran afectar las funciones propias de los componentes y estructuras se han de gestionar a través de *Progra-*

mas de gestión del envejecimiento, PGE, específicos. Los PGE pueden clasificarse en cuatro tipos: prevención, mitigación, vigilancia del estado y vigilancia del rendimiento.

- *Revisión de los Análisis de envejecimiento limitados en el tiempo, AELT*: Consiste en la identificación y evaluación de aquellos análisis y evaluaciones del envejecimiento de las ESCs seleccionadas e incluidas en el *alcance del estudio*, en las que se han considerado los efectos del envejecimiento y cuyas conclusiones se basan en hipótesis de diseño de aplicación limitada en el tiempo (40 años o inferior). Los AELT que están dentro del alcance del 10 CFR Part 54 serán evaluados para el nuevo período de operación utilizando uno de los tres enfoques: el análisis realizado previamente es válido para el nuevo período; es preciso realizar un nuevo análisis que cubra el nuevo período, o los efectos del envejecimiento pueden ser controlados.

Figura 3.2
Requisitos adicionales para la autorización de explotación a largo plazo



Fuente: Elaboración propia

3.2 EXPERIENCIA NACIONAL EN LA REVISIÓN PERIÓDICA DE LA SEGURIDAD Y EN LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

Consolidado el procedimiento normativo y concedidas las autorizaciones de explotación durante cinco años de prueba, seguidas de las autorizaciones con validez de diez años a todas las centrales del parque usando la normativa de la RPS, se ha iniciado el proceso de autorización por otros diez años adicionales a las centrales nucleares de Santa María de Garoña, Almaraz, Vandellós II, Cofrentes y Ascó, quedando sólo pendiente, hasta 2014, la central nuclear de Trillo.

La solicitud para Santa María de Garoña superaba el límite de diseño, por lo que requería ser formulada tres años antes de la fecha de caducidad de la autorización entonces vigente e incluir la información adicional establecida. En los otros casos la solicitud no superaba el límite de diseño, por lo que se solicitó con un año de antelación a la fecha de caducidad y se limitó la información suministrada a la requerida para la evaluación periódica de la seguridad.

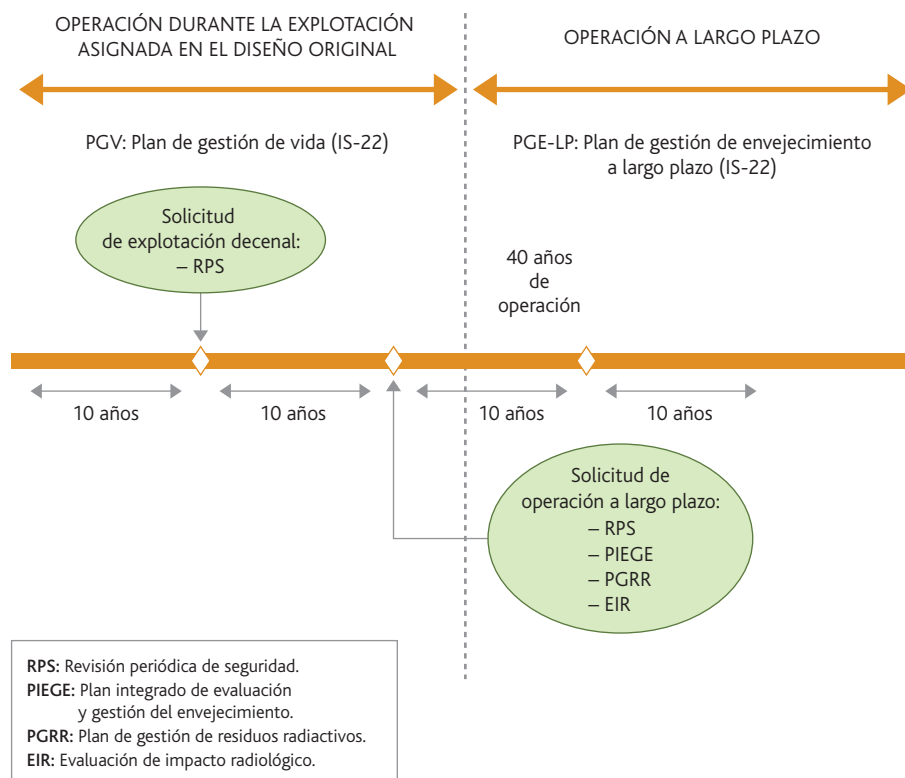
3.2.1 La experiencia de la central nuclear de Santa María de Garoña

La central nuclear de Santa María de Garoña ha sido la primera en España en abordar íntegramente el proceso de autorización a largo plazo. El proceso de solicitud se representa de forma esquemática en la figura 3.3. De tal proceso destaca lo siguiente:

1. Se han elaborado más de 300 documentos técnicos sobre las tareas de alcance, selección de ESCs, análisis de envejecimiento limitado en el tiempo y revisión de la gestión del envejecimiento. Estos forman la documentación soporte del PIEGE.
2. Se han considerado dentro del alcance 37 sistemas mecánicos, seis eléctricos con parte mecánica, 10 eléctricos y 20 estructuras.
3. De la cifra inicial de unos 90.000 componentes han entrado en el alcance un 56% de los mismos y se han sometido a la revisión de la gestión del envejecimiento un 50% de ese dato inicial.
4. Al considerar los mecanismos de envejecimiento y sus efectos, se han identificado más de 200 combinaciones material-ambiente que han quedado controlados en 43 *Programas de gestión del envejecimiento*.
5. El tiempo necesario para realizar los estudios y análisis asociados al PIEGE fue de tres años, contando con un equipo de aproximadamente 25 ingenieros a tiempo completo.

**Santa María de Garoña
ha sido la primera central
en abordar íntegramente
el proceso de autorización
a largo plazo**

Figura 3.3
Representación esquemática del proceso de solicitud de la renovación
de la autorización de explotación a largo plazo de la central nuclear
de Santa María de Garoña



Fuente: Elaboración propia

La evaluación por parte del CSN de la información remitida en apoyo de la solicitud se prolongó a lo largo de dos años. De acuerdo con el procedimiento establecido, el cuerpo técnico del CSN elevó al Pleno de dicha institución el *Informe de evaluación* de la solicitud y la *Propuesta de dictamen técnico* sobre la autorización de explotación por un nuevo período de diez años, así como los límites y condiciones exigidas a la operación de la central a lo largo de dicho período. Posteriormente, el CSN emitió Instrucciones técnicas complementarias en las que se desarrollan en detalle los requisitos asociados a dichos límites y condiciones.

Parte de los límites y condiciones están asociados a la titularidad de la explotación, facultades del titular sobre posesión y almacenamiento de elementos combustibles, potencia térmica máxima permitida, documentos oficiales de explotación y sus revisiones, informe de experiencia operativa, salida de bultos de residuos y material fisio-nable fuera del emplazamiento, actividades de gestión de vida útil y condiciones para una nueva renovación.

La decisión genérica de autorizar la operación a largo plazo de las centrales nucleares corresponde a las autoridades nacionales. La autorización de una central específica corresponde a la autoridad reguladora

Otra parte de los límites y condiciones están relacionados directamente con el resultado de la evaluación de los documentos asociados a la RPS. Típicamente, éstas incluyen actualizaciones documentales, estudios adicionales, planes de mejora y modificaciones de diseño en la instalación, cuyo plazo límite de implantación se especifica en la misma condición, o en la Instrucción técnica complementaria que la desarrolla, dependiendo de la magnitud y relevancia de la misma a juicio del CSN.

A pesar de la evaluación técnica positiva realizada por el CSN y la decisión unánime del Pleno de dicha Institución, mediante Orden Ministerial del MITYC de 3 de julio de 2009, suscrita por el Secretario de Estado de Energía del MITYC (Orden Ministerial, 2009) se prorrogó la autorización de explotación de la central hasta el 6 de julio de 2013, y se decidió ordenar el cese definitivo ese mismo día, sobre consideraciones relacionadas con la explotación asignada en el diseño original, los cálculos y estimaciones técnicas y económicas del Sexto Plan general de residuos radiactivos, PGRR (Enresa, 2006), la supuesta escasa relevancia de la energía eléctrica generada por la central y la considerada necesaria promoción nacional de las energías renovables. Tales razones no completan ni justifican los requisitos establecidos en el artículo 32 de la Ley de Energía Nuclear (Ley, 1964), en el que se establece que las autorizaciones previstas para las instalaciones nucleares:

‘... podrán quedar sin efecto por acuerdo del Consejo de Ministros, a propuesta del Ministro de Industria, cuando concurran razones excepcionales de interés nacional, indemnizando en tal caso al explotador de acuerdo con lo dispuesto en la vigente ley de expropiación forzosa’.

La decisión adoptada tampoco está de acuerdo con el informe inicial del CSN, declarado en su ley de creación como *‘único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica’*, que define el artículo 1 de la Ley de Creación del CSN (Ley, 2007), quien de forma unánime había considerado segura y aceptable la operación de la central durante los diez años solicitados por el titular. De igual forma, la Orden Ministerial no respetó el deseo del titular de seguir operando la central durante los diez años legalmente solicitados por considerarla económica y rentable para la generación de energía eléctrica. La decisión fue legalmente recurrida y el recurso rechazado. El Gobierno que surgió de las elecciones celebradas en noviembre de 2011 ha decidido revisar la citada Orden Ministerial.

3.2.2 La experiencia de las centrales nucleares de Almaraz, Vandellós II, Cofrentes y Ascó

Las centrales nucleares de Almaraz, Vandellós II, Cofrentes y Ascó se han visto sometidas a un proceso de evaluación periódica de la seguridad relacionado con la autorización de explotación por diez años, sin que el período adicional superase, en todos los casos, la explotación más allá de 40 años. En todos los casos se ha seguido la metodología expuesta en el apartado 3.1 anterior y también en todos los casos las centrales han recibido la autorización solicitada. Aunque cada central ha recibido un trato individualizado, todas ellas han elaborado los documentos preceptivos requeridos,

contestado a los requisitos adicionales solicitados por el CSN y recibido, como parte esencial de la autorización, una lista de límites y condiciones de obligado cumplimiento, tanto de carácter general, como específico propio de cada central, estos últimos acompañados de las correspondientes Instrucciones técnicas complementarias para su mejor cumplimiento.

Como ejemplo, se incluyen los detalles relativos a la preparación y resolución del expediente de la central nuclear de Almaraz, la primera de las centrales que ha sido sometida a un proceso de evaluación periódica sin superar la explotación asignada en el diseño original. Los términos de la autorización y los límites y condiciones asignados pueden encontrarse en las correspondientes órdenes Ministeriales.

La experiencia de la central de Almaraz. La Autorización de Explotación de la central nuclear de Almaraz fijaba las condiciones y requisitos para su renovación. La solicitud se habría de apoyar básicamente sobre las últimas revisiones de los documentos Oficiales de Explotación y sobre los requisitos establecidos para la RPS. La solicitud se presentó dos años antes de la fecha de expiración de la autorización vigente. Del alcance de la RPS, que se describe en el apartado 3.1.2, destacan:

- El análisis de la experiencia operativa, comportamiento de los equipos, la aplicación de nueva normativa y el análisis de la normativa de aplicación condicionada.
- Las modificaciones de diseño realizadas y el control de la configuración.
- El sistema de gestión del envejecimiento de materiales y ESCs.
- El programa de mejora de la seguridad nuclear.

En febrero de 2007 el titular preparó un Plan de proyecto para el desarrollo de la RPS, que fue aceptado por el CSN, en el que se establecían alcances y responsabilidades y se fijaba el período de explotación como objetivo de la revisión, del 1 de enero de 1998 al 31 de diciembre de 2006. El plan se ejecutó, en su gran mayoría, durante 2007. En febrero de 2010, tras haber sido aprobado el período objeto de revisión, el CSN solicitó que la RPS cubriese también los años 2007 y 2008, dando el plazo de un mes para su realización. Pese al corto plazo, se pudo atender este requisito. Se generaron más de 20 informes parciales que se adelantaron para revisión por el CSN y, posteriormente, se integraron en un informe final de 388 páginas, al que se añadían cerca de 50 anexos.

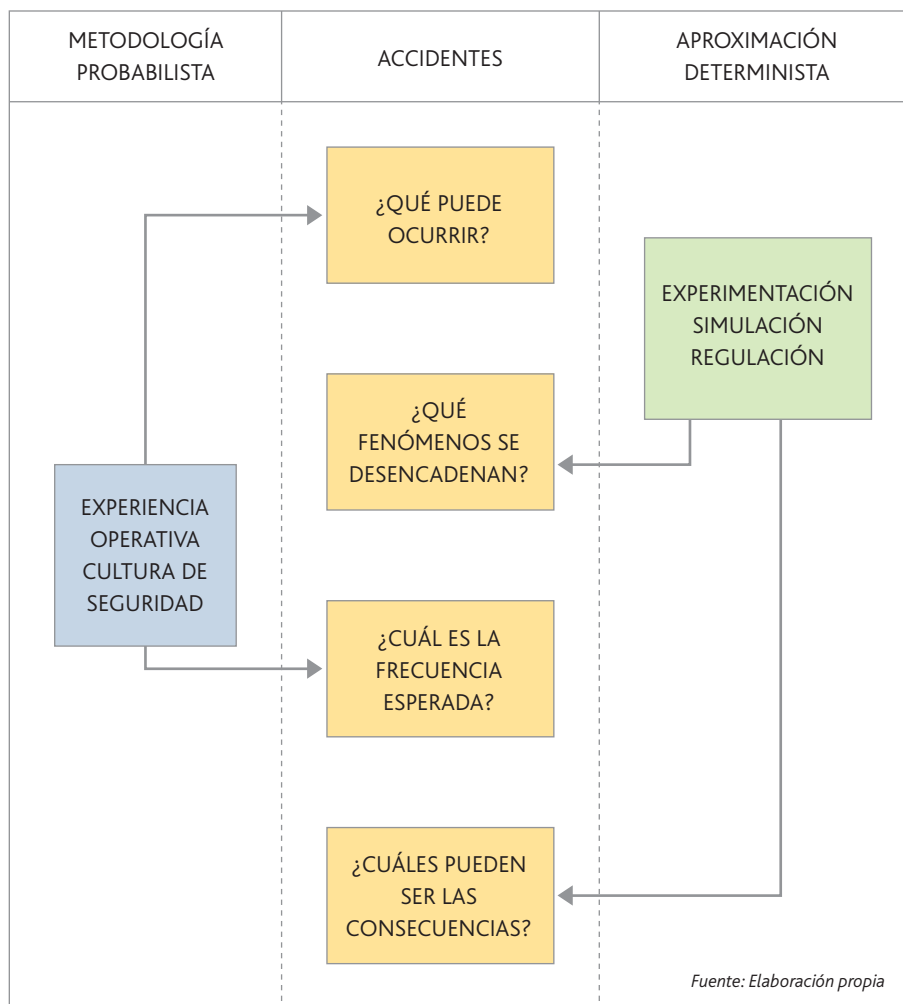
La RPS no identificó nuevos temas relevantes para la seguridad nuclear y la protección radiológica adicionales a los ya identificados y considerados durante los procesos de vigilancia y control que se llevan a cabo de forma sistemática y continua, lo que avala el buen funcionamiento de la instalación.

El CSN propuso inicialmente la consideración de 148 normas de aplicación condicionada, de las que aceptó descartar 47, tras el análisis de aplicabilidad, y otras 89 después de una evaluación más detallada. En noviembre de 2008, el CSN emitió 12 Instrucciones técnicas complementarias sobre 12 normas (5 de ellas parcialmente) desta-

cando las relacionadas con la ventilación y la independencia de los sistemas eléctricos. Las Instrucciones técnicas complementarias asociadas exigen:

- La identificación y análisis de los requisitos de cada una de las 12 normas seleccionadas.
- La identificación de las desviaciones existentes en la central con respecto a los requisitos de tales normas.
- La justificación, hasta el límite posible, de las desviaciones encontradas y la definición y programación de las actividades previstas para eliminar o disminuir tales desviaciones.

Sinergias entre la aproximación determinista y la metodología probabilista



Los análisis realizados se recopilaron en más de 30 informes que fueron presentados al CSN en septiembre de 2009. Las desviaciones en cinco de las doce normas no fueron consideradas relevantes y se justificaron o propusieron mejoras para el resto. Adicionalmente, el CSN requirió analizar de nuevo el cumplimiento con la normativa de protección contra incendios, tema sobre el que se habían concedido exenciones a varios de sus requisitos. Como alternativa, el titular propuso realizar los estudios y modificaciones necesarios para adoptar una nueva base de autorización basada en la norma NFPA-805, de la *National Fire Protection Association* de Estados Unidos, aceptada por la NRC, en sustitución del Apéndice R al 10 CFR Part50, lo que fue aceptado por el CSN. Esta transición fue incluida dentro del proceso de la RPS. No obstante, el CSN requirió que se resolvieran las desviaciones a algunos requisitos de dicho Apéndice R que se habían encontrado en la sala de cables.

El CSN evaluó la documentación presentada entre junio de 2008 y marzo de 2010. El Pleno del CSN emitió dictamen favorable a la renovación, remitiendo el correspondiente informe al MITYC el 30 de abril (con 8 días de antelación al límite establecido). El dictamen incluía 13 límites y condiciones a la autorización relativos a:

- Aspectos generales de todas las autorizaciones: definición del titular y sus responsabilidades, marco técnico de operación y obligaciones de información, así como los programas y acciones de mejora y actuaciones a realizar.
- Aspectos específicos de la autorización: las modificaciones más importantes a realizar como consecuencia del análisis de la normativa de aplicación condicionada y los plazos de implantación.
- Mejoras en la capacidad de parada segura en caso de incendio mediante la instalación y puesta en marcha de un nuevo panel alternativo de parada segura exterior a la sala de control; así como la implantación de un suministro de agua al sistema de protección contra incendios en áreas relevantes, capaz de realizar su función de seguridad en caso de terremoto.
- Mejora de los sistemas de ventilación y filtrado mediante la instalación de un sistema adicional redundante en el edificio de combustible.
- Modificaciones en los sistemas eléctricos y de instrumentación para mejorar, entre otros aspectos, la independencia y separación física de trazados, circuitos y cables eléctricos.
- Cambio de la base de la autorización en relación con la protección contra incendios, que implica mejoras, tanto físicas como operativas.

Los límites y condiciones se acompañaron de 17 Instrucciones técnicas complementarias que recogen, además de los requisitos aplicables a las modificaciones más relevantes, los pormenores de las restantes condiciones, en particular:

- Nuevos programas de mejora referidos a los requisitos del emplazamiento que afectan a la base de diseño de la instalación, la instrumentación del circuito primario de refrigeración, los sumideros del recinto de contención y la capacidad de gestión de accidentes graves.

- Acciones de mejora en relación con los análisis y retroalimentación de la experiencia operativa, la información sobre cualificación ambiental de equipos y la actualización del margen sísmico de la central.
- Actuaciones resultantes de la normativa de aplicación condicionada en materia de vigilancia meteorológica, refrigeración de la piscina de desactivación del combustible usado, detección y control de gases combustibles en contención, estanqueidad de líneas que atraviesan la contención y del sistema de tratamiento de residuos radiactivos sólidos.

El 8 de junio de 2010 el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, MITYC, emitió la Orden Ministerial por la que se concede autorización de explotación a las dos unidades de la central nuclear de Almaraz por 10 años adicionales, ratificando los límites y condiciones establecidos por el CSN, quien emitió, el 18 de junio de dicho año, las correspondientes Instrucciones técnicas complementarias.

3.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

El Consejo de Seguridad Nuclear, en la década de los años 90, después de un período de prueba, ha establecido un sistema formal para conceder autorizaciones de explotación y autorizaciones de explotación a largo plazo, válidas por diez años. El nuevo sistema se ha probado ya con éxito en todas las centrales. Aunque el nuevo procedimiento no ha sido formulado de forma reglamentaria, fue previamente anunciado al Congreso de los Diputados y al Senado y a las autoridades del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

El nuevo proceso, que no modifica la esencia de las leyes y reglamentos vigentes, ha sido desarrollado, primero en una Guía de Seguridad, recomendación sin valor ejecutivo, y posteriormente en una Instrucción de Seguridad, de obligado cumplimiento. La práctica ha demostrado que la Instrucción de Seguridad, de tipo general, necesita ser complementada por Instrucciones Técnicas Complementarias, también de obligado cumplimiento, específicas de una central particular o de un grupo de centrales del mismo tipo.

Se estima que el procedimiento desarrollado es satisfactorio y completo, se basa en los criterios más estrictos de seguridad, requiere análisis de seguridad detallados, programas de envejecimiento satisfactorios, consideraciones acertadas sobre la gestión de residuos radiactivos y exige tener en cuenta la normativa nacional, la de otros países y las normas internacionales. Los requisitos de seguridad nuclear y protección radiológica que acompañan a la autorización garantizan la seguridad de la instalación durante el período de validez de la autorización.



4. PROGRAMA NACIONAL DE VIGILANCIA DEL ENVEJECIMIENTO DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES

4. PROGRAMA NACIONAL DE VIGILANCIA DEL ENVEJECIMIENTO DE ESTRUCTURAS, SISTEMAS Y COMPONENTES

El objetivo del Plan de gestión de vida, PGV, que han establecido los titulares de las centrales nucleares españolas, como respuesta a los requisitos de la Instrucción IS-22 del Consejo de Seguridad Nuclear, CSN (Instrucción, 2009), consiste en definir e implantar una metodología para vigilar el estado de envejecimiento de la central en general y de las ESCs elegidas, a fin de tomar, en cada momento y sobre la base de las observaciones obtenidas, las acciones más adecuadas para mantener la instalación en condiciones óptimas de funcionamiento de acuerdo con las condiciones de diseño de tales ESCs.

En 1993 los titulares de las centrales nucleares españolas acordaron llevar a cabo un proyecto, coordinado por la Asociación Española de la Industria Eléctrica, Unesa, para el desarrollo de un PGV, que recibió el nombre de *Metodología Unesa*, para lo cual se escogieron las centrales nucleares de Santa María de Garoña y Vandellós II como plantas piloto. La metodología consiste fundamentalmente en evaluar si las actividades de vigilancia, pruebas, inspecciones, operación y mantenimiento, actualmente vigentes en las centrales, son capaces de describir, controlar y mitigar los efectos y mecanismos de envejecimiento a los que son susceptibles las ESCs dentro del alcance del PGV, estableciendo, en caso contrario, las mejoras necesarias en dichas actividades o definiendo e implementando nuevas medidas de control y mitigación para los citados efectos y procesos.

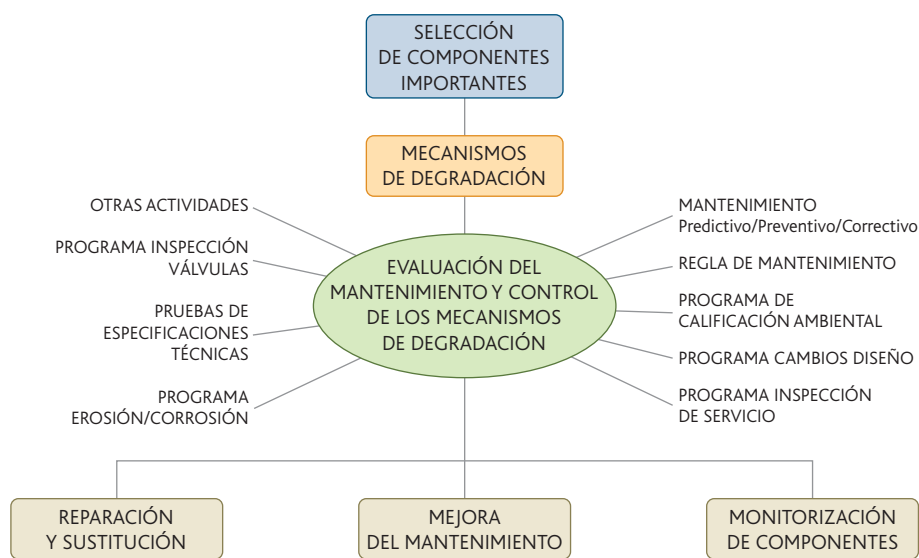
En base a los resultados obtenidos en las dos centrales piloto, la *Metodología Unesa* ha sido incorporada en cada central a través de un PGV específico con el doble objetivo de completar la explotación asignada en el diseño original en las mejores condiciones, no sólo manteniendo, sino mejorando, su seguridad y fiabilidad, y de justificar, en su momento, la operación a largo plazo, OLP, de cada central.

En relación con la OLP, el CSN aprobó en el año 2004 el documento denominado *Condiciones para la operación a largo plazo de las centrales nucleares*, que contiene los criterios básicos aplicables a las solicitudes de OLP y el marco legal y administrativo para la renovación de las autorizaciones de explotación a largo plazo de las centrales nucleares. Como continuación del documento antes citado, el CSN concretó su postura respecto a la OLP con la promulgación, en 2009, de la mencionada Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009) sobre requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la OLP de las centrales nucleares. Los requisitos establecidos en IS-22 para la gestión del envejecimiento de los componentes de las centrales nucleares son aplicables a todas las condiciones de operación de la central.

4.1 PLAN DE GESTIÓN DE VIDA EN LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS. METODOLOGÍA UNESA

La implantación del PGV se ha realizado en varias fases: (1) Selección de las ESCs que forman parte del alcance del PGV; (2) Identificación y análisis de los mecanismos de degradación observados y previsibles; (3) Evaluación de los protocolos y métodos de mantenimiento; (4) Revisión de los programas de operación y mantenimiento. En la figura 4.1 se representan de forma esquemática los componentes del PGV. A continuación se describe cada fase del proceso.

Figura 4.1
**Metodología de implantación del plan de gestión de vida
de las centrales nucleares de acuerdo con la Metodología Unesa**



Fuente: Elaboración propia

4.1.1 Selección de estructuras, sistemas y componentes

La definición del alcance de ESCs dentro del PGV se ha realizado mediante un proceso de selección de aquellos componentes importantes para la seguridad que cumplan con los criterios funcionales inspirados en la normativa de la NRC, 10 CFR Part 54.4 (NRC, 1999), ya citados en la sección 2.1.2, apuntados aquí de forma resumida:

1. Estructuras y componentes relacionados con la seguridad cuyo funcionamiento es necesario para garantizar la integridad de la barrera de presión del refrigerante, la capacidad de parar el reactor y mantenerlo en parada segura y prevenir o mitigar las consecuencias radiológicas de los accidentes.
2. Los *elementos relevantes para la seguridad*⁴⁸ cuyo fallo podría impedir el cumplimiento de cualquiera de las funciones anteriores.

⁴⁸ Se conoce por *elemento relevante para la seguridad* a toda estructura, sistema o componente que, sin formar parte de un elemento de seguridad, contribuye a prevenir y mitigar las consecuencias de incidentes operativos previstos o accidentes.

3. Los *elementos importantes para la seguridad*⁴⁹, con los que se cuenta en los análisis de seguridad de la instalación.
4. Adicionalmente, como novedad nacional, se han incluido dentro del alcance algunos ESCs relevantes para la explotación económica de la central, tales como el coste, tiempo de sustitución, efecto de los fallos sobre la disponibilidad de la central o considerados significativos en el Análisis probabilista de seguridad, APS.

En la tabla 4.1 se incluye una lista genérica de las ESCs seleccionados e incluidos dentro del alcance del PGV. De acuerdo con los requisitos de la legislación de la *Nuclear Regulatory Commission*, NRC, de Estados Unidos, sólo se identifican aquellas ESCs que realizan una función pasiva o no están sujetos a sustituciones basadas en una vida propia certificada o en un período de tiempo especificado.

Tabla 4.1
**Lista genérica de las estructuras, sistemas y componentes
que forman parte del plan de gestión de vida, seleccionados
y ordenados por importancia**

• Vasija e internos del reactor
• Presionador (PWR)
• Generadores de vapor (PWR)
• Componentes de la contención. Penetraciones
• Estructuras principales y secundarias
• Bombas, turbinas y compresores
• Cambiadores de calor, tanques
• Sistema de tuberías, soportes
• Válvulas
• Componentes del sistema de ventilación
• Turbina principal
• Generadores diésel
• Grúas
• Equipo eléctrico y máquinas eléctricas
• Instrumentación y control

⁴⁹ Se conoce por *elemento importante para la seguridad* a toda estructura, sistema o componente cuyo fallo o mal funcionamiento podría originar una exposición indebida de los trabajadores a la radiación o del público, o impedir que los incidentes operativos previstos den lugar a condiciones de accidente, o que están destinados a mitigar las consecuencias de accidentes causados por fallos o mal funcionamiento de otros elementos.

4.1.2 Estudio de los fenómenos de degradación

Definidos los componentes que forman parte del PGV, se identifican los fenómenos de degradación a los que pueden ser susceptibles dichos componentes, en base a los materiales que los forman y al ambiente donde se encuentran, tanto externo como interno. Para cada componente elegido se realiza un *Estudio de los fenómenos degradantes*, EFD, que consiste en la evaluación de los diferentes materiales que constituyen el componente y de las características de los ambientes a los que están sometidos: contaminantes gaseosos y líquidos, ambientes húmedos, elevadas temperaturas y presiones y sus variaciones cíclicas, vibraciones y, sobre todo, la irradiación por neutrones de elevada energía.

Una vez identificada cada pareja material-ambiente, se analizan los fenómenos degradantes postulados y se cuantifican sus efectos. La base técnica para este análisis se obtiene de las recomendaciones indicadas en el conocido Informe GALL de la NRC (NRC, 2010a) y de la información sobre las potenciales degradaciones, que se recogen en diversos documentos publicados por organismos como el *Electric Power Research Institute*, EPRI, OIEA y NEA/OECD. Como resultado de este estudio se recopilan los datos necesarios para analizar el envejecimiento de cada ESC seleccionado, entre los que se encuentran:

La presencia de neutrones da origen a dos nuevos fenómenos de envejecimiento de los materiales, no conocidos en otros sectores industriales: la fragilización de los aceros y el incremento de la corrosión intergranular bajo tensión

1. La descripción detallada de cada ESC, incluyendo características técnicas de diseño y servicio y los mecanismos potenciales de degradación y efectos postulados. El efecto previsto constituye el factor que puede ser controlado durante la vigilancia del ESC afectado. Puede suceder que varios mecanismos de degradación tengan el mismo efecto, por ejemplo la pérdida de espesor de una pared metálica por corrosión o erosión.
2. El relato histórico sobre la experiencia, tanto propia como ajena, del comportamiento del ESC en cuestión, como base para valorar la susceptibilidad del ESC a los diferentes fenómenos degradantes teóricamente postulables.
3. La identificación de las variables principales que controlan el deterioro y las técnicas disponibles para detectar y monitorizar dicho mecanismo, incluidas la inspección, vigilancia y las pruebas de verificación que proceda realizar.
4. La selección de la metodología que permita valorar el tiempo de vida de la ESC en cuestión, incluyendo algoritmos de cálculo, determinación del estado de degradación y los criterios de aceptación para la predicción del envejecimiento.

En la tabla 4.2 se incluyen ejemplos de componentes y los correspondientes mecanismos de degradación.

Tabla 4.2
Ejemplo de parejas componente-mecanismos
de degradación identificados

Componente	Mecanismos de degradación
Vasija del reactor Componentes internos	<ul style="list-style-type: none"> • Fragilización por irradiación neutrónica. • Fisuración por corrosión granular e intergranular bajo tensión y radiación. • Fisuración por corrosión granular e intergranular bajo tensión. • Acumulación de fatiga. • Pérdida de espesor por corrosión metálica.
Generadores de vapor Componentes del sistema de vapor	<ul style="list-style-type: none"> • Acumulación de fatiga. • Pérdida de material por distintos tipos de corrosión. Ensuciamiento y formación de depósitos de productos de corrosión. • Adelgazamiento de las paredes de los tubos por rozamientos con las rejillas separadoras.
Presionador Sistema de refrigeración	<ul style="list-style-type: none"> • Acumulación de fatiga. • Fisuración por corrosión granular e intergranular bajo tensión. • Pérdida de espesor por corrosión metálica.
Sistema de contención Esclusas Penetraciones mecánicas y eléctricas	<ul style="list-style-type: none"> • Reducción de la resistencia del hormigón por elevadas temperaturas o pérdida de la tensión en los cables del post o pretensado. • Pérdida del espesor de la piel de hermeticidad por corrosión del metal. • Pérdida de la hermeticidad por desgaste de los sistemas de aislamiento de las esclusas o corrosión galvánica de las penetraciones mecánicas o fisuras en los materiales de relleno de las penetraciones eléctricas.
Motores y cuadros eléctricos Generadores diésel de emergencia Cables conductores de potencia, instrumentación y control	<ul style="list-style-type: none"> • Acumulación de fatiga. • Pérdida de material por distintos tipos de corrosión. • Ensuciamiento y formación de depósitos de productos de corrosión. • Pérdida de aislamiento por descomposición térmica, radiólisis, fotólisis y reacciones químicas. • Pérdida de aislamiento por depósito de sales y contaminación superficial.

Fuente: Elaboración propia a partir de 10 CFR Part 54 (NRC, 2006)

4.1.3 Actividades de control y mitigación. Evaluación y revisión de los protocolos y programas de operación y mantenimiento

Tanto titulares como organismos de control y suministradores coincidieron en la necesidad de establecer un sistema eficaz y completo de mantenimiento de cada central nuclear para mantener la base del diseño, los márgenes de seguridad establecidos y para no permitir la aparición de situaciones inaceptables por causa de los mecanismos de envejecimiento. Con el tiempo, se reconoció también que para justificar la explotación a largo plazo era necesario perfeccionar el sistema de mantenimiento original establecido por otro más perfecto, que incluyese: el perfeccionamiento y mejora

de los indicadores de explotación, la prevención de fallos de los equipos y el análisis de las causas raíces de tales fallos y el análisis y aplicación de la experiencia operativa propia y ajena. A tal efecto, el organismo regulador de Estados Unidos, NRC, promulgó la conocida Regla de Mantenimiento (NRC, 1991), que fue adoptada por el CSN en abril de 1999 e incluida como requisito en las autorizaciones de explotación.

La aplicación de la Regla de Mantenimiento supone también el conocimiento de las causas y los efectos de los mecanismos de envejecimiento. La consiguiente reevaluación de la metodología del mantenimiento requiere las siguientes actividades:

1. Identificación de la pareja componente-mecanismo(s) de degradación y la determinación de los programas, prácticas y procedimientos de mantenimiento que afectan a cada componente.
2. Evaluación de las posibles deficiencias en el mantenimiento de cada componente para el control del envejecimiento y propuesta, en caso necesario, de mejoras en alguna de las siguientes áreas: (a) reparación, sustitución o modificación de componentes afectados con mayor severidad si la disponibilidad y la mejora de sus prestaciones justifica el cambio; (b) modificación de los procedimientos operativos, si esto conlleva condiciones de servicio más favorables; (c) mejora de las prácticas de mantenimiento para conseguir una ampliación fiable y eficiente de la vida del componente; (d) vigilancia adicional para mejorar la evaluación del estado del equipo y descubrir tendencias, especialmente en el caso de mecanismos de degradación combinados o peor conocidos.

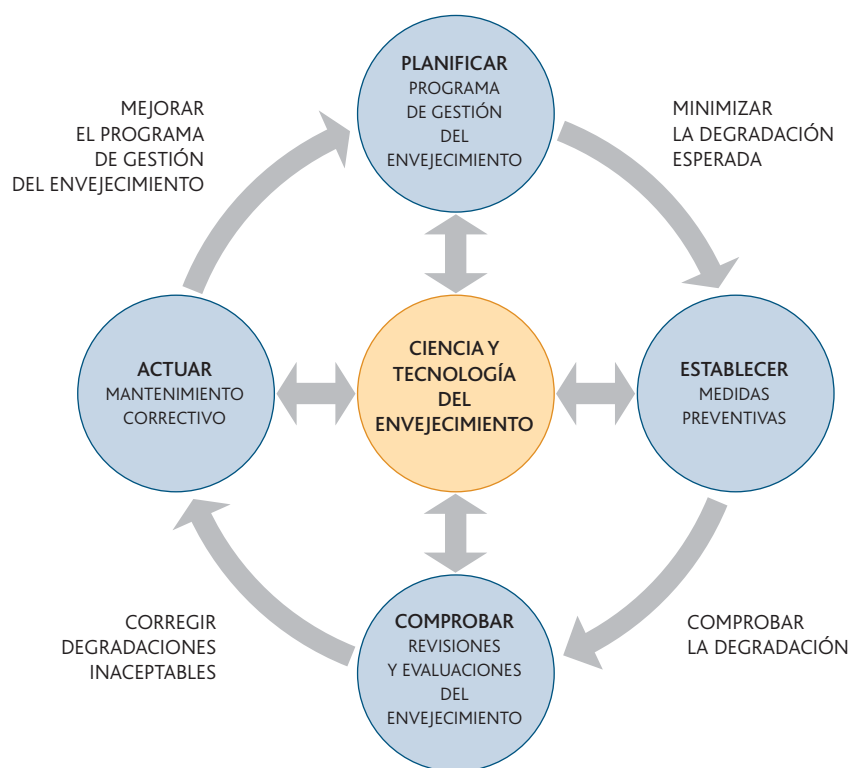
4.1.4 Integración del Plan de gestión del envejecimiento

El PGV de una central nuclear integra una larga serie de actividades cuyo objetivo fundamental es la explotación segura y fiable de la central en todo momento y más allá de la explotación asignada en el diseño original. El OIEA ha creado recientemente una Guía de Seguridad sobre gestión del envejecimiento (IAEA, 2009) que contempla no sólo el envejecimiento físico de las ESCs, sino también la obsolescencia. La Guía reconoce que la gestión del envejecimiento se consigue en la práctica coordinando el mantenimiento, la inspección en servicio y la vigilancia, la operación, la evaluación periódica de la seguridad, la retroalimentación de la experiencia de operación propia y ajena y la investigación y el desarrollo. La Guía incluye una aproximación sistemática al problema basado en la ya conocida rueda que incluye planificar-hacer-comprobar-actuar (PDCA, *Plan-Do-Check-Act*) que se incluye de forma resumida en la figura 4.2.

El Plan Piloto de Unesa y la creación del PGV de cada central nacional son anteriores a la publicación de la Guía del OIEA. Sin embargo, se pueden encontrar en ellos todos los elementos de la rueda de prevención del envejecimiento. El Plan Piloto de Unesa ha permitido poner en práctica todos los elementos, al principio tomando como referencia la práctica de la NRC de Estados Unidos y posteriormente sobre la base de los requisitos establecidos por el CSN en la Instrucción IS-22 (Instrucción, 2009). El plan se ha documentado, se han definido las actividades más salientes y se han llevado a cabo ejercicios de auto-evaluación de los resultados.

Los resultados obtenidos en el Plan Piloto se han aplicado al resto de las centrales del parque nuclear en las que se han puesto a punto y aplicado todo tipo de medidas preventivas para hacer mínimos los efectos del envejecimiento. Entre otros, se ha puesto en acción la nueva Regla de Mantenimiento y se ha intensificado la inspección en servicio, se han analizado los transitorios de presión y temperatura en el circuito primario, se ha puesto en práctica un programa de corrosión-erosión y vigilancia de las estructuras y se ha consolidado el programa de vigilancia sobre la fragilidad del acero de la vasija de presión por irradiación de neutrones de elevada energía (>1 MeV).

Figura 4.2
La rueda *planificar-hacer-comprobar-actuar* en la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de las centrales nucleares



Fuente: Elaboración propia a partir de la figura 1 del documento NS-G-2.10 (IAEA, 2003a)

Mediante un programa de inspección, vigilancia y evaluación se han comprobado y documentado los resultados de los programas antes mencionados para cada una de las ESCs previamente elegidos, con una periodicidad determinada por la importancia de cada uno. Se han identificado, cuantificado y controlado los mecanismos de envejecimiento de cada ESC, como se indica en el apartado 4.1.2.

Finalmente se han revisado las prácticas de mantenimiento y operación y se han llevado a cabo modificaciones de diseño de acuerdo con los resultados de los programas de vigilancia de la gestión del envejecimiento, la aplicación de nuevos requisitos reglamentarios, la evolución de la tecnología y el mejor conocimiento de los diversos mecanismos de degradación y el resultado de la evaluación de la experiencia operativa propia y externa.

Desde la creación del programa, los titulares han remitido anualmente al CSN informes que recogen la evolución del PGV de cada central nuclear, los resultados de la aplicación de los diferentes programas de vigilancia incluidos en el PGV y las modificaciones más importantes realizadas en cada central.

4.2 PROCESOS DE ENVEJECIMIENTO RELEVANTES EN LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

La tabla 4.2 incluye una relación de los procesos de degradación de los materiales de los distintos ESCs de la instalación que limitan su vida útil. Tales procesos se pueden clasificar en dos grupos principales en función de su causa raíz: los ambientales y los operacionales. Los ambientales se clasifican en función del agente que los provoca, entre otros, la radiación; productos químicos en el ambiente o añadidos a los refrigerantes o generados en ellos por la radiación, y agentes físicos tales como la temperatura, la presión o la humedad. Los operacionales incluyen los gradientes de presión y temperatura generados por estados transitorios, tales como paradas y arranques o cambios de potencia; vibraciones producidas por el fluido refrigerante, desplazamientos engendrados por movimientos sísmicos u otros fenómenos naturales extremos.

La mayor parte de los agentes antes mencionados están también presentes en otras instalaciones industriales y son bien conocidos, con la excepción de la radiación, que es característica de las centrales nucleares. La radiación neutrónica fragiliza los aceros ferríticos de la vasija del reactor y favorece la fisuración por corrosión bajo tensión de los aceros austeníticos. El primer proceso fue previsto en el diseño de las primeras centrales nucleares y está bajo control; el segundo surgió de forma inesperada y ha tenido que ser investigado para ser controlado. Seguidamente se analizan ambos procesos y su relación con la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español.

4.2.1 La fragilización del acero de las vasijas del reactor: bases técnicas y vigilancia del proceso

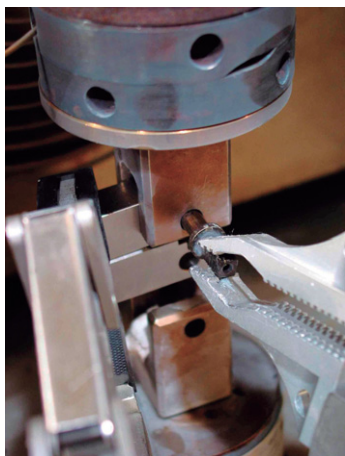
El cambio en las propiedades mecánicas que experimentan los aceros de las vasijas de presión por irradiación con neutrones de alta energía (>1 MeV) es el mecanismo específico de envejecimiento más significativo y al que se ha dedicado desde el principio un mayor esfuerzo de investigación. Las interacciones entre neutrones y núcleos atómicos de las estructuras metálicas desplazan los átomos de su posición normal en la estructura cristalina del material, lo que modifica sus propiedades físicas. La parte cilíndrica de la vasija que rodea al núcleo es la que recibe mayor irradiación neutrónica y es, por tanto, la región más limitativa, en términos de resistencia a este fenómeno.

no. El fenómeno es más importante en el caso de los reactores tipo PWR, a pesar de que la vasija está protegida por un blindaje, que en los reactores tipo BWR, en los que la pared de la vasija está más distante del núcleo y separado de él por un anillo mayor de agua de refrigeración, que modera la energía de los neutrones.

Uno de los efectos más notables es la disminución de la ductilidad⁵⁰, o aumento de la fragilidad, del material, lo que incrementa la posibilidad de que la vasija de presión pueda romperse súbitamente cuando se encuentre a presión por debajo de una temperatura determinada, que crece con el tiempo de irradiación. Este fenómeno, llamado *choque térmico a presión*, requiere tomar medidas específicas en el apagado y puesta en marcha de los reactores de agua a presión de modo que la presión que ha de soportar la vasija y la temperatura del material se encuentren siempre en la región segura. Es necesario tener igual cuidado cuando haya que aportar agua fría con el sistema a presión en operación normal o en caso de emergencia.

En los apartados que siguen se presentan las bases técnicas para determinar y controlar la fragilización de los materiales de la vasija del reactor, los requisitos establecidos por el órgano regulador y los programas de vigilancia y control que se llevan a cabo en las centrales nucleares españolas.

Bases técnicas de la fragilización del material de las vasijas de los reactores. Para estimar el deterioro que sufre el material afectado a lo largo de la operación de la central y la vida esperada de la vasija es necesario cuantificar la fragilización que sufre el material por efecto de la radiación neutrónica. Para ello se eligen variables que puedan ser medidas y se establece un programa de vigilancia y análisis de los resultados obtenidos. Los dos parámetros más significativos son la fluencia neutrónica y la ductilidad o fragilidad del material.



Ensayo de tenacidad de fractura con material irradiado (Fuente: Ciemat)

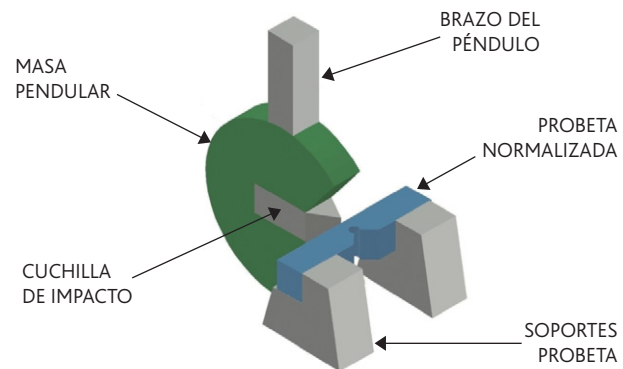
La fluencia neutrónica⁵¹ se mide introduciendo en el reactor, en lugares preestablecidos, sustancias absorbentes de neutrones rápidos y midiendo la actividad engendrada. La radiactividad asociada al detector durante un tiempo dado de irradiación está relacionada con la fluencia neutrónica recibida por el detector, que puede ser extrapolada a la que recibiría el material de la vasija.

La ductilidad del material irradiado no se puede medir directamente. Es necesario introducir en el núcleo del reactor probetas normalizadas fabricadas al mismo tiempo que la vasija y con los mismos materiales. Estas probetas, con sus propios medidores de la fluencia neutrónica, se colocan en el interior del reactor en lugares que reciben mayor irradiación que la propia vasija. Se van extrayendo paulatinamente en las recargas de combustible y son sometidas a ensayos para medir la ductilidad del material, que se supone igual a la que tendrá la vasija del reactor cuando haya recibido la fluencia neutrónica de la probeta, por lo general muchos años después.

⁵⁰ La ductilidad mide la capacidad de un metal para absorber energía por deformación de la estructura cristalina sin rotura. La fragilidad supone una energía de deformación pequeña y la formación de fisuras intercristalinas que se propagan con rapidez.

⁵¹ Se llama fluencia neutrónica en un lugar determinado al número de neutrones que pasan a través de una superficie dada, generalmente 1 cm². En las vasijas de los reactores la fragilización comienza a ser apreciable cuando la pared de la vasija ha recibido más de 10¹⁹ neutrones de alta energía por cada cm².

Figura 4.3
Representación esquemática de un péndulo Charpy y una probeta con una entalladura de tipo V para medir la ductilidad del material



Fuente: Elaboración propia

La ductilidad de la probeta es una función de su temperatura y de la energía absorbida antes de la rotura, que se determina mediante un procedimiento normado que usa un péndulo Charpy sobre una probeta con una entalladura en forma de V, como se muestra en la figura 4.3.

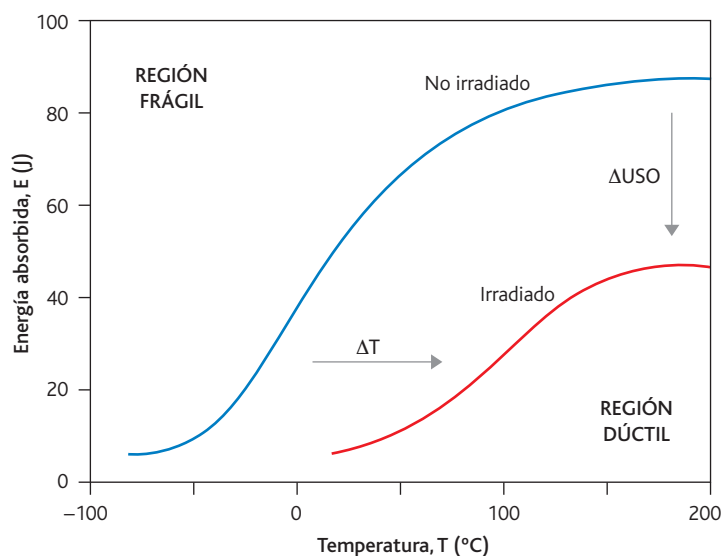
Originalmente, para un material determinado se llevan a cabo pruebas a distintas temperaturas y se obtiene una relación entre la temperatura y la energía, generalmente medida en julios, necesaria para romper la probeta en el ensayo con el péndulo Charpy.

Interior de una celda de ensayos mecánicos (Fuente: Ciemat)



La figura 4.4 muestra esta relación para un material típico. La gráfica relaciona la temperatura de la probeta con la energía necesaria para la rotura; y divide el plano de la representación en dos grandes regiones. Cualquier zona de trabajo que se sitúe por encima de la gráfica es inaceptable y el material es declarado frágil en tales condiciones. La región dúctil se encuentra por debajo de la gráfica y en ella ha de encontrarse en todo momento el material de la vasija.

Figura 4.4
Evolución de la ductilidad del material en función de su temperatura
antes y después de haber sido irradiado



De la gráfica se deducen dos parámetros de interés:

- El punto de inflexión de la curva tiene lugar a una temperatura que sirve de referencia para definir la transición de la región dúctil a la frágil. Recibe el nombre de *temperatura de transición* (NDT, *Nil Ductility Temperature*) por debajo de la cual el material tiene un comportamiento frágil y por encima dúctil. Se representa mediante el símbolo RTNDT.
- Se observa también que a temperaturas elevadas la energía absorbida antes de la fractura tiende a un valor asintótico que recibe el nombre de *Upper Shelf Energy*, USE o *energía Charpy*, que es la energía máxima por debajo de la cual las roturas son dúctiles.

Cuando el material es irradiado por neutrones rápidos, los parámetros antes mencionados cambian de forma sustancial. La temperatura de transición se desplaza hacia la derecha, la energía máxima disminuye y la pendiente de la curva en la zona de transición también disminuye, todo lo cual supone una disminución de la región dúctil y un aumento de la región frágil. Estos efectos aumentan con la fluencia neutrónica y son

función del tipo de acero y de sus impurezas, en especial empeoran con el contenido en azufre, fósforo y cobre, que han de ser limitados hasta el valor mínimo posible.

Las variaciones reales encontradas en ambos parámetros USE y NDT han de ser determinadas mediante ensayos sobre las probetas normalizadas que son extraídas del núcleo del reactor en las descargas de combustible. El valor USE es una medida general de la ductilidad del material, mientras que el valor de la NDT es vital para la prevención del choque térmico que se ha descrito con anterioridad.

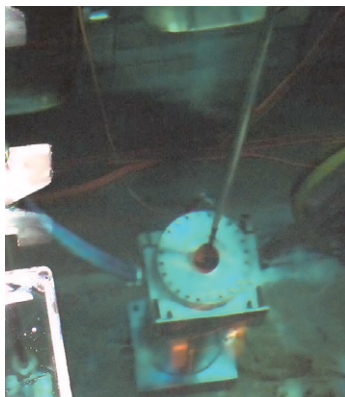
Requisitos de control y vigilancia de la fragilización de las vasijas de presión. Las especificaciones técnicas de operación de los reactores de agua a presión imponen límites para la presión y temperatura del refrigerante del reactor, con objeto de asegurar la protección contra el fallo frágil durante cualquier modo de operación, incluyendo circunstancias anormales. Estos límites dependen principalmente de la tenacidad a la fractura de la vasija del reactor, lo que obliga a medir y predecir la evolución de los parámetros antes definidos, la temperatura de transición, RTNDT, y la USE.

El CSN ha adoptado la normativa de la NRC contenida en el documento 10 CFR Part 50.61 (NRC, 2010c)⁵², en los apéndices G y H de 10 CFR Part 50 (NRC, 2008a y 2008b) y en la Regulatory Guide 1.99 Rev. 2 (NRC, 1988), que requieren la cuantificación de la fragilización producida por la irradiación neutrónica sobre los materiales de la vasija mediante la vigilancia de la evolución con la irradiación del RTNDT y la energía Charpy, USE, de manera que se pueda determinar los márgenes existentes en cada momento y predecir hasta qué momento se mantienen los valores por debajo de los establecidos en los límites de operación.

Con respecto al choque térmico se crea una temperatura de referencia, evaluada en el lugar donde el material recibe la fluencia máxima, que ha de ser superior a 132 °C para el caso de chapas, forjas y soldaduras axiales y a 149 °C para las soldaduras circunferenciales. Estos valores son muy conservadores, por lo que están siendo revisados. Por su parte, el valor de USE en el material base y a lo largo de la soldadura, para el material del electrodo utilizado, no debe ser inferior a 102 julios originalmente y no inferior a 68 julios a lo largo de la vida de la central. En todo caso, una vasija muy fragilizada puede ser restaurada *in situ* mediante recocido, tecnología desarrollado en la antigua Unión Soviética y ya practicada con éxito en reactores con tal origen.

Programa nacional de vigilancia y resultados de la evolución de las propiedades de las probetas irradiadas. Tecnatom ha sido la empresa elegida por los titulares de las centrales españolas para gestionar el proceso, mantener un banco de probetas de todas las centrales nucleares españolas y someterlas a las pruebas establecidas. Los datos de vigilancia que permiten calcular los valores de RTNDT y del USE proceden de seis cápsulas de vigilancia alojadas en cestas guía soldadas en el lado exterior de las placas de blindaje neutrónico y colocadas directamente frente a la parte central del núcleo, donde se produce la mayor fluencia neutrónica.

⁵² Como parte de 10 CFR Part 50, las secciones 10 CFR Part 50.61 y 10 CFR Part 50.61a, así como los apéndices G y H de 10 CFR Part 50 se publicaron por vez primera en 1956 y han sido enmendadas varias veces, la última de las cuales tuvo lugar en el año 2010 y en 2008, respectivamente, fechas consignada en las referencias.



Maniobras de expedición
de la probeta de vigilancia irradiada
(Fuente: Tecnatom)

Las cápsulas contienen probetas del material base y de soldadura de la vasija con un tratamiento térmico equivalente. La cápsula contiene además dosímetros y testigos de temperatura para conocer la máxima radiación y temperatura alcanzada por los materiales en vigilancia. Los datos de vigilancia que permiten calcular los valores de probetas irradiadas (RT_{NDT})_{P.L.} y USE a final de la vida asignada en el diseño original proceden del análisis y las pruebas que se realizan sobre cuatro de las cápsulas (hay dos de reserva) que han sido extraídas de su alojamiento en el reactor con diferentes grados de irradiación. Para poder medir los parámetros que definen la fragilización del material de la vasija al cabo de 60 años de operación, se ha establecido un nuevo plan de irradiación de probetas utilizando el mismo material de las probetas ya extraídas, que han sido reconstruidas o de las que se han fabricado microprobetas que son introducidas en el reactor correspondiente.

Tabla 4.3

Ejemplo típico del programa de extracción de probetas para el programa de vigilancia de la fragilización de los materiales de la vasija del reactor

Probeta	Retirada en	Años efectivos a plena potencia	Fluencia
U	1ª Recarga	1	$5,29 \cdot 10^{18}$ n/cm ²
V	7ª Recarga	6	$2,40 \cdot 10^{19}$ n/cm ²
X	13ª Recarga	11,9	$4,05 \cdot 10^{19}$ n/cm ²
W	16ª Recarga	17,5	$5,60 \cdot 10^{19}$ n/cm ²
Y, Z	Reserva		

Fuente: Tecnatom

Monitores de temperatura
de las probetas de vigilancia
(Fuente: Tecnatom)



En base a los ensayos y aplicando la metodología de la Guía Reguladora 1.99 (NRC, 1988) se calcula la evolución prevista para los valores RT_{NDT} y USE en materiales de la vasija en función de la fluencia neutrónica (NRC, 1988). Los valores obtenidos y previstos a los 40 y 60 años de servicio se indican en la tabla 4.4.

Tabla 4.4

Valores de RT_{NDT} y USE en una planta PWR a 32 y 54 años efectivos a plena potencia (40 y 60 años)

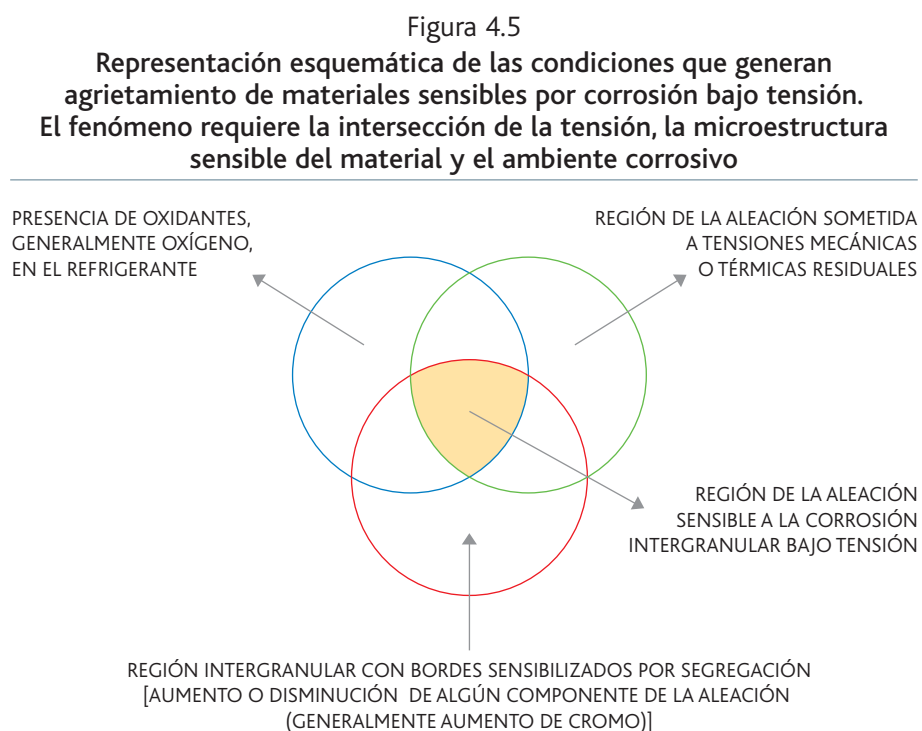
Variable	32 años efectivos a plena potencia	54 años efectivos a plena potencia	Valor límite
RT_{NDT}	28 °C	30 °C	118 °C
USE	94,4 J	93,7 J	> 68 J

Fuente: Tecnatom

Las conclusiones obtenidas de este programa de vigilancia y pruebas, ya completado en la mayoría de centrales nucleares españolas, ratifica que las temperaturas de transición de los materiales de las vasijas de reactor cumplen satisfactoriamente los requisitos establecidos y pueden operar con seguridad frente al riesgo de fractura frágil durante la explotación asignada en el diseño original de la planta, existiendo margen para alcanzar por este motivo los 60 o más años de operación segura.

4.2.2 El agrietamiento de aleaciones por corrosión intergranular bajo tensión

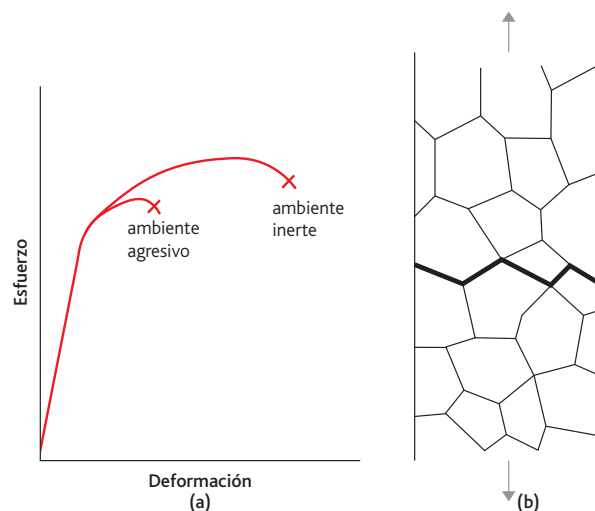
El llamado agrietamiento por corrosión bajo tensión, SCC (*Stress Corrosion Cracking*) se refiere a las grietas y fisuras múltiples que se producen en una aleación sensibilizada sometida a tensión en un ambiente corrosivo. Las grietas o fisuras que se producen reducen la resistencia del componente afectado hasta límites que pueden llegar a ser catastróficos. La radiación neutrónica acelera la formación de grietas y fisuras cuando la aleación ha recibido una determinada fluencia de neutrones. El fenómeno se produce cuando coinciden al mismo tiempo los tres agentes: tensión, micro-estructura sensibilizada y ambiente corrosivo, como se representa en la figura 4.5. Por lo general, las fisuras se propagan de forma ramificada a lo largo de los bordes de las estructuras cristalinas de la aleación, cómo se indica en la figura 4.5. y las consecuencias en la figura 4.6.



Fuente: Elaboración propia a partir de SNE (2003)

Figura 4.6

Pérdida de la resistencia del material por generación de grietas en un material sensible, de naturaleza intergranular, bajo corrosión y sometido a tensión (a) y propagación de la corrosión intergranular (b). El fenómeno se amplía en presencia de la radiación



Fuente: Was GS (2007)

El fenómeno se observó primero en las zonas afectadas por el calor⁵³ de las soldaduras de las toberas de la vasija con las tuberías de los sistemas de recirculación del refrigerante en los reactores BWR, por donde pasa agua rica en oxígeno al proceder del condensador de la turbina; posteriormente se ha observado en los reactores PWR durante los últimos 25 años, en especial en los tubos del generador de vapor que utilizaban aleaciones ricas en níquel, tales como el Inconel 600, hoy día sustituido por aleaciones menos susceptibles, tales como en el Inconel 690TT, entre otros materiales. El fenómeno ha sido analizado con detalle en el capítulo 15 del libro de G S Was (2007) sobre los efectos de la radiación en los materiales y por el OIEA (IAEA, 2003b) y se han establecido metodologías para diagnosticar y controlar el fenómeno.

Se ha observado el mismo fenómeno en aceros inoxidables ricos en níquel en componentes sometidos a tensiones moderadas, tanto en agua rica en oxígeno como en hidrógeno a 270-320 °C, en campos de radiación intensos. Las primeras observaciones se encontraron en componentes asociados a los elementos combustibles y a los elementos de control que habían recibido altas fluencias neutrónicas. Más tarde, a partir de 1990, el fenómeno apareció en los barriletes del núcleo de los reactores BWR, que han tenido que ser reforzados, y en otros componentes internos de los reactores

⁵³ En el proceso de soldar las toberas de la vasija de acero ferrítico con las tuberías de recirculación, de acero austenítico, el calor de la soldadura modifica la estructura cristalina de los materiales y los hace sensibles a la corrosión intergranular.

PWR. Puesto que en este fenómeno intervienen todos los elementos del agrietamiento por corrosión bajo tensiones además de la radiación neutrónica, el fenómeno recibió el nombre de agrietamiento por corrosión bajo tensión asistida por radiación (*IASCC, Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking*).

En el fenómeno tiene gran importancia la fluencia de neutrones de energía superior a 1 MeV. En los barriletes de los reactores BWR, en agua rica en oxígeno, se ha observado el fenómeno a fluencias de $(2-5) \cdot 10^{20}$ n/cm², mientras que en los reactores PWR aparece a valores más elevados. El conocimiento del proceso ha sido analizado en profundidad en el Laboratorio Nacional de Argonne (Estados Unidos), con el patrocinio de la NRC (ANL, 2005), sobre 27 muestras comerciales de aceros inoxidables austeníticos irradiadas en el reactor de Halden (Noruega). Los investigadores han encontrado que el fenómeno aumenta con el contenido de azufre y disminuye con el contenido de carbono en el material, y han desarrollado un mapa bidimensional en el que se muestra la susceptibilidad del material al contenido de azufre y de carbono, de vital interés para el diseño de nuevos reactores y para la gestión del fenómeno en los que están en operación.

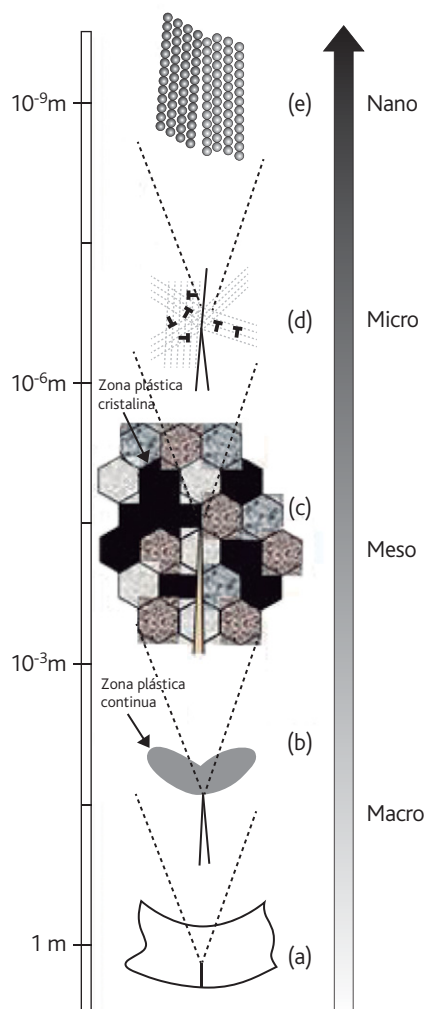
La operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español requiere el conocimiento de los fenómenos antes descritos y de los medios puestos en juego para la gestión del proceso. El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, Ciemat, mantiene un notable Programa de Materiales en el Departamento de Fisión Nuclear, que incluye laboratorios bien equipados. Existen también programas de investigación teórica en algunas universidades, notoriamente en la Universidad de Alicante y en la Universidad Politécnica de Madrid. Tecnatom ha adquirido notable experiencia en la inspección en servicio y en la gestión de la vida de las centrales. Por su parte, el CSN mantiene un notable grupo de expertos en la materia y está al día en los principales programas de investigación y en el desarrollo de la normativa correspondiente. La Sociedad Nuclear Española celebró la Jornada de Primavera 2002 sobre el comportamiento de los materiales estructurales y su influencia en la gestión de vida de las centrales nucleares, que tuvo lugar en la sede del CSN en junio; posteriormente se recopiló en una monografía (SNE, 2004).

4.3 PARTICIPACIÓN NACIONAL EN PROGRAMAS DE INVESTIGACIÓN SOBRE ENVEJECIMIENTO DE MATERIALES

El conocimiento de los fenómenos de envejecimiento de los materiales que se utilizan en los reactores de las centrales nucleares ha requerido el establecimiento de programas de investigación fundamental y aplicada, así como la observación de la realidad. A través de los programas marco de EURATOM, la Unión Europea ha subvencionado programas relevantes. El Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, ha coordinado programas internacionales y la Agencia de Energía Nuclear de la OECD, NEA/OECD, ha organizado programas internacionales y creado Grupos de Trabajo que han analizado los resultados obtenidos. En todas estas actividades, las instituciones nacionales y los titulares, y también la industria nuclear, han participado de forma efectiva en algunas de dichas actividades.

Evolución de la investigación sobre el efecto de la radiación sobre las propiedades mecánicas de los materiales

(Fuente: Euratom)



EURATOM comenzó muy pronto la investigación sobre la ciencia y la tecnología del envejecimiento. En 1993, dentro del cuarto Programa Marco, PM-4, de investigación, se creó el programa *Ageing Materials Evaluation and Studies*, AMES, encaminado a recopilar y analizar los conocimientos europeos sobre la materia. En 2001, con destacada participación nacional, dentro del PM-5, se creó la acción concertada VERSACE con el objetivo de analizar los programas al uso sobre la gestión de la vida tecnológica de las centrales. Estos programas continúan en el PM-6, del que destaca el proyecto PERFECT, también con participación nacional, que consiste en la definición de dos "reactores virtuales" en los que se simulan los efectos de la radiación sobre las vasijas de los reactores y sus estructuras internas, reduciendo así la necesidad de datos experimentales. Dentro del PM-7, 2007-2011, el programa SAFELIFE tiene como objetivo la definición de las mejores prácticas para valorar la seguridad estructural de los componentes esenciales de las centrales nucleares de diseño occidental y soviético.

Por su parte, desde el principio de los años noventa, el OIEA ha liderado una serie de Programas coordinados de investigación, PCI, sobre la gestión del envejecimiento de los componentes del sistema primario, sistema de contención y cables eléctricos, entre otros. Algunos de estos programas se han plasmado en documentos técnicos con participación de representantes de Unesa. De entre estos programas destacan los relacionados con la fragilización de los aceros de la vasija y la creación de una guía para la aplicación de la llamada "curva patrón", con notable participación de Tecnatom.

El OIEA ha creado una base de datos que integra los conocimientos adquiridos sobre el envejecimiento y la operación a largo plazo, llamada *Safety Knowledge for Ageing and Long Term Operation*, SKALTO, que incluye también las normas, documentos y actas de conferencias publicadas y organizadas por el OIEA. En el año 2003, el OIEA creó un nuevo programa extra-presupuestario, llamado *Safety Aspects of Long Term Operation*, SALTO, sobre reactores moderados y refrigerados por agua, que es parte de SKALTO, con el objetivo de servir de plataforma de las prácticas y procedimientos nacionales y de la experiencia adquirida sobre el alargamiento de la vida de las centrales nucleares.

La NEA administra programas internacionales propuestos por los Estados Miembros y llevados a cabo de forma conjunta. El programa actual más significativo se refiere a la corrosión intergranular bajo tensión y al envejecimiento de cables propuesto en 2007 por el CSN y basado sobre materiales extraídos de la central nuclear José Cabrera.

Dos antiguos Comités de la NEA/OECD desarrollan actividades sobre el envejecimiento de los materiales que se usan en las centrales nucleares: el Comité sobre la Seguridad de las Instalaciones Nucleares (CSNI, *Committee on the Safety of Nuclear Installations*) y el Comité sobre Actividades Reguladoras Nucleares (CNRA, *Committee on Nuclear Regulatory Activities*). En el seno del primero se ha creado un Grupo de Trabajo sobre integridad de componentes y estructuras (IAGE, *Integrity and Ageing of Components and Structures*) que promueve y analiza programas de investigación sobre envejecimiento de materiales en centrales nucleares. El CSN tiene la representación oficial en los trabajos del Comité y del Grupo de Trabajo, en el que participan como invitados expertos de los titulares nacionales y de la industria. Los miembros del se-

gundo Comité, compuesto de reguladores de los Países Miembros, con notable participación nacional, intercambian información sobre los procedimientos establecidos para gestionar el envejecimiento y regular la vida de las centrales a largo plazo.

El *Electric Power Research Institute*, EPRI, de Estados Unidos mantiene un interesante programa de investigación relacionado con el envejecimiento de los materiales de las centrales nucleares. Estos proyectos de investigación están abiertos a empresas eléctricas de otras naciones. Las empresas eléctricas nacionales que explotan centrales nucleares han firmado acuerdos de colaboración con EPRI en proyectos de interés para sus propias centrales. Estos proyectos incluyen una larga variedad de investigaciones aplicadas relativas tanto a las centrales nucleares con reactores de agua a presión como a las que usan reactores de agua en ebullición.

No es posible describir con detalle los numerosos programas de investigación en los que han participado tanto el CSN como los titulares nacionales y la industria nuclear en general. Sí procede destacar que, para facilitar la coordinación entre el CSN y los titulares, en septiembre de 1997 se inició un Plan coordinado de investigación, PCI, suscrito entre Unesa y el CSN.

Los objetivos genéricos del PCI pretendían adquirir y aumentar las competencias tecnológicas y desarrollar las herramientas necesarias para garantizar la operación del parque nuclear español desde el punto de vista de la seguridad y la protección radiológica. Los compromisos científicos y técnicos y las obligaciones que se derivan del convenio se materializan en Proyectos de Investigación con presupuestos y financiación independiente en cada uno de ellos.

Desde su inicio, el funcionamiento del PCI ha sufrido varias revisiones y adaptaciones encaminadas a mantener una colaboración muy satisfactoria para ambas instituciones a lo largo de los años, a través del desarrollo de programas de investigación de interés común⁵⁴. Recientemente, con la adopción por parte del CSN de un nuevo sistema de subvenciones para los proyectos de I+D y por la integración de Unesa como miembro de pleno derecho en EPRI se planteó el tema de confidencialidad de los resultados y de la propiedad de los mismos. Como resultado de estas consideraciones, como sustitución del PCI se propuso un nuevo Acuerdo de Colaboración entre el CSN y Unesa en materia de I+D sobre seguridad nuclear y protección radiológica, firmado el 17 de noviembre de 2009.

Los proyectos conjuntos se realizan en coordinación con organizaciones y entidades públicas internacionales tales como OIEA, NEA/OECD, EPRI, o privadas, *Electricité de France*, EDF, y otras empresas eléctricas europeas, y nacionales, como Ciemat, Tecnatom y universidades, entre otros centros. Hasta la fecha el PCI incluye unos 70 proyectos con una inversión total de 16,5 millones de euros. En la tabla 4.5 se relacionan los proyectos más significativos relacionados con el envejecimiento.

⁵⁴ También se participó de forma conjunta en la realización de otros trabajos específicos destacando los relativos a la creación de bases de datos promovido por la NEA/OECD, que de otra manera no hubiera sido posible llevar a cabo.

Tabla 4.5
Actividades sectoriales (Unesa-CSN) de investigación y desarrollo sobre
envejecimiento de materiales y gestión de vida de las estructuras,
sistemas y componentes de las centrales nucleares

Proyecto CSN-Unesa	Título	Otros participantes	Estado/ fecha
ES-01 ES-09	Integridad estructural de las vasijas de los reactores PWR Fase 1(ES-01) "Assuring structural integrity of reactor pressure vessels" Fase 2(ES-09) "Surveillance programmes results. Application to reactor Pressure Vessel Integrity Assessment" Determinar el estado de la vasija del reactor en cuanto al efecto de la irradiación neutrónica	OIEA Ciemat	Finalizado F1 1999 F2 2004
ES-02 ES-07 ES-14	Evaluación del daño por irradiación neutrónica en vasijas (VENUS) Proyecto VENUS (ES-02) "Participación en los Benchmarks Venus I y III" Proyecto VENUS 2 (ES-07) "Estudio/evaluación del daño por irradiación" Proyecto REVE (ES-14) "Evaluación del daño por irradiación neutrónica mediante experimentación y simulación computacional multiescala" Mejorar la metodología empleada para la determinación de los flujos neutrónicos (fluencia) en las vasijas de los reactores PWR	NEA/OECD Ciemat DENIM	Finalizado ES-02: 1999 ES-07: 2002 ES-14: 2006
ES-03 ES-08 ES-23	Cooperative IASCC Research Program (CIR) Desarrollar un mejor conocimiento mecanicista sobre los factores clave que afectan a los procesos de IASCC. Formular un modelo para predecir el comportamiento de los componentes en relación a la IASCC y realizar ensayos en reactores experimentales Identificar posibles contramedidas para la mitigación de IASCC. Está pendiente la fase CIR-II-Extensión (ES-23) para completar la matriz de ensayos en materiales con elevada fluencia neutrónica.	EPRI Ciemat	Finalizado ES-03: 2000 ES-08: 2004 ES-23: 2009
ES-05	Metodología para la aplicación de tecnología digital en CC.NN. Elaborar una guía de implantación de sistemas digitales en base a dos aplicaciones piloto en los sistemas de secuenciador del generador diésel de emergencia y del sistema de tratamiento de gases de reserva.	FRAMATOME NOVOTEC SCHNEIDER	Finalizado 2002
ES-10	Efecto del endurecimiento en la IGSCC de los aceros austeníticos inoxidables y las implicaciones para los procesos IASCC (ENDURO) Generar criterios de comportamiento de los materiales endurecidos frente a SCC en aceros inoxidables austeníticos bajo condiciones representativas	Ciemat	Finalizado 2003
ES-12	Aplicación de la Curva Patrón obtenida con probetas normalizadas y re-construidas a la integridad estructural de la vasija del reactor (CUPRIVA) Validar la aplicación de la metodología de la curva patrón para determinar la tenacidad del material de la vasija	SCK-CEN (Bélgica) LACIDIM TECNATOM	Finalizado 2004

(continúa en la página siguiente)

(viene de la página anterior)

Proyecto CSN-Unesa	Título	Otros participantes	Estado/ fecha
ES-13 ES-24	Seguimiento y vigilancia del envejecimiento de cables eléctricos en centrales nucleares. Fase 1 (ES-13) Elaborar guías para la identificación de parámetros ambientales y de servicio, selección de circuitos y caracterización mecánica y eléctrica de cables. Fase 2 (ES-24) Aplicar técnicas avanzadas de diagnosis de cables eléctricos de centrales nucleares.	TECNATOM Empresarios Agrupados	Finalizado F1: 2003 F2: 2009
ES-15	OECD Piping Database Exchange (OPDE) Crear una base de datos internacional sobre fallos de tuberías dentro de la NEA/OECD accesible a través del CSN	NEA/OECD TECNATOM	Finalizado 2008
ES-16	Susceptibilidad frente a IASCC de la aleación X-750 en condiciones BWR (Proyecto HE-X750) Analizar el comportamiento (susceptibilidad) frente a la corrosión de la aleación X-750 irradiada en reactores BWR y en medios inertes.	Ciemat	Finalizado 2005
ES-18	Proyecto INCONEL 690 Fase 1 - Comportamiento frente a PWSCC (Primary Water Stress Corrosion Cracking) de la aleación 690TT en reactores tipo PWR Fase 2 - Ensayos de crecimiento de grietas de la aleación 690TT y sus metales de soldadura 52/152	EPRI Ciemat	Finalizado Fase 1 2007 En curso Fase 2
ES-.25	Análisis de Códigos de probabilidades de fallo de tuberías (Proyecto RI-ISI) Desarrollar una metodología para la Inspección en servicio (ISI) en función de la probabilidad de fallo de los elementos Desarrollar un código validado y verificado de Mecánica de la fractura probabilista (MFP)	TECNATOM Engineering Mechanics Technology	Finalizado 2007
ES-26	Aprovechamiento de los componentes internos de la vasija de C.N. José Cabrera (Proyecto ZIRP fase preliminar) Determinar las características de los componentes internos para definir el plan experimental de ensayos. Desarrollar la especificación técnica de un plan de extracción de internos definidos, contratación y elaboración de la documentación aplicable	CEIDEN NEA/OECD EPRI	Finalizado ES-26 Fase experimental: en curso
—	Proyecto HALDEN reactor Actividades principales: • Velocidad de crecimiento de grietas en reactores BWR y PWR de aceros inoxidables AISI 304L y 316 CW (PWR) teniendo en cuenta efectos del hidrógeno y flujo neutrónico (BWR) • Medidas de relajación de tensiones por efecto de la irradiación • Ensayos de iniciación de grietas por efecto del flujo neutrónico y la química del agua de refrigeración en acero inoxidable AISI 304. • Desarrollo de instrumentación compatible para uso en estudio de materiales.	NEA/OECD TECNATOM ENUSA Ciemat CSN	En curso

Fuente: Unesa

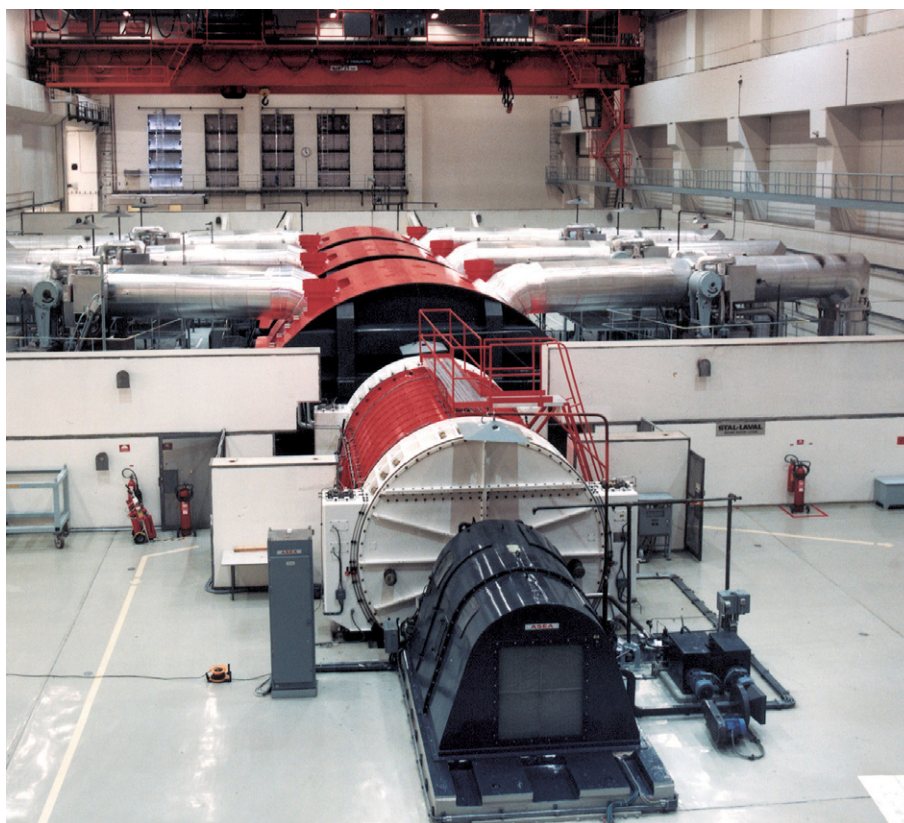
Los Titulares de las centrales nucleares analizan con precisión la experiencia operativa y la comparten entre ellos

4.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES

Los Titulares de las centrales nucleares han establecido programas efectivos para vigilar el envejecimiento de los materiales y el deterioro de las estructuras, sistemas y componentes de sus centrales nucleares y conocen bien los procesos de envejecimiento y cómo controlarlos. La experiencia operativa ha sido analizada con precisión y compartida entre sí y con el exterior.

Las instituciones nacionales, CSN y Ciemat, los Titulares de las centrales nucleares y la industria nuclear, Tecnomat y otras instituciones, participan de forma efectiva en los foros internacionales más relevantes y en los proyectos de investigación más apropiados.

El conjunto de los proyectos de investigación en los que se participa, junto con las contribuciones de los expertos nacionales en las actividades normativas del OIEA y el intercambio de experiencia con otros países en los foros y grupos de trabajo de EURATOM, el OIEA, la NEA/OECD y otras instituciones supranacionales e internacionales, garantizan la adquisición de los conocimientos necesarios para mantener y mejorar el estricto proceso regulador que se ha establecido para garantizar la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español sobre bases científicas y tecnológicas sólidas.





BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

La explotación a largo plazo, más allá de los 40 años asignados en el proyecto original, de las centrales del parque nuclear actual tiene relevantes beneficios económicos, nacionales y locales, medioambientales y tecnológicos.

La explotación de la energía nuclear ya ha demostrado su capacidad para reducir el coste de generación de la energía eléctrica, garantizar el suministro en base, reducir la dependencia energética del exterior y mejorar el balance de pagos por importación de combustibles fósiles. Esta característica de la energía nuclear se considera en el capítulo 5.

La explotación de las centrales nucleares no emite CO₂, ni ningún otro gas de efecto invernadero, por lo que contribuye de forma eficaz al control del cambio climático sin acudir a la adquisición de derechos de emisión de CO₂. Las centrales nucleares ocupan territorios limitados, aún teniendo en cuenta el territorio *bajo control del explotador*⁵⁵, y su elevadísima intensidad energética no requiere el transporte de grandes cantidades de combustible ni residuos. Estos aspectos se cuantifican en el capítulo 6.

El desarrollo nuclear español que consolidó el parque nuclear actual dinamizó el desarrollo científico y tecnológico nacional. Se crearon numerosas empresas que suministraron equipos y servicios tecnológicos relevantes con la calidad requerida y se crearon organismos de investigación y enseñanza que contribuyeron al desarrollo nuclear del país. La participación nacional en el diseño y construcción de las centrales nucleares alcanzó cotas superiores al 80% y los titulares españoles adquirieron desde el primer momento la responsabilidad de poner en marcha y explotar las instalaciones. Estos desarrollos son objeto de atención en los apartados 7.1 y 7.2.

⁵⁵ El territorio o distancia *bajo control del explotador* es un término legal, relacionado con la autorización del emplazamiento y la gestión de emergencias, que ha de ser propiedad del titular o que el titular tiene la potestad de controlar todas las actividades que en él tengan lugar. Se trata de un círculo, con centro en el eje del reactor, cuyo radio varía entre 750 metros y 1 kilómetro.

La explotación nuclear tiene también un impacto económico y social positivo sobre el entorno en el que se ubican las instalaciones, que ha sido evaluado y ampliamente reconocido en todos los casos. La localidad donde se ubica la central recibe cantidades sustanciales por tasas oficiales y beneficios sociales. La central es un centro considerable de empleo de alta calificación y demanda numerosos y muy variados servicios, muchos de los cuales recaen sobre la población del entorno. Los beneficios sociales son objeto de consideración en el apartado 7.3.





5. IMPACTO DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES SOBRE EL COSTE DE LA ENERGÍA ELÉCTRICA

5. IMPACTO DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES SOBRE EL COSTE DE LA ENERGÍA ELÉCTRICA

El parque nuclear español en operación a 31 de diciembre de 2010 asciende, según el informe anual correspondiente a 2010 de Red Eléctrica de España, REE (REE, 2011) a una potencia eléctrica instalada de 7.777 MW. Esta potencia es el 7,9% de la capacidad de generación eléctrica instalada en 2010; sin embargo, la producción nuclear ascendió dicho año al 23,8% del total peninsular. En la tabla 5.1 se incluye una relación de la potencia instalada y de la energía producida en el año 2010.

Tabla 5.1
Parque peninsular generador de energía eléctrica en 2010

2010	Potencia instalada		Energía producida	
	MW	%	GWh	%
Hidráulica	17.561	17,7%	38.653	14,8%
Nuclear	7.777	7,9%	61.990	23,8%
Carbón	11.380	11,5%	22.097	8,5%
Fuel / gas (*)	2.860	2,9%	1.825	0,7%
Ciclo combinado	25.235	25,5%	64.604	24,8%
Total régimen ordinario	64.813	65,4%	189.169	72,6%
– Consumos en generación			–6.673	–2,6%
Hidráulica	1.991	2,0%	6.811	2,6%
Eólica	20.057	20,3%	43.355	16,6%
Solar fotovoltaica	3.458	3,5%	6.027	2,3%
Solar termoeléctrica	682	0,7%	692	0,3%
Otras renovables	1.050	1,1%	4.981	1,9%
No renovables	6.992	7,1%	29.036	11,1%
Total régimen especial	34.230	34,6%	90.903	34,9%
Generación neta			273.399	104,9%
– Consumos en bombeo			–4.458	–1,7%
+ Intercambios internacionales (**)			–8.333	–3,2%
Total	99.043	100%	260.609	100%

Fuente: REE, *El sistema eléctrico español 2010*

(*) Incluye la central de gasificación integrada en ciclo combinado (GICC) de Elcogás

(**) Valor positivo: saldo importador; Valor negativo: saldo exportador

La producción nuclear se incluye entre las fuentes de energía eléctrica consideradas autóctonas, de base y no emisoras de CO₂

La producción nuclear se incluye entre las fuentes de energía eléctrica consideradas autóctonas, de base y no emisoras de CO₂, lo que disminuye el grado de dependencia energética del exterior, garantiza el suministro y reduce las emisiones de gases de efecto inver-

nadero. Por ello, el debate sobre la posible operación a largo plazo, OLP,⁵⁶ de las centrales del parque nuclear cobra especial relevancia, dado el impacto que podría tener sobre la dependencia energética del exterior y el coste de la energía eléctrica. En el capítulo 6 se analizan las ventajas de la producción nuclear como mitigadora del cambio climático.

En este capítulo se analiza primero la coyuntura actual del sector eléctrico, donde destaca el crecimiento de energías renovables y no gestionables, tales como la eólica o la solar fotovoltaica. Posteriormente se plantea el escenario futuro, fruto de los compromisos medioambientales adquiridos con la Unión Europea con referencia al año 2020 y previsible en 2050. Por último, se estima el impacto de la producción nuclear en el mercado de producción y en el coste de la energía eléctrica a corto, medio y largo plazo. A partir de las conclusiones del análisis realizado, se determina el posible efecto que tendría la operación a largo plazo sobre el coste de la energía eléctrica.

5.1 COYUNTURA ACTUAL DEL MERCADO DE GENERACIÓN DE ENERGÍA ELÉCTRICA

El gobierno nacional, los gobiernos de los países con centrales nucleares y los que no disponen de esta energía reconocen que el MWh nuclear es el más competitivo económicamente

El parque generador español ha experimentado una profunda transformación desde la implementación del mercado de producción el 1 de enero de 1998, a través de dos factores. Por un lado, la aparición del gas natural como combustible para la producción eléctrica, prácticamente inexistente hasta entonces, y su aprovechamiento en las nuevas centrales de ciclo combinado. Por otro lado, el desarrollo de energías especiales, básicamente renovables y cogeneración de alta eficiencia, englobadas dentro del régimen especial y con una retribución adicional al mercado que permite rentabilizar las inversiones.

Tanto las centrales de gas de ciclo combinado como los productores del régimen especial tienen sus propias características, que han transformado profundamente el mercado de producción. Por un lado, la forma de contratación del gas natural a largo plazo con cláusulas de *consumo mínimo*⁵⁷, obliga a estas centrales a garantizar un mínimo funcionamiento al año que conduce, en determinados períodos, a que oferten en el mercado de producción sin internalizar el coste del combustible. Por otro lado, la aparición de una producción no gestionable y volátil, tal como la eólica o la solar, ha impuesto un régimen de funcionamiento impensable hace unos años.

5.1.1 Evolución del mercado de producción

En 1998, la máxima demanda horaria del sistema fue de 29.484 MW, alcanzada el 9 de diciembre. Para cubrir esta demanda, el sistema contaba con una potencia instalada de 49.781 MW. En el año 2010, la punta de demanda ascendió a 44.122 MW el 11

⁵⁶ De acuerdo con las definiciones de la Parte I de esta publicación, se entiende aquí como *operación a largo plazo* la que tiene lugar más allá de los cuarenta años asignados en el proyecto original.

⁵⁷ En la terminología inglesa contratos conocidos por *take or pay*, típicos de los contratos de suministro a largo plazo de gas natural. La parte compradora se compromete a adquirir un volumen mínimo de gas natural, normalmente una fracción muy elevada del volumen total de gas natural recogido en el contrato, de tal forma que si la parte compradora no llegase a consumir el volumen de gas mínimo lo acabaría pagando de igual forma.

de enero. La potencia del parque generador ascendía a 98.840 MW. En estos 12 años la punta de demanda se ha incrementado en un 50%, mientras que el parque generador ha crecido casi el doble, un 99%. De este crecimiento, un 51% corrió a cargo de los ciclos combinados de gas natural, única tecnología del régimen ordinario que ha experimentado crecimiento significativo, incorporando un total de 52 grupos generadores al sistema. Por su parte, se han cerrado el 65% de las centrales de fuel, y con toda seguridad la capacidad remanente de esta tecnología seguirá los mismos pasos en breve. El resto del crecimiento de la potencia instalada, compensando los cierres de fuel, ha corrido a cargo de las instalaciones del régimen especial, multiplicando por 5,4 la potencia instalada en 1998; en concreto, el 55,8% del crecimiento de la potencia instalada ha correspondido al régimen especial, donde destaca la potencia eólica, con una contribución del 37,7%. El pequeño incremento de la potencia instalada nuclear se debe al aumento de la potencia de algunos grupos nucleares. La tabla 5.2 ilustra el crecimiento de la potencia instalada entre 1998 y 2010.

Tabla 5.2
Crecimiento de la potencia instalada entre 1998 y 2010

Potencia instalada MW	1998		2010		Crecimiento sobre 1998		Reparto crecimiento
Hidráulica	16.452	33%	17.561	18%	1.109	6,7%	2,2%
Nuclear	7.632	15%	7.777	8%	145	1,9%	0,3%
Carbón	11.224	23%	11.380	12%	156	1,4%	0,3%
Fuel / gas (*)	8.214	17%	2.860	3%	-5.354	-65,2%	-10,8%
Ciclo combinado		0%	25.235	26%	25.235		50,7%
Total régimen ordinario	43.522	87%	64.813	66%	21.291	48,9%	42,8%
Cogeneración	3.660	7%	6.056	6%	2.396	65,5%	4,8%
Solar	1,48	0%	4.361	4%	4.360	294.815%	8,8%
Eólica	886	2%	19.635	20%	18.748	2.115%	37,7%
Hidráulica	1.296	3%	2.003	2%	707	54,6%	1,4%
Biomasa	81	0%	710	1%	630	780%	1,3%
Residuos	334	1%	604	1%	270	80,7%	0,5%
Trat. Residuos		0%	658	1%	658		1,3%
Total régimen especial	6.259	13%	34.027	34%	27.769	443,7%	55,8%
Total	49.781	100%	98.840	100%	49.060	98,6%	98,6%
Máxima demanda	29.484		44.122		14.638	49,6%	

Fuente: Régimen ordinario, REE, informes anuales 2000 y 2010. Régimen especial, CNE, informe mensual de ventas de energía del régimen especial, junio 2011

(*) Incluye la central de gasificación integrada en ciclo combinado (GICC) de Elcogás

En lo que respecta a la generación de energía eléctrica, en el año 1998 la producción fue de 179 TWh, mientras que en 2010 fue de 280 TWh, lo que supone un incremento del 56%. Este incremento de producción proviene de los ciclos combinados y del régimen especial, mientras que la producción de las centrales de carbón y de fuel ha disminuido en más del 60% en ambas tecnologías. La generación de origen nuclear ha permanecido relativamente constante, aunque su participación relativa ha disminuido en más del 10%.

En 1998, el 89% de la energía generada fue producida por las instalaciones del régimen ordinario. En 2010, este ratio disminuyó hasta el 67%, del que una tercera parte corresponde a la generación nuclear. La tecnología que más ha reducido su contribución en la cartera de producción es el carbón, que ha pasado de producir el 34% de la energía eléctrica peninsular en 1998 a sólo el 8% en 2010. En contrapartida, en 2010, los ciclos combinados han pasado a producir el 23% de la energía eléctrica, mientras que era una tecnología inexistente en 1998. Por su parte, el régimen especial ha triplicado su contribución, pasando del 11% al 33%. Dentro del régimen especial, la producción eólica en solitario llegó a generar el 15% del total de producción del sistema.

5.1.2 Situación actual del mercado de producción

Los países europeos han entendido que el mercado eléctrico en la UE no funciona con la eficacia prevista cuando aumenta la participación de las energías renovables no gestionables

El sistema eléctrico español se caracteriza por ser uno de los que presenta mayor grado de penetración de energías renovables y no gestionables, lo que ha supuesto un cambio drástico en el régimen de funcionamiento del sector eléctrico. Las energías renovables y no gestionables, en particular la energía eólica, se caracterizan por la ausencia de capacidad de gestión, ya que la producción se realiza cuando se dispone del recurso renovable y no cuando la demanda lo requiere, y por la falta de predictibilidad, ya que es extremadamente difícil predecir con cierta antelación la producción eólica que se podría generar y, lo que es aún peor, cuándo no se dispondrá de dicho recurso.

Dichas características tienen varios efectos sobre la gestión del sistema. Por un lado, las energías renovables y no gestionables no pueden garantizar la cobertura de la punta de demanda. Atendiendo a la estadística de la producción histórica del parque eólico instalado, se considera firme, con una probabilidad del 95%, que el parque eólico sólo puede garantizar el 5% de la potencia total instalada. Esto implica que el crecimiento de la energía renovable requiere unidades convencionales que sirvan de respaldo. Adicionalmente, la variabilidad y falta de predictibilidad de la producción renovable implica la necesidad de aportar servicios de ajuste por parte del equipo térmico convencional, con frecuentes cambios en el régimen de funcionamiento, aumentando los arranques y paradas. Es paradójico que cuanto más energía renovable se produce en un determinado momento, mayor es la necesidad de mantener suficiente equipo generador disponible a disposición de la red de distribución, pues mayor sería la potencia de cobertura en caso de una pérdida repentina e inesperada del recurso renovable. Ello implica la necesidad de mantener suficiente equipo térmico acoplado al mínimo técnico con capacidad de subir carga rápidamente para garantizar la cobertura de la demanda en todo momento.

La función del parque térmico ha pasado de ser la tecnología mayoritaria para satisfacer la demanda a funcionar como tecnología de respaldo a la producción renovable; por ello, el parque térmico se encuentra en un proceso de cambio. El mercado de producción todavía está en proceso de adaptación a esta nueva situación, ya que no se está enviando la señal adecuada a los inversores para invertir en nueva capacidad térmica, incluida la energía térmica nuclear, que permita garantizar la seguridad de suministro en un futuro que pretende estar dominado por las energías renovables y no gestionables.

5.2 EL FUTURO DEL PARQUE GENERADOR ESPAÑOL

Respondiendo a la política energética europea, el Gobierno ha aprobado tres documentos que marcarán el futuro energético español: (1) la Planificación Energética Indicativa 2020⁵⁸, (2) el Plan de Acción y Eficiencia Energética 2011-2020, y (3) el Plan de Energías Renovables 2011-2020. El primero y el tercero fueron aprobados por el Consejo de Ministros del 11 de noviembre de 2011, mientras que el segundo lo aprobó el Consejo de Ministros el 29 de julio de 2011. Existe también una planificación energética vinculante que afecta a los sectores de electricidad y gas⁵⁹.

Siempre dentro de los requisitos obligatorios de la Comisión Europea, estos documentos podrán ser revisados por los subsiguientes gobiernos y ajustados a las condiciones económicas del momento, la tecnología disponible y las limitaciones técnicas y económicas de cada sistema de generación de energía eléctrica. En este apartado se contemplan dos escenarios: el parque generador previsible para el decenio 2011-2020 y el parque posible más allá del año 2020.

5.2.1 El parque generador español previsto en la década 2011-2020

El desarrollo del parque generador de electricidad español en la década 2011-2020 deberá satisfacer los requisitos energéticos y medioambientales establecidos por la Unión Europea. En el año 2007, el Consejo Europeo adoptó tres ambiciosos objetivos energéticos y climáticos de obligado cumplimiento. Entre los años 2011 y 2020 será necesario: (1) reducir las emisiones de gases de invernadero hasta el 20%, (2) aumentar la participación de energías renovables hasta el 20%, y (3) mejorar la eficiencia energética hasta el 20%. El Parlamento Europeo ha apoyado de forma continuada dichos objetivos. Por estas razones, cualquier Plan energético nacional ha de intentar satisfacer tales requisitos.

El ya aprobado Plan de Energías Renovables 2011-2020 debe satisfacer el objetivo europeo, expresado en la Directiva 2009/28/CE (Directiva, 2009), donde se prevé que la participación de las energías renovables en el consumo final bruto de energía alcance el 20% en dicho año. El Plan ha dispuesto que el consumo final bruto de energía en el año 2020 se distribuya como se indica en la tabla 5.3.

⁵⁸ La planificación de los sectores de electricidad y gas 2012-2020 se encuentra pendiente de aprobación.

⁵⁹ La planificación energética vinculante en vigor se recoge en el documento *"Planificación de los sectores de electricidad y gas 2008-2016"*, aprobado por el Consejo de Ministros el 30 de mayo de 2008.

Tabla 5.3
Grado de cumplimiento de los objetivos obligatorios e indicativos
de la Directiva 2009/28/CE en el año 2020

Año 2020 (ktep)	Consumo final bruto de energía	Consumo total de fuentes de energía renovables	
Calefacción y refrigeración	30.929	5.357	17,3%
Electricidad	31.961	12.455	39,0%
Transporte	32.301	3.651	11,3%
Consumo final bruto de energía	98.693	20.525	20,8%

Fuente: Plan Energías Renovables 2011-2020

Para conseguir dicho objetivo, el Gobierno ha rebajado la contribución del sector transporte (11,5%) y la calefacción/refrigeración (17,3%) y subido la producción de electricidad a partir de fuentes de energías renovables hasta el 39% del consumo final bruto de energía, lo que, de acuerdo con el Plan, supone alcanzar en 2020 el 41,7% de la demanda en barras de central, tal como se observa en la tabla 5.4, que implica casi duplicar en 2020 la producción de electricidad renovable del régimen especial con respecto a la del año 2010.

Tabla 5.4
Evolución de la participación de la producción renovable
sobre la demanda final de energía eléctrica

Producción GWh	2005	2010	2015	2020
Carbón	81.458	25.493	33.230	31.579
Nuclear	57.539	61.788	55.600	55.600
Gas natural	82.819	96.216	120.647	133.293
Productos Petrolíferos	24.261	16.517	9.149	8.624
Energías Renovables	42.441	97.121	112.797	146.080
Hidroeléctrica por bombeo	4.452	3.106	6.592	8.457
Producción bruta	292.970	300.241	338.016	383.634
Consumos en generación	11.948	9.956	8.897	8.968
Producción neta	281.022	290.285	329.119	374.666
Consumo en bombeo	6.360	4.437	9.418	12.082
Saldo de intercambios	-1.344	-8.338	-11.231	-12.000
Demanda final de electricidad (bc)	273.319	277.510	308.470	350.584
Renovable sobre demanda final	15,5%	35,0%	36,6%	41,7%

Fuente: Plan Energías Renovables 2011-2020. Escenario de eficiencia adicional

Para conseguir una contribución porcentual tan elevada, el planificador ha estructurado la generación de energía eléctrica en los años 2015 y 2020 de la forma que se indica en la tabla 5.5, en la que se compara con la del año 2010 la contribución que se espera de cada sistema de generación eléctrica en el año 2020.

Tabla 5.5
Estructura prevista de la producción de energía eléctrica en 2020

Producción GWh	2010		2020		Crecimiento sobre 2010		Reparto crecimiento
Hidráulica	38.653	14%	35.005	9%	-3.648	-9,4%	-1,3%
Nuclear	61.990	22%	55.600	14%	-6.390	-10,3%	-2,3%
Carbón	22.097	8%	31.279	8%	9.182	41,6%	3,3%
Fuel / gas (*)	1.825	1%	4.224	1%	2.399	131,5%	0,9%
Ciclo combinado	64.604	23%	81.428	21%	16.824		6,0%
Total régimen ordinario	189.169	67%	207.536	54%	18.367	9,7%	6,6%
Cogeneración	27.986	10%	56.565	15%	28.579	102,1%	10,2%
Solar	7.051	3%	26.735	7%	19.684	279%	7,0%
Eólica	43.140	15%	73.485	19%	30.345	70%	10,8%
Hidráulica	6.718	2%	6.592	2%	-126	-1,9%	0,0%
Biomasa	3.131	1%	11.220	3%	8.089	258%	2,9%
Residuos	3.116	1%	1.500	0%	-1.616	-51,9%	-0,6%
Total régimen especial	91.143	33%	176.097	46%	84.954	93,2%	30,3%
Producción bruta	280.312	100%	383.633	100%	103.321	36,9%	36,9%

Fuente: 2010: Régimen ordinario, REE, informe anual 2010. Régimen especial, CNE, informe mensual de ventas de energía del régimen especial, junio 2011. 2020: Plan de Energías Renovables 2011-2020 y Plan de Acción de Ahorro y Eficiencia Energética 2011-2020

(*) Incluye la central de gasificación integrada en ciclo combinado (GICC) de Elcogás

Se observa el gran incremento de las energías renovables y la cogeneración de alta eficiencia. Se predice un incremento del 36,9% en la producción eléctrica, del que el 30,3% correrá a cargo de la producción de las instalaciones acogidas al régimen especial, mientras que el resto, el 6,6%, corresponde al régimen ordinario, cuya producción permanece casi constante en toda la década, con un incremento acumulado de tan solo el 9,7%.

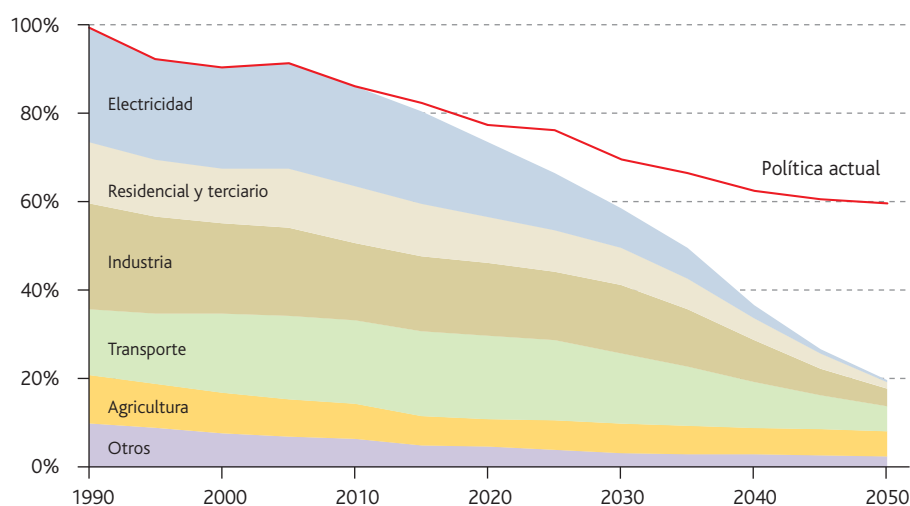
Se supone que la generación neta nuclear desciende hasta 6.390 GWh, lo que supone el cierre pendiente de la central nuclear de Santa María de Garoña, sólo parcialmente compensada por los limitados aumentos de potencia de algunas unidades nucleares. En todo caso, la producción de origen nuclear supondrá un 26,8%, del régimen ordinario, lo que corresponde a un 14% del total de producción bruta del sistema. Disminuye ligeramente la producción hidráulica y se aprecia un aumento considerable del ciclo combinado, sin duda para respaldar el incremento de las energías no gestionables.

El *Plan de energías renovables* y el *Plan de acción de ahorro y eficiencia energética 2011-2020*, que se reflejan en la tabla 5.5, aprobados por el Consejo de Ministros en el año 2011, antes del cambio de Gobierno que tuvo lugar a finales de dicho año, no favorecen la explotación a largo plazo de la energía nuclear, ni tampoco nuevos desarrollos nucleares, a pesar de que la energía nuclear reduce las emisiones de gases de efecto invernadero, y ofrece ventajas económicas que se derivan de la operación de las centrales del parque nuclear nacional más allá de la explotación durante 40 años asignada en el diseño original, como se verá en el apartado 5.3.

5.2.2 Previsiones para el período 2020-2050

Más allá de 2020, con referencia al año 2050, la Unión Europea ha propuesto, aunque aún no haya sido formalmente adoptado, mantener el incremento de temperatura por debajo de 2 °C, lo que supone reducir las emisiones globales de CO₂ en 2050 entre un 80% y un 95% con respecto a las emisiones de 1990. Para ello la Unión Europea ha establecido una senda de reducción de emisiones por sectores con el objetivo mínimo de reducir las emisiones al 80%. En la figura 5.1 se representa la evolución de las esperadas reducciones para distintos sectores representativos. Para el sector eléctrico, el objetivo supone la práctica eliminación de las emisiones de CO₂ en 2050, lo que presume el desarrollo de la captura y secuestro del CO₂ para todas las centrales que usen combustibles fósiles, la utilización de la energía nuclear a largo plazo o el desarrollo de sistemas eficaces para el almacenamiento y gestión de las energías renovables y no gestionables. El desarrollo y aplicación de las tecnologías descritas, o una combinación óptima de todas ellas, depende de las circunstancias específicas de cada país.

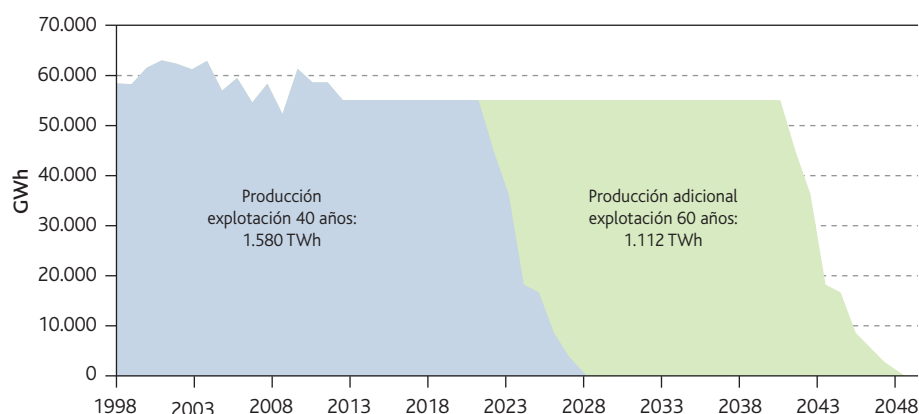
Figura 5.1
Evolución del decrecimiento porcentual de la emisión de carbono
en la demanda energética de los sectores más representativos
que propone la UE para conseguir el objetivo de limitar las emisiones
de carbono en 2050, por todas las causas, al 20% de las de 1990



Fuente: Roadmap for moving to a competitive low carbon economy in 2050, Comisión Europea, Marzo 2011

En el período comprendido entre 2020 y 2050 la operación a largo plazo de las centrales nucleares es de crucial importancia. En la figura 5.2 se representa la energía eléctrica adicional que el parque nuclear podría generar si la explotación autorizada se ampliase de 40 a 60 años, sin descartar sucesivas ampliaciones.

Figura 5.2
**Producción adicional de las centrales del parque nuclear
si la explotación autorizada de cada unidad del parque nuclear
se aumentase de 40 a 60 años**



Fuente: Datos históricos: Red Eléctrica de España. Producción esperada: Potencia de las centrales nucleares multiplicada por número de horas medias de utilización 2001-2010

La producción adicional de las centrales nucleares se extendería entre el año 2023 hasta el 2048, con una producción total acumulada de 1.112 TWh, es decir, un 70% adicional sobre el total de la energía nuclear generada desde 1998. Esta producción, libre de emisiones de CO₂, puede contribuir de forma muy eficaz al proceso de reducción de emisiones de carbono, satisfacer la senda establecida por la Unión Europea, UE, y conseguir el objetivo establecido para el año 2050. En caso contrario, la producción sustitutiva requeriría inversiones adicionales en energías renovables gestionables o en centrales de generación que usasen combustibles fósiles con tecnología de captura y almacenamiento de CO₂.

5.3 BENEFICIOS ECONÓMICOS DEL PARQUE NUCLEAR EN EL MERCADO DE ENERGÍA ELÉCTRICA

La participación de la energía nuclear en la cobertura de la demanda de electricidad ha disminuido con el tiempo conforme ha ido aumentando la demanda, pasando de suponer un 33% del total de la producción en 1998 hasta un 22% en 2010. De no haber nuevas construcciones, este porcentaje disminuirá hasta el 14% en 2020. No obstante, no puede desdeñarse el efecto positivo que supone para el sistema eléctrico contar con una producción en base firme, autóctona y sin emisiones de CO₂.

**La energía nuclear es básica
para el cumplimiento
del objetivo medioambiental
de la Unión Europea
en 2020**

La sustitución de las centrales nucleares por centrales de carbón o ciclos combinados aumentaría las importaciones de combustibles fósiles y las emisiones de CO₂, que sólo pueden ser eliminadas mediante la captura y secuestro del CO₂, con tecnologías aún no desarrolladas. La sustitución por energías renovables, principalmente energía eólica, por ser la más competitiva dentro de las tecnologías del régimen especial, requiere inversiones sustantivas para poder ser gestionada, usando tecnologías de almacenamiento de la energía y redes de distribución complejas.

Además de los problemas de gestión, la reducida eficacia de la energía eólica, del orden del 20%, requiere multiplicar por más de cuatro veces la potencia nuclear sustituida, lo que incrementa la inversión. El parque eólico instalado en 2010, 19.635 MW, produjo 43.140 GWh, que es el 70% de la energía anual producida por las centrales nucleares, 61.990 GWh, con una potencia instalada de 7.777 MW, 2,5 veces inferior. Esto significa que para reemplazar la producción de las centrales nucleares se necesitarían 28.215 MW adicionales a los instalados hasta 2020.

Es evidente que la tecnología nuclear es básica para el cumplimiento del objetivo medioambiental de la Unión Europea en 2020. Más allá de este horizonte, la única tecnología que parece capaz de sustituir la producción nuclear, sin comprometer la viabilidad del cumplimiento de los objetivos planteados por la Unión Europea en 2050 es la generación a partir de combustibles fósiles con tecnología de captura y almacenamiento geológico de CO₂, pero será necesario esperar a que tal tecnología sea viable y comercialmente aceptable.

Para satisfacer el objetivo final de disponer de un sector eléctrico no emisor de CO₂ en 2050, tal como establece la Unión Europea, se requiere una planificación cuidadosa a largo plazo, que incluya la evaluación comparativa de las tecnologías disponibles. En esta planificación y evaluación de alternativas no cabe descartar, de antemano, la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear actual, ni la construcción de nuevas unidades nucleares.

En este apartado se analizan los beneficios económicos de la explotación a largo plazo de las centrales nucleares. Este ejercicio no puede estar exento de polémica, pues no es posible estimar con certidumbre ningún hecho futuro, ni tan siquiera es posible determinar cómo hubiera sido un hecho, ya pasado, si las circunstancias hubieran sido otras, tales como el precio del mercado de producción ante una hipotética ausencia de la producción nuclear. No obstante, la estimación del precio del mercado futuro y la variación que experimentaría ante determinados cambios, tales como la variación en el precio de los combustibles, evolución de la producción renovable o crecimiento de la demanda, entre otros factores, es un ejercicio que se realiza diariamente en las empresas del sector eléctrico y a los que se dedican importantes recursos, por lo que no es descabellado recurrir a tales herramientas para realizar un ejercicio como el planteado, es decir, determinar el impacto que tendría en el precio de la electricidad la ausencia de la producción nuclear en un determinado período.

En tal ejercicio juega un papel fundamental la posible operación a largo plazo del parque nuclear español. La explotación durante 20 años adicionales a la asignada en el diseño original se produciría entre el año 2023 y el año 2048. El modelo de mercado

con y sin dicha explotación adicional requiere controvertidas hipótesis sobre la composición del parque generador en semejante período, en especial en el caso de que no se autorice la explotación adicional propuesta o se decida el cierre prematuro de las centrales del parque nuclear.

A continuación se analiza el posible efecto económico en sucesivas aproximaciones, de mayor a menor certidumbre, mediante tres ejercicios diferenciados. El correspondiente impacto medioambiental se considera en el capítulo 6.

El primero de ellos estima el impacto económico de la ausencia de producción nuclear a corto plazo, de 2012 a 2014, mediante la aplicación de un modelo numérico muy preciso desarrollado y utilizado en España.

El segundo ejercicio analiza el medio plazo, 2015-2020, mediante un modelo más simplificado, que tiene en cuenta la evolución esperada del precio de los combustibles.

Por último, y ante la imposibilidad de aplicar ningún modelo numérico que permita cuantificar de forma razonable el impacto económico de la ausencia de producción nuclear en el período 2020-2050, se realiza un análisis comparativo entre el coste del alargamiento de vida de las centrales nucleares, incluido el tratamiento de los residuos radiactivos, con el coste esperado de las potenciales tecnologías alternativas no emisoras de CO₂.

Los resultados de estos ejercicios no pueden ser exactos, en especial los que resulten de los análisis de los plazos medio y largo, pero se puede asegurar que los resultados pueden ser útiles para entender el papel que juega la tecnología nuclear en el coste de la electricidad, siempre teniendo en cuenta que los resultados se basan en hipótesis razonables y que se han aplicado metodologías de cálculo validadas para analizar la situación nacional.

5.3.1 Impacto económico a corto plazo: 2012-2014

Para determinar el impacto de una hipotética ausencia de producción nuclear en el precio del mercado de producción de electricidad en los años 2012-2014, el Foro de la Industria Nuclear Española ha recurrido a un modelo reconocido de explotación del mercado eléctrico. Este modelo se ha perfeccionado de forma continuada desde el comienzo del mercado de producción en 1998 en colaboración con una universidad nacional⁶⁰.

La utilización de modelos de simulación es un aspecto crítico para la gestión del mercado eléctrico, ya que permiten planificar de forma óptima la utilización de las reservas hidráulicas, gestionar la compra de combustibles y programar las paradas por mantenimiento de los grupos generadores. Además, estas herramientas permiten eva-

⁶⁰ Instituto de Investigación Tecnológica, IIT; Escuela Técnica Superior de Ingeniería, ICAI; Universidad Pontificia de Comillas.

Los modelos de simulación que se usan en la gestión del mercado eléctrico valoran con precisión las ventajas económicas de la energía nuclear en el corto y medio plazo

luar el valor de los diferentes productos financieros, tales como *forwards*⁶¹ y *opciones*⁶², los cuales se negocian en diferentes mercados. También permiten cuantificar posibles operaciones de *tolling*⁶³ y valorar las subasta de capacidad de las interconexiones internacionales, así como las subastas CESUR⁶⁴, donde los comercializadores de último recurso adquieren la energía que necesitan los consumidores acogidos a dicha tarifa. Contar con un buen modelo que permita representar el precio del mercado de producción en un horizonte de uno o dos años es crítico para las grandes compañías eléctricas, las cuales dedican importantes recursos al desarrollo y mantenimiento de estos modelos.

El modelo maneja tanto variables discretas (tales como el acoplamiento de grupos térmicos) como continuas (por ejemplo, precios de combustible). No es un modelo determinista sino probabilista, asigna a cada variable de entrada una función de probabilidad (precio del combustible, precio del derecho de emisión⁶⁵ de CO₂, hidráulicidad, demanda esperada, entre otras variables), y simula del orden de 10.000 casos determinando igualmente la función de probabilidad asociada a los resultados obtenidos.

En la tabla 5.6 se incluye el balance energético más económico que cabe asignar al año 2012, con y sin centrales nucleares; en el segundo caso la producción nuclear es sustituida por centrales de carbón, gas en ciclos combinados e importaciones, todas ellas opciones disponibles. La sustitución por energías renovables no es posible porque, como se ha expresado antes, su índice de cobertura de la demanda básica se limita al 5%, las unidades necesarias no estarían disponibles en el año de referencia y, en todo caso, tal sustitución conduciría a un balance menos económico.

En concreto, se incrementaría la producción en las centrales de carbón en un 29% y un 83% en los ciclos combinados, lo que implica un incremento del 45% en las emisiones del sector eléctrico, 26,7 millones de toneladas de CO₂, lo que supone la compra de los correspondientes derechos de emisión que se analizan en el capítulo 6. La desaparición de la producción nuclear también implicaría dejar de ser exportadores de energía eléctrica, por un volumen de 4,3 TWh, a ser importadores de 5,2 TWh, lo que unido al incremento de importaciones de carbón, gas natural y derechos de emisión de CO₂, perjudica la balanza de pagos de la economía española.

⁶¹ Un *forward* es un instrumento financiero derivado. Se trata de un contrato a plazo entre dos partes, comprador-vendedor, en este caso de energía eléctrica, durante un período futuro determinado, a un precio establecido.

⁶² Una *opción* es un instrumento financiero derivado que da al comprador el derecho a comprar, en este caso energía eléctrica, durante un período futuro determinado, a un precio establecido. Se diferencia del *forward* en que la transacción no es firme sino que depende de la voluntad del comprador.

⁶³ *Tolling* es un contrato de alquiler de una central eléctrica en la que la parte adquiriente recibe el importe por la venta de energía de la central en el mercado, con el riesgo económico que ello supone; a cambio paga al propietario una cantidad indexada a la cotización de los combustibles, derecho de emisión de CO₂ y cambio de divisas, entre otros aspectos.

⁶⁴ Subasta de energía eléctrica para el suministro a tarifa de último recurso.

⁶⁵ Los derechos de emisión de CO₂ se definen y describen en el capítulo 6.

Tabla 5.6
Balance energético más económico para el año 2012
con y sin producción nuclear

TWh	2012	2012 sin nuclear	Diferencia	
Nuclear	58,2	0,0	-58,2	-100%
Carbón	42,2	54,5	12,3	29%
Fuel-gas	0,0	0,0	0,0	—
Ciclo Combinado	43,2	79,1	35,9	83%
Hidráulica	29,8	29,8	0,0	0%
Turbinación bombeo	2,8	2,2	-0,6	-20%
Producción Régimen Ordinario	176,3	165,7	-10,6	-6%
Demanda bombeo	-5,4	-4,4	1,0	-18%
Régimen Especial	100,4	100,5	0,1	0%
Producción neta Régimen Ordinario + Régimen Especial	271,4	261,8	-9,5	-4%
Importaciones	7,5	12,6	5,1	67%
Exportaciones	-11,8	-7,3	4,5	-38%
Saldo Int. Internacionales	-4,3	5,2	9,5	-222%
Demanda	267,1	267,1	0,0	0%

La tabla 5.7, derivada de la anterior, incluye los precios mensuales de la electricidad que cabe esperar en el año 2012 con y sin producción nuclear. La ausencia de producción nuclear, incrementa el precio unitario del mercado en un 15%, lo que supone un incremento de coste para la demanda del sistema de 2.190 M€.

Tabla 5.7
Variación mensual del precio de la energía eléctrica generada en España
con y sin energía nuclear en el año 2012

€/MWh	Enero	Febrero	Marzo	Abril	Mayo	Junio	Julio	Agosto	Sept.	Oct.	Nov.	Dic.	Precio medio
Caso normal	55,9	55,4	55,0	49,6	55,6	56,8	57,0	57,0	56,7	56,7	55,9	55,8	55,7
Caso sin nuclear	64,5	64,1	63,7	61,1	62,5	63,3	64,1	64,0	63,7	63,9	63,9	63,8	63,9
Diferencia	8,6	8,7	8,7	11,5	6,9	6,5	7,1	7,0	7,0	7,2	8,0	8,0	8,2

No obstante, aunque el precio del mercado sube en 8,2 €/MWh, esta subida no afecta a toda la producción, puesto que hay una parte de la energía del régimen especial cuya retribución es a tarifa (aproximadamente el 50%, según las liquidaciones de la

Comisión Nacional de Energía, CNE). Por ello, si el precio del mercado es más alto, la prima equivalente⁶⁶ que perciben estas instalaciones sería menor, reduciendo el coste correspondiente al sobrecoste de la producción del régimen especial, que también es pagado por los consumidores. Teniendo esto en cuenta, la subida del precio del mercado de 8,2 €/MWh supondría, tal como refleja la tabla 5.8 un menor coste del suministro para los consumidores de 1.776 millones de euros en el año 2012. Los resultados obtenidos pueden ser fácilmente extrapolados a los años 2013 y 2014.

Tabla 5.8
Impacto esperado sobre el coste mínimo del suministro eléctrico
con y sin centrales nucleares en el año 2012

TWh	2012	2012 sin nuclear	Diferencia	
DEMANDA (TWh)	267,1	267,1	0,0	0%
Régimen especial a tarifa (50%) (TWh)	50,2	50,3	0,0	0%
Demanda a precio mercado (TWh)	216,8	216,8	0,0	0%
Precio de mercado (€/MWh)	55,7	63,9	8,2	15%
Coste de producción (M€)	12.078	13.854	1.776	15%

5.3.2 Impacto económico a medio plazo: 2015-2020

El elevado detalle del modelo utilizado en el año 2012 para determinar el impacto de la producción nuclear en el mercado de producción dificulta su aplicación en un horizonte más largo. Por ello, se ha desarrollado un modelo simplificado para realizar un ejercicio numérico que permite estimar el impacto de la producción nuclear en la segunda parte de la década corriente. Dicho modelo se basa en correlacionar el precio medio mensual del mercado de producción con el coste de los combustibles, carbón y gas natural, fundamentalmente el llamado hueco térmico o parte de la demanda que no es satisfecha ni con producción nuclear, hidráulica o régimen especial.

Se ha partido del parque generador actual, se ha determinado el coste variable de producción de cada una de las centrales en función del combustible utilizado, teniendo en cuenta las características particulares de cada instalación, se ha valorado al precio de los mercados internacionales, API#2⁶⁷, en el caso del carbón importado y una

⁶⁶ La prima equivalente es el complemento que retribuye la Comisión Nacional de Energía a los productores del régimen especial de tal forma que la suma de la retribución de la venta de su energía en el mercado de producción más la prima equivalente corresponde a la tarifa que deben percibir por su producción.

⁶⁷ API#2 es un índice de cotización del carbón importado utilizado en la industria carbonífera internacional, representa el precio de referencia utilizado para comercializar carbón térmico importado por Europa. API (*All Publications Index*) hace referencia a diversos índices publicados por *Argus/McCloskey Coal Price Index Report*. El índice #2 corresponde al carbón CIF ARA (Cost Insurance Freight negociado en la zona portuaria de Amsterdam, Rotterdam, Antwerpen), es decir el precio del carbón, incluido seguros y flete, con punto de entrega en estos puertos holandeses.

La energía nuclear mantiene estable la producción térmica total, mientras que sin nuclear es necesario incrementar en más del 50% la producción con centrales de carbón y de gas

media ponderada de los mercados internacionales de gas natural, NBP⁶⁸ y Henry Hub⁶⁹. Para el carbón autóctono se han tenido en cuenta los costes variables recogidos en el Real Decreto 134/2010 (Decreto, 2010) de restricciones de garantía de suministro y sus normas de desarrollo.

Para cada tecnología se ha contemplado una curva de oferta basada en cinco tramos, que pretende representar, de forma continua, el comportamiento competitivo de los agentes, ofertando una parte por debajo de costes (mínimo técnico, volumen de gas bajo cláusulas de *consumo mínimo*, entre otros), y otra parte a precio superior al variable, representando los costes de oportunidad de producción en mercados posteriores, ajuste y servicio complementarios.

La metodología utilizada proporciona la suficiente precisión como para analizar, de forma simplificada, dentro de un orden de magnitud, el impacto de la producción nuclear en el mercado de producción en el período 2015-2020. El modelo utilizado ha sido validado con datos correspondientes al período 2004-2010.

La aplicación del modelo al período considerado, 2015-2020, conduce a los resultados que se indican en la tabla 5.9, en la que se estima la evolución potencial de la energía térmica total, carbón y gas en ciclos combinados, con y sin centrales nucleares. Se observa que la permanencia de la energía nuclear mantiene estable la producción térmica total, mientras que sin nuclear es necesario incrementar en más del 50% la producción de energía eléctrica en centrales de carbón y en centrales de gas.



⁶⁸ NBP, *National Balancing Point*, es un punto virtual de compraventa de gas natural en el Reino Unido. Constituye el mercado de gas natural en la Unión Europea y su cotización sirve de referencia para la valoración del gas natural.

⁶⁹ Henry Hub es el punto de valoración del gas natural negociado en el *New York Mercantile Exchange* (NYME). Constituye el precio de referencia para el gas natural en el mercado estadounidense.

Tabla 5.9
Evolución de la producción térmica en el período 2015-2020
con y sin centrales nucleares

TWh	2015	2016	2017	2018	2019	2020
Caso normal						
Carbón	24.153	25.657	26.395	21.274	18.368	15.528
CCGT	61.813	62.397	61.197	64.193	65.142	65.567
Total térmica	85.966	88.054	87.592	85.467	83.510	81.096
Sin nuclear						
Carbón	45.911	47.687	50.649	38.082	32.213	27.374
CCGT	84.329	84.821	81.299	92.189	96.142	100.225
Total térmica	130.240	132.508	131.948	130.270	128.356	127.599
Diferencia						
Carbón	21.758	22.030	24.254	16.808	13.846	11.846
CCGT	22.516	22.425	20.101	27.996	31.000	34.658
Total térmica	44.274	44.454	44.356	44.803	44.845	46.503
	52%	50%	51%	52%	54%	57%

En la tabla 5.10, elaborada a partir de la tabla 5.9 anterior, se ha estimado el impacto económico que supondría la detracción de la producción nuclear en la segunda mitad de la década. Se observa un incremento significativo del precio del mercado, entre el

Tabla 5.10
Evolución estimada del coste medio anual de producción, en M€/año,
con y sin energía nuclear

€/MWh	2015	2016	2017	2018	2019	2020
Caso normal	59,75	63,32	65,65	72,92	75,18	76,88
Caso sin nuclear	78,85	81,80	84,58	87,97	89,25	91,67
Diferencia	19,10	18,48	18,92	15,05	14,08	14,79
	32,0%	29,2%	28,8%	20,6%	18,7%	19,2%
Demanda	292.060	299.611	305.836	312.367	319.102	326.756
Régimen especial a tarifa (50%) (TWh)	68.030	70.739	74.442	78.443	82.957	88.049
Demanda a precio mercado (TWh)	224.030	228.873	231.394	233.924	236.145	238.707
Incremento coste (M€)	4.279	4.230	4.379	3.520	3.324	3.531
Promedio 2015-2020 (M€)	3.877					

20% y 30%, aunque con una senda decreciente entre 19 y 15 €/MWh, conforme disminuye el peso de la producción nuclear, lo que supone un incremento de coste medio del mercado de producción de 3.877 M€ al año, cuando se corrige el valor de la prima a las energías del régimen especial.

5.3.3 Impacto económico a largo plazo: 2020-2050

No resulta creíble aplicar un modelo de mercado en un horizonte tan lejano como puede ser el periodo 2020-2050, pues se desconoce tanto la tecnologías que conformarán el parque generador en todo este periodo, así como los costes variables de las tecnologías que podrían marcar precio, tales como centrales térmicas con tecnología de captura y almacenamiento de CO₂, la potencia instalada con respecto a la demanda y el parque renovable no gestionable, que podría determinar diferentes grados de presión competitiva, e incluso podrían surgir dudas de la propia viabilidad de un mercado marginalista en un parque generador cada vez más centrado en costes fijos y menos en costes variables.

Por ello, se va a analizar el efecto de la renovación de las autorizaciones de explotación del parque nuclear en dicho periodo comparando los costes de explotación del parque nuclear con el coste de inversión de un parque generador alternativo que permita su sustitución. La diferencia entre ambos costes permitiría determinar el beneficio social, que de una u otra forma se repartiría entre los consumidores y los productores, tal como determina la teoría económica de mercado.

El coste total del parque generador nuclear se determinaría a partir del coste de producción más la inversión necesaria para realizar la explotación de las centrales entre los años 41 y 60 de su vida útil comercial, considerando que la central ha sido amortizada en los primeros 40 años de vida y por tanto no se considera coste de amortización alguno por inversiones realizadas en ese período. El perfil estimado de inversión adicional necesario para prolongar la explotación durante esos 20 años es el reflejado en la tabla 5.11, con un volumen total para el parque nuclear español de 1.781 M€.

Tabla 5.11
Perfil de inversión por alargamiento de vida (€₂₀₁₀/MW)

Año alargamiento de vida							
Total	1	2	3	4	5	6	7 y siguientes
243.578	39.770	34.420	58.653	55.766	9.213	5.626	2.866

Los costes de explotación, por su parte, ascienden a 1.717 M€ en 2010 (ver tabla 5.12).

La simulación del mercado eléctrico a largo plazo depende de los avances tecnológicos y de la viabilidad económica para gestionar las energías renovables y capturar y secuestrar el CO₂

Tabla 5.12
Coste de explotación de las centrales nucleares en 2010

Concepto	M€	€/MWh
Combustible	241	4,10
Personal	304	5,17
Materiales, servicios exteriores, seguros y otros servicios	295	5,01
Impuestos	148	2,52
Inversiones recurrentes	333	5,66
Gestión de residuos	396	6,72
Total costes	1.717	29,18
Producción 2010 (GWh)	58.837	

Fuente: UNESA, Costes de las centrales nucleares españolas 2010

En conjunto, la explotación del parque generador nuclear durante 20 años adicionales supondría un coste total de 36.119 M€₂₀₁₀ para una producción total de 1.112 TWh, tal como muestra la tabla 5.13.

Tabla 5.13
Coste del alargamiento de vida

Inversión por alargamiento de vida	243.578	€ ₂₀₁₀ /MW
Potencia instalada	7.311	MW
Inversión por alargamiento de vida	1.781	M€ ₂₀₁₀
Coste de explotación anual	1.717	M€ ₂₀₁₀
Coste de explotación 20 años	34.338	M€ ₂₀₁₀
Coste total por alargamiento de vida	36.119	M€ ₂₀₁₀
Producción anual	55.600	GWh
Producción 20 años	1.112.000	GWh

La alternativa a la producción nuclear durante estos 20 años podría ser una inversión adicional en energía renovable, que supliere el hueco generado por la desaparición de la producción nuclear en el periodo 2023 y 2028, fechas en la que desaparecería el parque nuclear de no procederse a la renovación de la autorización de explotación.

El Plan de Energías Renovables 2011-2020 incorpora una gráfica donde se muestra una banda del coste de producción con las distintas tecnologías renovables en el periodo 2010-2030. De dicha gráfica se puede extraer un rango de costes de producción de tecnologías renovables entre el año 2023 y el 2028. El coste mínimo, correspondiente a la parte baja de la banda de costes de la energía eólica, es de 50 €/2010/MWh. El coste máximo asciende a unos 110-120 €/2010/MWh, correspondiente a la banda alta de las tecnologías fotovoltaica y solar térmica. Así pues, el coste de sustitución del parque nuclear a partir de energías renovables se encontrará en un punto intermedio entre los 120-110 y los 50 €/2010/MWh, teniendo en cuenta que será necesario recurrir a todas la tecnologías disponibles dada la elevada potencia renovable a instalar para producir el mismo volumen de energía, 28.215 MW adicionales a los instalados en el caso de energía eólica y 38.340 MW en el caso de energía solar.

Esto nos permite determinar que el coste de producción, a partir de fuentes de energía renovables, de la producción dejada de producir por las centrales nucleares durante 20 asciende a unos 91.740 M€/2010, unos 55.621 M€/2010 superiores al coste de producción con las centrales nucleares, tal como se ve en la tabla 5.14.

Tabla 5.14
Comparativa del coste de producción nuclear y renovable

Casos	Coste renovable		Coste nuclear	Diferencia
	€/2010/MW	M€/2010	M€/2010	M€/2010
Rango de coste bajo de energía renovable	50	55.600	36.119	19.481
Rango de coste alto de energía renovable	110	122.320	36.119	86.201
	120	133.440	36.119	97.321
Coste medio de energía renovable	82,5	91.740	36.119	55.621

5.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES

La producción nuclear actual, y potencialmente en el futuro, conlleva efectos beneficiosos para la economía española, ya que contribuye a limitar el precio del mercado de generación de la electricidad y equilibrar la balanza de pagos de los combustibles fósiles, por lo que se debe mantener la explotación del parque nuclear y autorizar la operación a largo plazo de cada unidad de acuerdo con los requisitos de seguridad establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear.

El crecimiento de la producción renovable en España ha sido extremadamente elevado en los últimos años, lo que hace que sea difícil imaginar un escenario de inversión en energías renovables aún más acelerado. Por ello, no es aconsejable invertir en tecnologías renovables en el medio plazo con la intención de sustituir la producción nuclear. Además, con la tecnología actual, las energías renovables sólo pueden cubrir un porcentaje muy limitado de la energía eléctrica de base que generan las centrales nu-

La operación a largo plazo del parque nuclear conlleva beneficios económicos. Contribuye a limitar el precio del mercado de generación de electricidad y a equilibrar la balanza de pagos de los combustibles fósiles

cleares. Por otro lado, queda por determinar el papel que podría jugar la producción renovable en las décadas entre 2020 y 2050, ya que para que se pueda convertir en suministradora de energía de base sería necesario desarrollar sistemas de almacenamiento y gestión, que aunque fuesen técnicamente posibles podrían no ser comercialmente aceptables.

Las centrales térmicas de carbón, fuel y gas natural han alcanzado un elevado grado de desarrollo técnico y comercial y pueden sustituir a las centrales nucleares sólo si van acompañadas de sistemas de captura y secuestro del CO₂ que generan. Aunque se investigue sobre ellos, aún no se dispone de la tecnología necesaria ni se ha podido verificar la viabilidad comercial.

Las centrales del parque nuclear español de la segunda y tercera etapas cumplirán 40 años de vida comercial entre 2023 y 2028, pero de acuerdo con la experiencia internacional su explotación puede ser alargada durante 20 o más años.

La explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear tiene la capacidad de evitar las inversiones económicas sustanciales, del orden de decenas de miles de millones de euros, que serían necesarias para hacer gestionables las energías renovables y para evitar las emisiones de carbono en el caso de las centrales térmicas. Este coste sería irreversible, ya que corresponde a la inversión en potencia que sustituiría a la producción nuclear, por lo que el sistema no se podría beneficiar de posteriores reducciones del coste de inversión, o de nuevas tecnologías de menor coste.

Como contrapartida, la explotación a largo plazo de las centrales nucleares conllevaría una inversión adicional de unos pocos miles de millones de euros, no aumentaría el coste anual de la gestión de residuos radiactivos de operación, ni supondría un mayor coste de desmantelamiento. Aumentaría el inventario del combustible nuclear usado sin un incremento relevante de su gestión, con la potencialidad de que dicho combustible pueda ser reelaborado para extraer el combustible nuclear que contiene, y convertirse así en un banco sustancial de energía nuclear adicional, y reducir el inventario de residuos de radiactividad elevada.

Cualquier decisión sobre el futuro del sector eléctrico debe tener en cuenta el impacto que pueda tener sobre la economía española y el medioambiente y ser tomada con pleno conocimiento del entorno nacional, los compromisos y objetivos de la Unión Europea y los desarrollos tecnológicos en los que se vaya a desarrollar el compromiso adoptado.

Sobre el parque nuclear actual, se recomienda reglamentar sobre bases legales sólidas el régimen vigente de las autorizaciones de explotación basadas en la revisión periódica de la seguridad cada diez años, con carácter ilimitado y sin otros límites legales que el cumplimiento de los requisitos de seguridad establecidos formalmente. Se recomienda también abandonar el concepto de la explotación asignada en el proyecto original limitada a 40 años.

A photograph of a nuclear power plant with two large containment domes, partially obscured by tall grass in the foreground. The image is overlaid with a semi-transparent green filter.

6. BENEFICIOS AMBIENTALES Y ECONÓMICOS ASOCIADOS A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

6. BENEFICIOS AMBIENTALES Y ECONÓMICOS ASOCIADOS A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

La escasa huella de carbono asociada a la explotación de las centrales nucleares y a su ciclo de combustible, comparable o menor que la asociada a las energías renovables, convierten a la energía nuclear en una tecnología sin efecto sobre el cambio climático

La fisión del uranio es anaerobia, no origina por tanto gases de efecto invernadero, como sucede en la combustión del carbón y el gas natural. El CO₂ es el gas más abundante y el que se toma como referencia.

A fines comparativos, existe el acuerdo tácito de considerar el CO₂ que se libera a la atmósfera durante los procesos asociados al ciclo del combustible nuclear y en la fabricación y transporte del acero y del hormigón, y otros materiales relevantes, que se utilizan en la construcción de la central, cuyo valor se distribuye a lo largo de la vida esperada. También se cuantifica el CO₂ que se emite en las operaciones de mantenimiento y operación de la central. De estas cuantificaciones es posible deducir la tasa media de emisión de CO₂ por unidad de energía producida, valor generalmente expresado en toneladas de CO₂ emitidas por gigavatio-hora generado en forma de energía eléctrica, tCO₂ /GWh.

La transformación de la energía cinética del viento en energía eléctrica tampoco genera CO₂, pero este gas se emite también en los procesos de fabricación y transporte de los materiales que se utilizan en la construcción de las estructuras y componentes y en los procesos de mantenimiento y reparación de los aerogeneradores. Los numerosos estudios realizados sobre este tema concluyen que las emisiones de CO₂ atribuibles a la energía nuclear y a la energía eólica son prácticamente iguales y se limitan a 14-16 tCO₂/GWh.

La emisión de CO₂ en la conversión fotovoltaica de la energía solar, mayor que en la conversión foto-térmica, dobla la correspondiente a la energía eólica, pero es también limitada. Sin embargo, a las energías renovables y no gestionables es preciso añadir las emisiones de CO₂ que proceden de las energías térmicas de reserva, en la actualidad centrales de gas natural, que cubren la falta del recurso y que pueden ser sustanciales si tales energías alcanzan un alto grado de participación. Se concluye que la sustitución de la energía nuclear por energías renovables incrementa la emisión de CO₂ de forma sustancial, tanto más cuanto mayor sea la participación de tales energías en el conjunto nacional.

La energía térmica de las centrales que usan carbón o gas natural procede de la conversión del carbono en CO₂ y del hidrógeno en H₂O, de modo que cada tonelada de carbono que se combina con el oxígeno se convierte en 3,67⁷⁰ toneladas de CO₂, lo que explica la enorme cantidad que se emite a la atmósfera de este gas en dichas centrales por unidad de energía eléctrica producida; también explica que el mayor escape unitario se produce en las centrales de carbón y es menor en las de gas a causa de la oxidación del hidrógeno en la liberación de energía térmica.

A dichas centrales cabe también asignar la liberación de CO₂ a causa de las labores relacionadas con el ciclo del combustible y su transporte y el producido en la fabricación de los materiales que se utilizan en la construcción, mantenimiento y explotación de la central, que son sólo una fracción pequeña del total. También se han hecho mu-

⁷⁰ $(2 \cdot 16 + 12) / 12 = 3,67$, siendo 12 el peso atómico del carbono y 16 el peso atómico del oxígeno.

chas cuantificaciones y estudios sobre esta materia, encontrando notables diferencias en lo que respecta a los distintos tipos de carbones. En este estudio se ha considerado que las centrales de carbón emiten hasta 1.000 tCO₂/GWh y las de gas natural en ciclos combinados 450 tCO₂/GWh. La captura y secuestro tecnológico del CO₂ es la solución tecnológica que se investiga para eliminar tales emisiones a la atmósfera.

De lo anterior se concluye que la contribución del sector eléctrico a la reducción de las emisiones de CO₂ a la atmósfera se ha de basar en centrales nucleares, centrales térmicas con captura y secuestro del CO₂ y en energías renovables que no requieran respaldo con tecnologías que emitan CO₂ cuando falte el recurso, viento y radiación solar.

Los estudios realizados concluyen que, en la situación actual, la energía nuclear es la más avanzada, disponible sin modificación alguna, y la que resulta además más económica, mientras que no están todavía disponibles, a nivel comercial, las tecnologías adicionales que requieren las energías térmicas: captura y secuestro del CO₂, y los sistemas de gestión sin emisiones de CO₂ que requieren las energías renovables y no gestionables.

El capítulo explora, en primer lugar, los requisitos europeos sobre emisiones de CO₂ a la atmósfera; seguidamente, cuantifica las ventajas medioambientales de la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español; finalmente estima los ahorros económicos de las ventajas medioambientales.

6.1 NORMATIVA MEDIOAMBIENTAL DE LA UNIÓN EUROPEA

La Unión Europea, UE, se ha erigido referente mundial en la gestión del cambio climático, consciente de que, de no adoptar medidas, el calentamiento global podría tener consecuencias catastróficas a finales de este siglo. Como Estado Miembro, el futuro del sector eléctrico español, incluyendo el futuro nuclear, debe seguir de cerca el desarrollo de la política medioambiental europea. A tal fin, la UE ha creado medidas específicas relativas a la protección del medio ambiente, que afectan a la producción de energía eléctrica, que se desarrollan en el apartado 6.1.1, y ha creado un comercio de derechos de emisión de CO₂, que se desarrollan en el apartado 6.1.2, que tiene como objetivo favorecer las tecnologías no emisoras.

El paquete verde de la UE

AÑO 2020	REDUCIR EMISIONES 20% DE 1990
AUMENTAR RENOVABLES 20% DEL CONSUMO	AUMENTAR EFICIENCIA ENERGÉTICA 20%

6.1.1 El paquete verde de la Unión Europea

En diciembre de 2008 la UE aprobó medidas, conocidas como el paquete verde, encaminadas a reducir las emisiones de CO₂ e incrementar el uso de tecnologías menos contaminantes y con menor dependencia de las importaciones de petróleo y gas natural.

Este paquete de medidas persigue el ambicioso objetivo 20/20/20⁷¹ para 2020, que consiste en reducir las emisiones de gases de efecto invernadero en un mínimo del

⁷¹ Los objetivos 20/20/20 fueron hechos públicos en una comunicación de la Comisión, el 13 de noviembre de 2008, COM(2008)772, no publicada en el Diario Oficial de la Comisión.

20% con respecto a las emisiones en 1990, aumentar el uso de energías renovables hasta el 20% del consumo final de energía, y mejorar la eficiencia energética total de la Unión Europea en un 20%.

Con respecto a la promoción de las energías renovables, se establecen objetivos nacionales obligatorios que van desde un 10% para Malta hasta un 49% para Suecia. El objetivo establecido para España coincide con el objetivo global de la Unión Europea, el 20%. Dentro de este objetivo, se determina que al menos el 10% de la energía utilizada para transporte deberá ser renovable, lo cual incluye biocombustibles sostenibles, hidrógeno y electricidad de origen renovable. Adicionalmente se impulsará el uso seguro de tecnologías de captura y almacenamiento geológico del carbono que permitirá utilizar combustibles fósiles en la industria y en la producción de electricidad. Por último, la mejora de la eficiencia energética reducirá el consumo final de energía, lo que facilitará la consecución de los objetivos previstos.

El conjunto de propuestas planteadas por la Unión Europea contribuirá de forma significativa a reducir el cambio climático, servirá de ejemplo al resto del mundo a fin de alcanzar un acuerdo mundial sobre el control del clima e incrementará la exportación a terceros países de la tecnología que sea desarrollada, con el beneficio medioambiental y económico para la Unión Europea que ello conllevaría.

Además, mejorará la seguridad del abastecimiento energético, reduciendo la cada vez mayor dependencia energética de la Unión Europea del exterior, y se creará una industria propia basada en el desarrollo de tecnologías no contaminantes: nuclear, térmica con captura y secuestro del CO₂ y renovables gestionables, con la consiguiente creación de empleo y ventaja competitiva para la industria europea. Por último, la reducción de la contaminación atmosférica implicará beneficios asociados a la salud y un menor gasto en medidas de control.

En este entorno, la existencia en España de una base sólida de producción a partir de energía nuclear juega un papel fundamental, ya que permite obtener un equilibrio adecuado entre unas limitadas emisiones de CO₂ y la integración de energías renovables. La ausencia de generación nuclear no emisora, conllevaría mayores emisiones de CO₂ en caso de ser sustituida por producción térmica convencional, y una mayor dificultad técnica y un significativo incremento en el coste de generación, si la energía nuclear fuese sustituida por energías renovables.

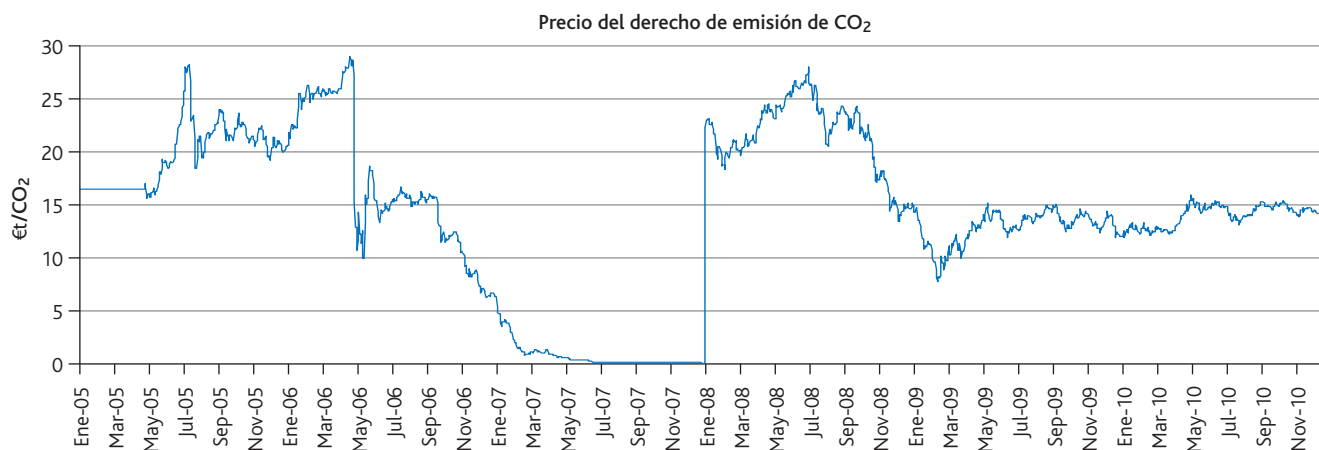
6.1.2 Comercio de derechos de emisión de CO₂

La Unión Europea impulsó y aceptó el protocolo de Kyoto y se comprometió a reducir las emisiones de CO₂ hasta el 8%, con respecto a las emisiones en 1990, en el período 2008-2012. Para ello, la Unión Europea estableció un mecanismo de control de emisiones, de tal forma que para poder emitir una tonelada de CO₂ era necesario disponer de un *derecho de emisión*. El sistema no aplica a los llamados sectores difusos, tales como el transporte o el consumo final de combustibles fósiles, sólo aplica a las grandes instalaciones de combustión, que se usan en la producción de electricidad o en la industria.

Inicialmente, los derechos de emisión eran asignados gratuitamente a cada instalación emisora en proporción a las emisiones históricas, de modo que se conseguiría el objetivo establecido reduciendo el número de derechos de emisión de cada instalación. No obstante, la reducción uniforme no era económicamente eficiente, ya que el coste asociado era diferente de unas instalaciones a otras. Para alcanzar el óptimo económico, se estableció el *comercio de derechos de emisión*. De esta forma, el titular de una instalación susceptible de reducir emisiones a coste reducido podría sobrepasar el objetivo comunitario y vender el excedente de derechos de emisión a otro titular en cuya instalación resultase oneroso reducir la cuota de emisión que se le hubiese asignado. De este modo se consigue el objetivo establecido al mínimo coste. El comercio de derechos de emisión de CO₂ se convirtió en un pilar básico de la Unión Europea en el control del cambio climático.

Aunque el Protocolo de Kyoto se refería al período 2008-2012, la Comunidad Europea decidió aplicarlo desde 2005, en tres fases sucesivas: la primera, a modo de prueba, de 2005 a 2007, establecía que la validez de los derechos de emisión transferidos se limitaba al período de prueba. La segunda fase, de 2008 a 2012, permitía que los derechos transferidos pudieran ser utilizados con posterioridad a la fecha final. La evolución del precio de los derechos de emisión, en €/t CO₂ se representa en la figura 6.1, desde el inicio del sistema hasta finales de 2010. Se observa un aumento creciente del precio de los derechos de emisión desde el inicio hasta mayo de 2006, donde aparece una disminución brusca, después de una subida creciente, llegando a ser nula durante la mayor parte de 2007. La caducidad de los derechos a finales de dicho año, unido a la expectativa de que se iba a producir cierto excedente, está en la causa de estas fluctuaciones. Cuando se inicia la segunda fase aumenta de nuevo el precio de los derechos y se estabiliza el precio alrededor de 15 €/tCO₂.

Figura 6.1
Evolución del precio de los derechos de emisión de CO₂ en el período 2005-2010

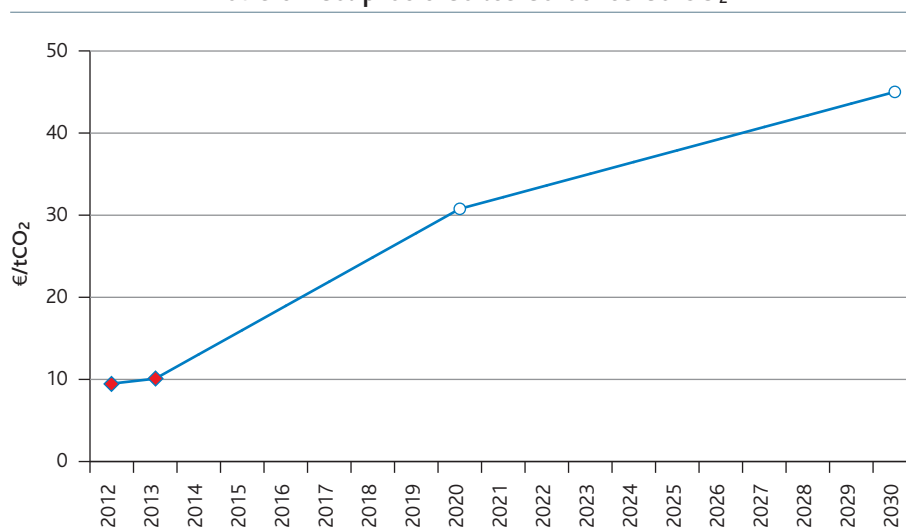


Fuente: Power Next (2005) y Blue Next

Durante el tercer período, de 2013 hasta 2020, la mayor parte de los derechos no serán asignados gratuitamente a las instalaciones emisoras, sino que se pondrán en circulación mediante subastas organizadas por la Unión Europea o por algunos Estados Miembros. La totalidad de los derechos correspondientes al sector eléctrico serán subastados, por lo que los propietarios de las centrales tendrán que incurrir en el coste de adquisición si quieren seguir produciendo con tecnologías emisoras.

Partiendo de la cotización de los derechos de emisión en noviembre de 2011 es posible predecir el precio en 2012 y 2013. El Plan de Energías Renovables 2011- 2020 incluye una previsión de los precios de los derechos de emisión en 2020, de donde se puede extrapolar que el precio de tales derechos llegaría a 45 €/t CO₂ en moneda corriente en 2030, tal como se muestra en la figura 6.2.

Figura 6.2
Previsión del precio de los derechos de CO₂

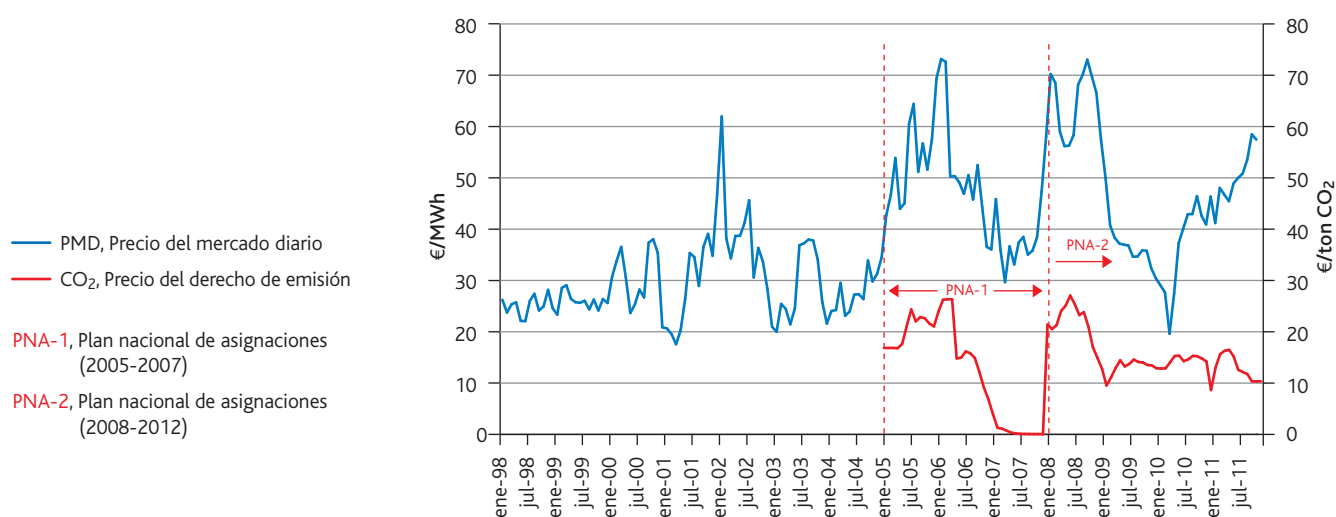


Fuente: Años 2012 y 2013: Precio del mercado Forward de 22 de noviembre de 2011
Años 2020 y 2030: Plan de energías renovables 2011-2020

El coste del derecho de emisión toma especial relevancia en el sector eléctrico, ya que, al convertirse en un bien negociable, la emisión de CO₂ hace incurrir en una pérdida de valor, con independencia del método de obtención del derecho, que conlleva la internalización del precio del CO₂ en la oferta de los generadores en el mercado de producción. Este hecho, unido al diferente factor de emisión de las distintas tecnologías, incrementa el coste de producción de las más emisoras, tales como el carbón, con respecto a otras menos emisoras, como los ciclos combinados, de tal forma que si el precio de CO₂ aumentase lo suficiente, pudiera ser económicamente más eficiente producir con un ciclo combinado en lugar de hacerlo con una central de carbón, aún cuando el coste de producción del gas natural sea superior al carbón. Estas transacciones incrementan la ventaja económica de la energía nuclear en la generación de energía eléctrica de base.

La incorporación del coste del derecho de emisión al coste de producción de energía eléctrica implica un incremento del coste de la electricidad en el mercado de producción, que tiene su reflejo en la tarifa de los consumidores, tal como se pone de manifiesto en la figura 6.3.

Figura 6.3
Incorporación del coste del derecho de emisión al coste
de producción de energía eléctrica



Fuente: Precios electricidad: OMEL. Precios CO₂: Power Next (2005) y Blue Next

El mayor coste de la electricidad por la emisión de CO₂ era uno de los aspectos perseguidos por el sistema del comercio de emisiones y presenta dos ventajas significativas. Por un lado, incentiva el desarrollo o la permanencia de tecnologías no emisoras; por otro, supone una señal económica eficiente para el consumidor de cara a contribuir a la reducción del consumo y con ello a menos emisiones. No obstante, todavía está pendiente la internalización del coste de esta externalidad en otros combustibles fósiles, tales como los hidrocarburos y el gas natural, que pueden ser, en determinados casos, sustitutivos de la electricidad, y que paradójicamente pueden verse beneficiados de una mayor precio de la electricidad.

En este entorno, la existencia de una base sólida de producción a partir de energía nuclear juega un papel fundamental, ya que permite obtener un equilibrio adecuado entre unas limitadas emisiones de CO₂ y la integración de energías renovables. La ausencia de generación nuclear no emisora conllevaría mayores emisiones de CO₂ en caso de ser sustituida por producción térmica convencional, y una mayor dificultad técnica y un significativo incremento en el coste de generación si la energía nuclear fuese sustituida por energías renovables.

6.2 EMISIONES Y GASTOS EVITADOS POR LA EXPLOTACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES DEL PARQUE NUCLEAR

En paralelo con el análisis económico realizado en el capítulo 5 se analizan las ventajas medioambientales —disminución de las emisiones de CO₂— y los beneficios económicos asociados —coste de los derechos de emisión— para los siguientes períodos: corto plazo (2012-2014), medio plazo (2015-2020) y largo plazo (2021-2050).

6.2.1 Impacto medioambiental y ahorro económico previsto en el corto plazo: 2012-2014

La tabla 5.6 indica el balance energético previsto para el año 2012 utilizando metodologías contrastadas, con y sin energía nuclear. Se constata un incremento notable en la utilización del carbón y del gas en ciclos combinados. Suponiendo que las emisiones de CO₂ procedentes del carbón ascienden a 1.000 tCO₂/GWh y que el coste durante ese año de los derechos de emisión es de 20 €/t CO₂ en la tabla 6.1 se reflejan las emisiones evitadas por la energía nuclear y el valor de los derechos de emisión necesarios para compensarlas.

Tabla 6.1
Emisiones de CO₂ previsibles sin centrales nucleares en el año 2012
y valor económico de los derechos de emisión asociados

Combustible	Generación adicional (GWh)	Emisiones adicionales (t CO ₂)	Valor de los derechos de emisión (M€)
Carbón	12,3E3	12,3E6	226
Gas en ciclos combinados	35,9E3	14,4E6	288
Total	48,2E3	26,7E6	514

No se han realizado estudios específicos para los años 2013 y 2014. El Real Decreto 134/2010 de 12 de febrero (Decreto, 2010) mantendrá alta la participación del carbón y no cabe esperar un crecimiento significativo de la demanda eléctrica en dichos años, por lo que cabe afirmar que durante los tres años considerados la energía nuclear evitará la emisión de más de 80 Mt de CO₂ con un valor monetario en derechos de emisión superior a 1.500 M€. Esta ventaja económica se ha de añadir a la obtenida del menor coste de la generación nuclear sobre el carbón y el gas.

6.2.2 Impacto medioambiental y ahorro económico estimado en el medio plazo: 2015-2020

La tabla 5.9 analiza la evolución de la generación de origen térmico en el período 2015-2020 con y sin energía nuclear. A partir de dicha tabla, utilizando las emisiones unitarias y el precio de los derechos de emisión, se deduce la tabla 6.2 en la que se

estiman las emisiones anuales y totales adicionales y el valor de los derechos de emisión que se producirían renunciando a la energía nuclear.

Tabla 6.2
**Emisiones adicionales de CO₂ y coste de los derechos de emisión
en el período 2015-2020 evitados por la explotación de las centrales
del parque nuclear**

Año	Carbón			Gas ciclos combinados		
	Generación adicional (GWh)	Emisiones adicionales (Mt CO ₂)	Valor de los derechos de emisión (M€)	Generación adicional (GWh)	Emisiones adicionales (t CO ₂)	Valor de los derechos de emisión (M€)
2015	21.758	21,8	436	22.516	9,0	180
2016	22.030	22,0	440	22.425	9,0	180
2017	24.254	24,3	486	20.101	8,0	160
2018	16.808	16,8	336	27.996	11,2	224
2019	13.846	13,8	276	31.000	12,4	248
2020	11.846	11,8	236	34.658	13,9	278
Total		110,5	2.210		635	1.270

Se observa que prescindir de la energía nuclear durante los años 2015 a 2020, ambos incluidos, supone un incremento en las emisiones de CO₂ del orden de 750 millones de toneladas con un valor de los derechos de emisión de 3.500 M€. A esta cifra es preciso añadir el mayor coste de la energía eléctrica en un parque de generación más caro.

6.2.3 Impacto medioambiental y ahorro económico potencial en el largo plazo: 2020-2050

En el apartado 5.3.3 se han explicado las dificultades de definir con precisión el parque de generación eléctrica en el período 2020-2050. Las centrales nucleares del parque actual cumplen 40 años de explotación entre 2022⁷² y 2028 y tendrían que cesar la explotación en dicha fecha en el caso de que no se autorice la operación a largo plazo. En la tabla 6.3 se incluyen datos sobre la vida remanente de las centrales del parque nuclear y la energía que pueden generar.

La autorización durante dos decenios sucesivos podría cubrir gran parte del período considerado; sin embargo, a partir de 2020 cualquier nuevo aumento de la demanda tendría que ser cubierto por nuevas tecnologías no emisoras de CO₂, como centrales

⁷² La central de Santa María de Garoña, la más antigua del parque alcanzó 40 años de explotación en 2011.

térmicas con captura y secuestro de CO₂ o energías renovables con tecnologías de gestión. Existen otras perspectivas que proponen diversas alternativas para el parque eléctrico nacional. Cabe citar los informes del Foro Nuclear (Foro Nuclear, 2007a) y de Unesa (Unesa, 2007), avalado por EPRI, que consideran apropiado incluir nuevas unidades nucleares a partir de 2020.

Tabla 6.3
Potencia de generación nuclear en función de la explotación autorizada de las unidades del parque

Unidad nuclear	Potencia (MWe)	Producción (GWh/año) F.C.: 85% (*)	Operación comercial Mes/Año	Fin vida útil			Energía potencial (GWh)		
				40 años	50 años	60 años	40 años	50 años	60 años
Sta. M ^a de Garoña	466	3.470	05/1971	2011	2021	2031	1.446	36.144	70.842
Almaraz I	1.050	7.818	06/1981	2021	2031	2041	82.092	160.275	238.458
Almaraz II	1.050	7.818	10/1983	2023	2033	2043	100.335	178.518	256.701
Ascó I	1.033	7.688	12/1984	2024	2034	2044	107.632	184.512	261.392
Ascó II	1.027	7.649	03/1986	2026	2036	2046	116.640	193.125	269.611
Cofrentes	1.096	8.161	03/1985	2025	2035	2045	116.292	197.900	279.508
Vandellós	1.087	8.095	03/1988	2028	2038	2048	139.631	220.576	301.522
Trillo	1.066	7.937	08/1988	2028	2038	2048	140.228	219.602	298.977
Totales	7.875	58.636					804.335	1.390.703	1.977.071

Fuente: Elaboración propia con datos Energía 2010, Foro Nuclear
(*) F.C.: Factor de carga

La Subcomisión para el análisis de la estrategia energética española para los próximos 25 años, de la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, publicó el informe de sus estudios, deliberaciones y comparecencias (Congreso de los Diputados, 2010)⁷³. Esta Comisión estima posible que en el año 2020 las energías renovables suministren el 40% del abastecimiento eléctrico, mitad de origen eólico, con medios apropiados para poder gestionar la intermitencia y las características de dichas energías. También se prevé que aumente la generación con gas y disminuya la del carbón y se mantenga en dicho año el parque nuclear actual sin previsión de nuevas inversiones.

Se analiza la repercusión económica de los vertidos evitados por la explotación a largo plazo de las centrales del parque, ya que este factor incidirá sobre las decisiones de inversión en el mercado eléctrico, alterará la fijación del precio eléctrico en el mercado diario y en otros mercados, determinará el concurso de las centrales en ese mercado y el equipo generador y será un componente importante a la hora de fijar las políticas energéticas de los gobiernos, que deberán legislar y regular para promover soluciones sostenibles: sociales, económicas y medioambientales.

⁷³ Congreso de los Diputados (2010), *Informe de la Subcomisión de Análisis de la Estrategia Energética Española para los Próximos 25 Años*, Boletín Oficial de las Cortes Generales, Congreso de los Diputados, Serie D: General, n.º. 501, Congreso de los Diputados, Madrid.

La tabla 6.4 estima las emisiones evitadas por la operación a largo plazo de las centrales nucleares para distintos sistemas de generación térmica de sustitución. La tabla 6.5 contiene el valor económico de las emisiones evitadas para cada uno de los modelos de generación planteados y los supuestos de explotación de las centrales nucleares. El valor de los derechos de emisión para esta evaluación se ha fijado en 25 € correspondiente al escenario base para 2020, fecha en cuyo entorno tendrá lugar un nuevo proceso de renovación de las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares españolas.

Tabla 6.4
Emisiones de CO₂ en MtCO₂ evitadas por la operación a largo plazo
de las centrales nucleares

Composición del parque de generación	Razón	Emisión evitada 40 años	Emisión evitada 50 años	Emisión evitada 60 años
Mix (CC+F/G)/C	3,03	594	1.030	1.466
Mix CC/C	2,66	616	912	1.281
Sólo CC+F/G	100%	500	867	1.233

Fuente: Elaboración propia con datos Energía 2010, Foro Nuclear

Nota: CC: Central ciclo combinado; C: Central de carbón; F/G: Centrales de Fuel o Gas

Tabla 6.5
Valor económico (M€₂₀₁₀) de las emisiones de CO₂ evitadas
por la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear

Composición del parque de generación	Razón	Derechos evitados 40 años	Derechos evitados 50 años	Derechos evitados 60 años
Mix (CC+F/G)/C	3,03	14.862	25.755	36.647
Mix CC/C	2,66	15.402	22.799	32.024
Sólo CC+F/G	—	12.497	21.665	30.834

Fuente: Elaboración propia

Nota 1: Precio del derecho de emisión 25 €/tCO₂.

Nota 2: CC: Central ciclo combinado; C: Central de carbón; F/G: Centrales Fuel / Gas

La tabla muestra que el valor económico del CO₂ evitado por la operación de las centrales nucleares varía en términos absolutos entre un valor mínimo de 12.500 M€ (solo gas/40 años) y un máximo de 36.000 M€ (combinación gas/carbón en la relación 3,03). En el escenario base con la relación gas/carbón de 2,66 correspondiente a 2010, el valor oscilaría entre 15.500 y 32.000 M€.

El análisis efectuado pone de manifiesto el relevante banco de energía, a muy bajo coste, que pone a disposición del país la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear actual, la substancial reducción en las emisiones de gases de efecto invernadero y el elevado valor monetario de tales reducciones.

La energía nuclear ayuda al objetivo de conseguir en 2020 una reducción del 20% en el consumo de energía primaria y en las emisiones de CO₂

6.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

La cuantificación del impacto ambiental por abandono nuclear aflora una importante bolsa de vertidos de CO₂ que complica el cumplimiento del compromiso de Kyoto y los objetivos de los Estados Miembros de la Unión Europea de conseguir en 2020 una reducción del 20% en el consumo de energía primaria y en las emisiones de CO₂.

La bolsa anual de CO₂ oscila entre 36 y 64 Mt CO₂, según el mix de generación elegido. Su extrapolación para la vida de las centrales nucleares limitada a 40 o extrapolada a 50 y 60 años definiría un rango de variación definido por los valores 500 y 2.172 Mt CO₂. Las centrales nucleares pueden evitar emisiones de 616 Mt, 912 Mt y 1.281 Mt de CO₂ para las vidas operativas de 40, 50 y 60 años, respectivamente. Las emisiones fijadas en el Plan Nacional de Asignaciones 2008-2012 se limitaban en 2009 a 136,93 Mt CO₂. De esta forma, la bolsa de emisiones acumuladas en 60 años operativos supone 9,3 veces la contabilizada en el año 2009.

La reducción de las emisiones de CO₂ tiene además una repercusión económica significativa que puede variar entre 15.000 y 30.000 M€ por evitar el pago de los derechos de emisión. Este factor incidirá sobre las decisiones de inversión en el mercado eléctrico, alterará la fijación del precio eléctrico en el mercado diario y en otros mercados, determinará el concurso de las centrales en ese mercado y el mix generador y será un componente importante a la hora de fijar las políticas energéticas de los gobiernos, que deberán legislar y regular para promover soluciones sostenibles: social, económica y medioambientalmente.

El análisis efectuado pone de manifiesto el relevante banco de energía, a muy bajo coste, que pone a disposición del país la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear actual, la substancial reducción en las emisiones de gases de efecto invernadero y el elevado valor monetario de tales reducciones.





7. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO PARA EL DESARROLLO DE LA INDUSTRIA Y LA INVESTIGACIÓN NUCLEAR

7. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO PARA EL DESARROLLO DE LA INDUSTRIA Y LA INVESTIGACIÓN NUCLEAR

La explotación a largo plazo de las centrales nucleares del parque actual ofrece beneficios económicos y sociales significativos, tales como el mantenimiento y desarrollo de una industria nacional de bienes y servicios y el mantenimiento de programas de investigación avanzada con repercusiones positivas en el desarrollo de la industria y la investigación nacionales. Ambas consideraciones son tratadas en este capítulo.

7.1 BENEFICIOS PARA EL MANTENIMIENTO Y DESARROLLO DE LA INDUSTRIA NACIONAL DE BIENES Y SERVICIOS

El desarrollo nuclear español, que comenzó en la década de los años cincuenta del siglo pasado con la creación en 1951 de la antigua Junta de Energía Nuclear, JEN, tuvo una notable repercusión sobre el desarrollo industrial español. La JEN sentó las bases del desarrollo nuclear tanto en los aspectos científicos como técnicos y formativos. El Ministerio de Industria y Energía de la época fomentó la participación nacional en el diseño y construcción de las centrales nucleares y en el suministro de equipos y servicios, que en las últimas unidades llegó a ser superior al 80% del total de la obra realizada. La atención prestada, primero al control y más tarde al concepto más amplio de la garantía de la calidad, mejoró de forma notable, y con carácter general, la perfección de los suministros de bienes y servicios nacionales.

Las empresas titulares reconocieron y aceptaron la responsabilidad de la explotación de las centrales y tomaron las medidas pertinentes para que la participación nacional fuese también óptima y máxima durante la operación. Esta iniciativa ha mantenido la calidad de los suministros y servicios nacionales, a pesar de la moratoria en la construcción de nuevas unidades decretada en el Plan energético del período 1983-1993 y siguientes. La experiencia acumulada permite a la industria nacional participar con éxito en muchos proyectos nucleares de otros países y está preparada para mantener y perfeccionar el parque nuclear actual y su operación a largo plazo de forma segura, fiable y económica.

Vista aérea de la Junta de Energía Nuclear en 1959 (Fuente: JEN)





Reactor JEN-1 (Fuente: JEN)

7.1.1 Ordenación inicial de las actividades nucleares. La Junta de Energía Nuclear

España comenzó a interesarse en los usos pacíficos de la energía nuclear a finales de los años 40. En 1951 se creó la Junta de Energía Nuclear, JEN, organismo estatal que habría de tener una gran importancia en el desarrollo nuclear del país. La JEN emprendió actividades en los campos que consideró necesarios para el desarrollo de una industria nuclear, entre los que destacan⁷⁴:

- La creación y formación en entidades extranjeras de un grupo de investigadores en los diversos campos, que constituyeron la base para la creación del Instituto de Estudios Nucleares, que formó varias generaciones de científicos y técnicos que desempeñaron cometidos relevantes en la industria, en los organismos de investigación y regulación y en los departamentos nucleares que se fueron creando en la universidad.
- Trabajos experimentales y a escala piloto de todas las fases del ciclo del combustible nuclear, destacando la prospección, minería y beneficio del uranio; el desarrollo de materiales nucleares, en especial moderadores; la física e ingeniería de reactores; el desarrollo de técnicas avanzadas de instrumentación nuclear y química analítica, y la creación de un centro avanzado de cálculo digital. Creó también una División de Medicina Nuclear e Isótopos, que fomentó la medicina nuclear y el uso de las radiaciones con fines médicos.
- En 1958 se inauguró el reactor de investigación JEN-1, de suministro americano, de tipo piscina y 3 MW de potencia, que sirvió para la investigación, la formación de técnicos y producción de isótopos. Más adelante se diseñaron y construyeron otros reactores, como el JEN-2, los reactores ARGOS y ARBI, de tipo Argonaut, con destino a las Escuelas de Ingenieros Industriales de Barcelona y Bilbao y por último el reactor rápido de potencia cero CORAL. Más tarde se trabajó sobre la gestión de residuos radiactivos y se construyó una planta piloto de reelaboración donde se trató el combustible usado del reactor JEN-1 y de un reactor suizo similar.
- La JEN contribuyó a estructurar la legislación nuclear, con la Ley de Energía Nuclear de 1964 (Ley, 1964) y el Reglamento correspondiente de 1972. Se creó también un Departamento de Seguridad Nuclear que se encargó de los análisis de seguridad de las instalaciones propias y de las instalaciones radiactivas y centrales nucleares que se iniciaban.
- Proyectó, en colaboración con la empresa americana Atomics International, el reactor prototipo DON, de 30 MW, de uranio natural moderado por agua pesada y refrigerado por líquidos orgánicos no corrosivos. También trabajó, teórica y experimentalmente, en los reactores rápidos refrigerados por sodio líquido, incluidos en el último Plan de Desarrollo español.

⁷⁴ Los frutos de la investigación y el desarrollo emprendidos por la Junta de Energía Nuclear han quedado resumidos en *Energía Nuclear*, revista oficial publicada mensualmente entre 1972 y 1985.

El Organismo Internacional de Energía Atómica considera a España como paradigma de país que tuvo un programa nuclear ejemplar

La Junta de Energía Nuclear fue cambiando de objetivos en consonancia con el desarrollo nuclear del país. En 1972 cedió sus actividades del ciclo del combustible a la Empresa Nacional del Uranio (hoy Enusa Industrias Avanzadas); en 1980 transfirió las actividades de seguridad y regulación al nuevo Consejo de Seguridad Nuclear, y en 1985 traspasó la gestión de los residuos radiactivos a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa). La JEN, hoy llamada Ciemat, centra sus esfuerzos nucleares en la fusión nuclear, los reactores de fisión avanzados, los materiales nucleares, la investigación sobre la disposición final de los residuos radiactivos y la física de las partículas elementales. Mantiene un Instituto de Estudios de la Energía con programas relevantes de enseñanza en protección radiológica e ingeniería nuclear.

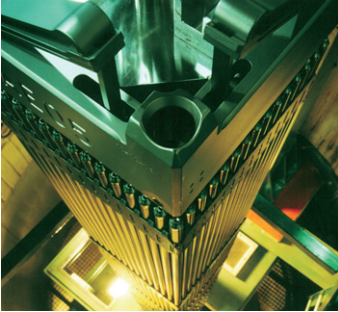
7.1.2 Las centrales nucleares y la industria española

Desde las decisiones iniciales de construir centrales nucleares hasta la operación de las mismas, pasando por el diseño, la fabricación de componentes, el montaje de sistemas y la construcción de estructuras, y la puesta en marcha y explotación comercial, se ha creado en España una importante infraestructura que ha atendido y atiende a los explotadores, con la debida atención a la seguridad del público y a la protección del medio ambiente, para constituir un sector vivo y eficaz que es un ejemplo para muchos países. De hecho, el OIEA señala a España como paradigma de país que tuvo un programa nuclear ejemplar de promoción industrial ante los países que actualmente inician sus programas nucleares. Baste ver la posición de las centrales nucleares españolas en los primeros lugares de los listados del comportamiento de las centrales en todo el mundo.

Los planes de desarrollo y planes eléctricos de los años sesenta y setenta contenían previsiones ambiciosas de incorporaciones de centrales nucleares para el abastecimiento energético. La legislación industrial estableció también esquemas de promo-

Fábrica de combustible nuclear de Enusa en Juzbado (Salamanca) (Fuente: Enusa)





*Elemento combustible del tipo PWR
(Fuente: Enusa)*

ción de la participación nacional en la fabricación de los equipos y prestación de los servicios necesarios, articulados en un conjunto de disposiciones que incluían diversas ventajas arancelarias y fiscales para las empresas participantes (SNE, 1984), destacando la Ley de Industrias de Interés Preferente (Ley, 1963), por la cual se permitía importar con derechos reducidos equipos que no se fabricaban en España, y el Decreto-Ley de Fabricaciones Mixtas (Decreto-Ley, 1967), por el cual se concedían reducciones arancelarias para materiales y subcomponentes importados que se incorporaran a fabricaciones españolas, anulando las ventajas anteriores concedidas a la importación de equipos completos.

Los resultados fueron muy satisfactorios, como puede comprobarse más adelante. En las primeras etapas fue muy importante el papel de los suministradores de los sistemas nucleares de generación de vapor, tanto en la ingeniería básica de la instalación como en lo relativo a la provisión de los equipos principales de la central. La experiencia y los conocimientos de estas empresas pasaron a los operadores de las centrales y a las empresas de ingeniería (inicialmente con la colaboración de otras extranjeras), así como a los fabricantes de combustible y de bienes de equipo, empresas de montaje y construcción y, gradualmente, a empresas de servicios especializados.

El plan de construcción de las centrales españolas se llevó a cabo a partir de mediados los años sesenta, en tres etapas, desde la primera, en la que las contrataciones fueron llave en mano, con relativamente poco protagonismo de la industria española, hasta la última, en la que la infraestructura industrial estaba madura (SNE, 1984). Estas etapas marcaron la incorporación a la infraestructura de empresas existentes que adaptaron sus métodos y sus instalaciones a la nueva normativa y requisitos, así como de empresas de nueva creación, concebidas específicamente para el quehacer nuclear. Pueden citarse, entre las primeras, a ingenierías, fabricantes y constructores, como Abengoa, Auxiesa, Initec, Westinghouse, Sener, Babcock-Wilcox, Mecánica de la Peña, Empresa Nacional Bazán, Cenemesa, Duro Felguera, Dragados y Construcciones y otras, y entre las de nueva creación, Tecnatom, Empresarios Agrupados, Empresa Nacional del Uranio, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Equipos Nucleares y Walthon-Weir-Pacific y otras (Foro Nuclear, 1986).

Las empresas de ingeniería pasaron de ser colaboradoras de los proveedores de sistemas nucleares a ser los proyectistas de la ingeniería de detalle, e incluso suministradores llave en mano de múltiples sistemas de las centrales, así como generadores de la copiosa documentación necesaria para la autorización de las instalaciones. A partir de mediados de la década de los años setenta la industria nuclear española estaba consolidada al nivel de otros países industrializados, con la excepción de la tecnología básica de los sistemas nucleares de generación de vapor, que se siguió confiando a los proveedores extranjeros.

Toda esta actividad necesitó la incorporación de un gran número de técnicos, unos 5.000 titulados superiores y un número mayor de personal auxiliar, que recibieron su formación en centros de enseñanza españoles y extranjeros y adiestramiento adicional en empresas expertas en este campo, además de instituciones como la Junta de Energía Nuclear, JEN (hoy Ciemat). Estos técnicos fueron formando las plantillas de las diversas empresas y los equipos de operación de los explotadores, incluido el per-

sonal de mantenimiento, aspecto glosado por García Rodríguez (1987) y Nuclear España (2008), revista oficial de la Sociedad Nuclear Española, SNE.

7.1.3 Evolución de la infraestructura nuclear

En la tabla 7.1 se resumen las centrales contratadas en las tres fases antes enunciadas. La central nuclear José Cabrera se retiró del servicio en 2006 y su titularidad ha pasado a Enresa desde el 11 de febrero de 2010, de forma temporal hasta completar el desmantelamiento y declaración de clausura. La central nuclear de Vandellós I se retiró del servicio en 1989 tras un incendio y ha sido desmantelada, salvo el cajón del reactor, sin combustible, que está en período de latencia antes de su desmantelamiento total. La central nuclear de Santa María de Garoña dispone de autorización de explotación hasta 2013, que está siendo revisada por el Gobierno.

Además de las centrales señaladas, la industria eléctrica lanzó, antes de recibir autorizaciones de construcción, actividades de proyecto, preparación de terrenos y contratación de ingeniería y equipos, para las centrales nucleares de Sayago, Santillán, Regodola, Cabo Cope, Vandellós III y Escatrón, todas ellas canceladas después de inversiones que, en algunos casos, alcanzaron un nivel relevante.

Fábrica de grandes componentes nucleares de ENSA en Maliaño (Cantabria) (Fuente: ENSA)



Tabla 7.1
Características básicas de las centrales nucleares contratadas en España

Central	Potencia (MW)		Tipo (suministrador)	Operación	Titular Inicial	Titular Actual
	Inicial	Actual				
Fase 1. Centrales contratadas llave en mano						
José Cabrera	160	—	PWR (W)	1968-2006	Unión Eléctrica	Enresa
Santa María de Garoña	460	466	BWR (GE)	1971	Nuclenor [Electra del Viesgo (50%); Iberduero (50%)]	Nuclenor [Endesa (50%); Iberdrola (50%)]
Vandellós I	500	—	GCR (SOCIA)	1972-1989	Hifrensa [EdF (25%), Fecsa (23%), Enher (23%), Hidroeléctrica de Cataluña, HEC, (23%) y Segre (6%)]	Enresa
Fase 2. Centrales contratadas por componentes						
Almaraz I	930	1035,3	PWR (W)	1981	Hidroeléctrica Española, HE/Sevillana/Unión Eléctrica	Iberdrola (53%) Endesa (36%) Gas Natural SDG (11%)
Almaraz II	930	980	PWR (W)	1983		
Lemóniz I	930	—	PWR (W)	cancelada	Iberduero	—
Lemóniz II	930	—	PWR (W)	cancelada	Iberduero	—
Ascó I	930	1032,5	PWR (W)	1983	Fecsa	Endesa
Ascó II	930	1027,2	PWR (W)	1985	Fecsa (40%) Enher (40%) HEC (15%) Segre (5%)	Endesa (85%) Iberdrola (15%)
Cofrentes	975	1092	BWR (GE)	1984	HE	Iberdrola
Fase 3. La madurez						
Valdecaballeros I	975	—	BWR (GE)	cancelada	HE/Sevillana (50%/50%)	—
Valdecaballeros II	975	—	BWR (GE)	cancelada	HE/Sevillana (50%/50%)	—
Vandellós II	930	1087,1	PWR (W)	1987	Enher (54%) HE (28%) Segre (10%) Fecsa (5%)	Endesa (72%) Iberdrola (28%)
Trillo I	1030	1066	PWR (Siemens)	1988	HE/UE/Hidrocantábrico/ Nuclenor	Iberdrola (48%) Gas Natural SDG (34,5%) HC Energía (15,5%) Nuclenor (2%)
Trillo II	1030	—	PWR (Siemens)	cancelada	Endesa y Gas Natural	

Fuente: Elaboración propia a partir de información obtenida de la Información Comercial Europea, ICE (ICE, 1980) y Foro Nuclear (Foro Nuclear, 2010)

La tabla 7.2 contiene los porcentajes logrados (SNE, 1984), que estuvieron siempre dentro de lo exigido en las resoluciones-tipo generales decretadas para cada equipo por resoluciones ministeriales, de acuerdo con el Decreto-Ley de Fabricaciones Mixtas (Decreto-Ley 1967), ya mencionado, y las resoluciones-particulares otorgadas después a empresas determinadas para la fabricación de cada componente de cada central, según lo que establece el mismo Decreto-Ley. Puede verse una lista de resoluciones-tipo otorgadas, junto con los porcentajes de fabricación nacional obtenidos, en el artículo de Novillo, Director del Departamento Interior de Sercobe⁷⁵ (ICE, 1980).

Tabla 7.2
Evolución de la participación nacional (%) en el diseño, construcción
y montaje de las centrales nucleares españolas

	Primera Etapa (1964-1972)	Segunda Etapa (1972-1982)	Tercera Etapa (1977-1988)
Total	42-44	65-70	80-86
Equipos	24-25	45-55	70-78
Caldera nuclear		30-35	70-75
Turboalternador		30-40	55-60
Mecánico		70-78	85-90
Eléctrico e instrumentación		75-80	>90
Ingeniería	50-70	75-80	100
Montaje	80-85	100	100
Obra civil	65-75	100	100

Fuente: La industria nuclear, tabla X, en La energía nuclear en sus aspectos básicos (SNE, 1984)

Antes de terminar la construcción de las centrales se impuso en 1983 la llamada moratoria nuclear, que canceló varios proyectos nucleares en curso, reseñados en la tabla 7.1, y terminó de hecho con las expectativas de nuevas construcciones en el país. Este hecho, de la mayor trascendencia, supuso un punto de inflexión en la infraestructura nuclear española. El 7 de octubre de 1983, 175 empresas que formaban parte de la industria española publicaron en el diario ABC una nota titulada "El drama de la paralización de las obras de las centrales nucleares" (ABC, 1983) en la que destacaban la situación que tendría la interrupción de las inversiones programadas sobre el empleo (cifrado en unos 40.000 trabajadores), la industrialización del país y la recuperación económica. Cuando fueron suministrados los últimos equipos y servicios para las centrales entonces en construcción, bastantes empresas se enfrentaron a una realidad frente a la cual tenían que tomar decisiones significativas.



Nota publicada por la industria nuclear
española en ABC el 7 de octubre de 1983

⁷⁵ Sercobe, Servicio Comercial de Bienes de Equipo, actualmente Asociación Nacional de Fabricantes de Bienes de Equipo.

Algunas de estas empresas abandonaron el campo nuclear, reasignando los expertos formados con tanto esfuerzo a otras tareas, o incluso cerrando sus puertas definitivamente. Otras entidades decidieron permanecer, apoyando la explotación de las centrales, atendiendo al mercado de sustitución y reparación de componentes, repuestos, modificaciones, ampliando el nivel tecnológico adquirido mediante tareas de investigación y desarrollo e irrumpiendo con éxito en el mercado de la exportación.

Varias empresas de este sector participaron también en los estudios y proyectos internacionales de centrales de nueva generación emprendidos en los años ochenta y noventa por los suministradores de sistemas nucleares, aprovechando e incrementando sus capacidades técnicas. Debe citarse el fabricante Equipos Nucleares, Ensa, establecido en Santander en 1973, con una actividad intensa en el campo de los componentes grandes de los sistemas nucleares para las centrales españolas y en todo el mundo (Nuclear España, 2009). Otras empresas son Ringo Válvulas y Vector Valves (herederas de la pionera Walthon-Weir-Pacific, de Zaragoza), proveedores de válvulas nucleares, y otras entidades del sector de los bienes de equipo y servicios eléctricos, como Abengoa, Cobra y otras muchas. Estas empresas han conservado sus certificaciones nucleares internacionales y participan con éxito en exportaciones internacionales de equipos y servicios de alta responsabilidad. Ensa, Enusa, Tecnatom y Ringo Válvulas han formado un consorcio llamado Spanish Nuclear Group for China, para las exportaciones de productos y servicios a dicho país.

Las empresas de ingeniería como Empresarios Agrupados, Sener e Initec (hoy incorporada a Westinghouse), y Tecnatom, nunca abandonaron el campo nuclear, si bien algunas redujeron sus efectivos, o los dedicaron a otros campos de parecida exigencia tecnológica, como el aeroespacial y, por supuesto, las nuevas centrales térmicas de ciclo

Fabricación de Generadores de Vapor (Fuente: ENSA)





Válvula (Fuente: Ringo Válvulas)

combinado. Por otra parte, salieron también al mercado internacional en una gran variedad de actividades, entre las que destacan las relativas a la asistencia a los países orientales europeos: programa de la Unión Europea para la ayuda a los países de la Comunidad de Estados Independientes procedentes de la antigua Unión Soviética, TACIS (*Technical Aid to the Commonwealth of Independent States*) y programa de ayuda a los países de Europa Central y Oriental, PHARE (*Poland and Hungary: Assistance for Restructuring their Economies*). Además, participaron también activamente, junto con otras empresas del sector, en los trabajos de diseño y desarrollo de nuevos reactores y colaboraron en la construcción de centrales en otros países.

7.1.4 La situación actual. Un sector dinámico

La situación actual de las empresas españolas del sector está resumida en la publicación *Industria nuclear española* (Foro Nuclear, 2011), que incluye detalles actualizados de la actividad de las empresas, cifras de negocio y estructura organizativa. La relación, que no es exhaustiva, presenta datos de hasta 47 empresas eléctricas, centrales nucleares, empresas del ciclo del combustible, bienes de equipo, ingeniería y servicios, gestión de residuos, además de asociaciones y otras instituciones del sector.

Las entidades explotadoras en la actualidad de las centrales (Endesa, Gas Natural, HC Energía, Iberdrola y Nuclenor) y sus empresas matrices constituyen, desde luego, el sector más interesado por las decisiones del Gobierno sobre la explotación a largo plazo de sus centrales nucleares. Este sector ha evolucionado desde los tiempos iniciales hasta la situación actual, de una gran especialización en el funcionamiento seguro,

Fábrica de Ringo Válvulas (Fuente: Ringo Válvulas)



El personal del parque nuclear español supera los 3.000 empleos directos, la mayoría de alta cualificación

fiable y económico de las instalaciones. El personal de las centrales supera los 3.000 empleos directos, de alta cualificación, incluyendo una gran proporción de titulados universitarios, y una cifra muchas veces mayor perteneciente a entidades suministradoras de equipos y servicios, además de gran número de empleos indirectos.

Las actividades de apoyo a la explotación han evolucionado desde la utilización de medios propios de las centrales con la ayuda de contratistas locales a la contratación integrada con empresas especializadas en varios campos, incluyendo los servicios de protección radiológica y descontaminación, siguiendo las pautas marcadas por la especialización de las plantillas propias, el avance de los métodos de mantenimiento predictivo, preventivo y correctivo y la aparición de contratistas expertos, a veces asociados con proveedores de sistemas. Este sector, muy dinámico, ha salido con éxito al mercado internacional y ha adquirido gran experiencia sobre la explotación a largo plazo de las centrales nucleares. Pueden citarse una gran cantidad de empresas que actúan en este campo, incluidas las empresas de montaje, que tuvieron un papel muy destacado durante la construcción de las centrales nacionales, y otras muchas creadas después para atender a campos concretos. Los nombres de Coapsa Control, Amphos XXI, Enwesa, Geocisa, Global Energy Systems Siemens (GES), el grupo Eulen, Idom, Instalaciones Inabensa, Lainsa y el grupo Dominguis, Tamoin y otras muchas figuran entre los colaboradores habituales de las centrales en una serie de actividades, como la atención a los equipos mecánicos, eléctricos y electrónicos, provisión e instalación de repuestos, descontaminación, tratamiento y acondicionamiento de residuos o protección y vigilancia radiológica, aportando los servicios de varios miles de técnicos cualificados.

Las ingenierías ya mencionadas, a las que es preciso añadir las de reciente creación por las empresas eléctricas, Iberdrola Ingeniería y Construcción y Socoin, realizan una importante actividad en tareas de ingeniería de apoyo a la explotación, análisis de riesgos, preparación de documentación y gestión de proyectos de modificaciones, sustituciones, reparaciones o ampliación de capacidad y han salido con fuerza al campo internacional. Este sector es también muy dinámico y el funcionamiento prolongado de las centrales españolas contribuirá a consolidar la base doméstica para estas activi-

Simulador de alcance total de la central nuclear de Ascó (Fuente: TECNATOM)



dades y progresar en el perfeccionamiento de las técnicas de gestión. El personal empleado por las ingenierías es del orden de 7.000 personas, con una gran proporción de ingenieros y técnicos cualificados.

La empresa pública Enusa Industrias Avanzadas, dentro de su actividad en la primera parte del ciclo del combustible, desde su fábrica de Juzbado (Salamanca), suministra a las centrales nucleares los elementos combustibles y servicios de vigilancia y control asociados y realiza, mediante empresas filiales, transportes de sustancias nucleares y servicios diversos en el área medioambiental. Desde el principio de los años 90 ha irrumpido también en el campo internacional, en colaboración con proveedores extranjeros y con varios socios españoles. Aunque el comercio de exportación de ENUSA se encuentra por encima del 60% de las ventas anuales, la renovación de las autorizaciones de explotación de las unidades del parque nuclear nacional es primordial para el futuro de su actividad. Cuenta con una plantilla cercana a las 600 personas, con un elevado porcentaje de titulados superiores y medios y personal técnico especializado.

La empresa pública Enresa, encargada desde 1985 de la gestión de los residuos radiactivos, incluidos los de baja, media y alta actividad y los combustibles usados, así como del desmantelamiento de las instalaciones retiradas del servicio, tiene su actividad garantizada durante largo tiempo y depende de la renovación de las autorizaciones para su programación futura de actividades. Cuenta con una plantilla cercana a los 300 empleados.

Contenedor de almacenamiento en seco de combustible usado (Fuente: Enresa)



Como resumen, la infraestructura nuclear española, cifrada en unos 30.000 empleos entre directos e indirectos, con un gran componente de técnicos muy cualificados, sólo podrá mantenerse y renovarse en caso de que continúe la explotación de las centrales y crecería de forma significativa en caso de nuevas construcciones nucleares. La tecnología adquirida y desarrollada durante años faculta a las empresas españolas para atender el parque actual y actuar también en el campo internacional. La renovación de las autorizaciones afectaría sobre todo a las empresas explotadoras y a las empresas de servicios de mantenimiento. Las ingenierías, las empresas de servicios especializados y las empresas dedicadas a la provisión de equipos y servicios para centrales nuevas deben seguir su andadura actual, con atención especial a un mercado globalizado en expansión.

7.2 BENEFICIOS PARA LA INVESTIGACIÓN Y EL DESARROLLO

Los programas nacionales de investigación y desarrollo en el campo nuclear cubren la totalidad de las áreas de interés de las centrales nucleares españolas actualmente en explotación. Tales programas, ajustados a las necesidades de cada momento, deben continuar durante la operación a largo plazo. En este apartado, se describe la infraestructura nacional de la investigación en tecnología nuclear, se definen los distintos programas y las organizaciones nacionales involucradas y se relacionan los programas de investigación más relevantes para la explotación a largo plazo.

7.2.1 Instituciones nacionales de investigación nuclear

UNESA y los Titulares de las centrales nucleares, el Consejo de Seguridad Nuclear, ENUSA y ENRESA son las instituciones nacionales responsables de la investigación nacional sobre energía nuclear. La Plataforma Tecnológica CEIDEN, con el apoyo institucional del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, MITYC, es una institución integradora de todos los sectores anteriores que tiene como objetivo principal hacer óptima la investigación nuclear nacional.

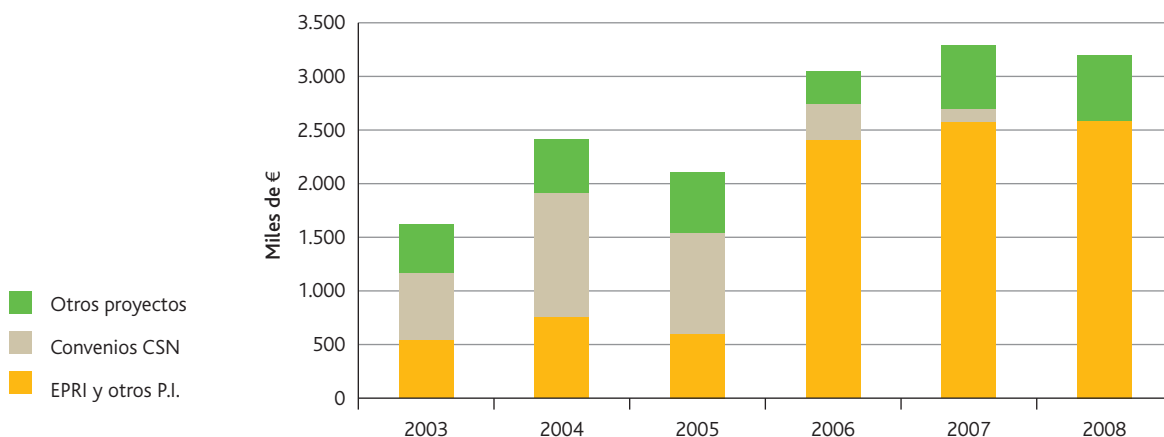
Programa nuclear de Unesa. A finales del año 2001, el Comité de Energía Nuclear de Unesa acordó la elaboración de un catálogo que recogiese los proyectos de Investigación, Desarrollo e innovación, I+D+i, del sector nuclear español. Como complemento de este catálogo se elaboró un informe, editado en el año 2003, clasificando el conjunto de proyectos en 13 programas y haciendo una descripción del contenido y alcance de cada uno. En el año 2006, Unesa se incorpora al Programa Nuclear del *Electric Power Research Institute*, EPRI, de Estados Unidos, delineado para el período 2006-2010; decide además participar en unos 16 programas suplementarios de interés para las centrales nucleares nacionales. Este hecho, así como la evolución del Plan coordinado de investigación, PCI, de CSN-Unesa, la implantación progresiva en Unesa del modelo de Centros de Referencia⁷⁶ y otros aspectos han afectado al entorno de la I+D nuclear creando un nuevo marco.

⁷⁶ Entidades nacionales de carácter técnico o científico con capacidad para desarrollar y especializarse en una o varias líneas de investigación definida.

La participación en programas internacionales presenta la ventaja de compartir el potencial técnico de investigadores, titulares de las centrales y empresas tecnológicas de múltiples procedencias, en la resolución de problemas de interés común. Tiene además un efecto multiplicador de la inversión, permitiendo a su vez la actualización y mejora de los centros tecnológicos nacionales. De ello se deriva la necesidad de mantener y promocionar la convergencia de intereses del sector nuclear con programas promovidos por la industria eléctrica de otros países que tienen el mismo fin.

El sector eléctrico ha invertido en I+D sectorial sobre energía nuclear de fisión unos 16 millones de euros en el período 2003-2008, con una inversión media anual de 2 millones de euros en el período 2003-2005 y de 3,1 millones de euros en el período 2006-2008, cuya evolución se presenta en la figura 7.1, donde se observa el incremento de la participación en los programas de EPRI y la reducción, a partir de 2006, de los proyectos del Plan Coordinado de Investigación CSN-UNESA, que finalizó en 2007.

Figura 7.1
Evolución del presupuesto de investigación del sector eléctrico nuclear
en el período 2003-2008



El presupuesto total de los proyectos en los que se ha participado, considerando las aportaciones de otras entidades, tanto nacionales como extranjeras, a estos proyectos, es del orden de 346 millones de euros anuales, mientras que la participación presupuestaria nacional ha sido 30 veces inferior, cifra que representa el efecto multiplicador de los beneficios obtenidos de la inversión nacional realizada.

Para hacer óptimo el aprovechamiento de esta participación y potenciar el tejido tecnológico nacional, Unesa desarrolló y ha venido implantando desde el año 2005 un modelo de gestión de la I+D basado en los mencionados Centros de Referencia. Aparte de disponer de capacidad técnica reconocida, deben estar dispuestos a aceptar el citado modelo de gestión en sus propios programas y dar continuidad a la investigación, en principio con sus propios recursos, esperando la recuperación de la inversión a través de trabajos de aplicación de sus conocimientos a los diferentes usuarios de la industria nuclear.

Plan de Investigación y Desarrollo del CSN 2008-2011. Los planes cuatrianuales de investigación y desarrollo del CSN constituyen el instrumento que establece las condiciones de contorno en las que se han de llevar a cabo las actividades de investigación y desarrollo del CSN durante los cuatro años de referencia. El último de ellos corresponde al cuatrienio 2008-2011 (CSN, 2008), estando pendiente de aprobación formal el del cuatrienio 2012-2015. Con respecto a la explotación de las centrales nucleares, se persiguen los objetivos siguientes:

- a) Contribuir a asegurar un alto nivel de seguridad nuclear y protección radiológica en las instalaciones existentes.
- b) Mejorar la vigilancia y el control de la exposición de los trabajadores y del público a las radiaciones ionizantes.
- c) Disponer, en el momento temporal oportuno, de los conocimientos y medios técnicos necesarios para apreciar los riesgos asociados a las instalaciones futuras.

El Plan citado se desarrolló en ocho programas temáticos, que identificaron la situación del momento y los objetivos generales del CSN en cada uno de ellos:

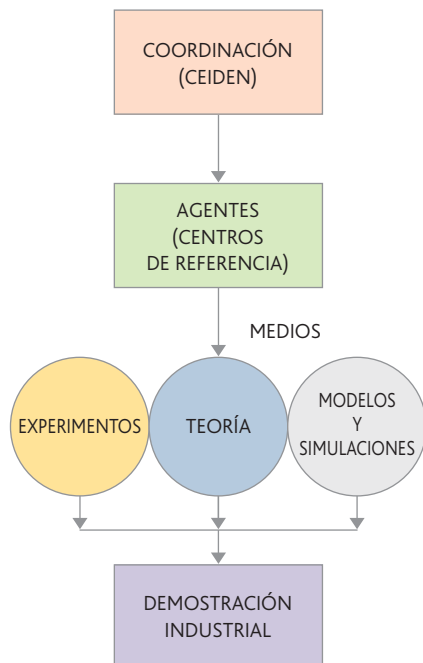
1. Combustible nuclear y física de reactores.
2. Modelación y metodologías de análisis de seguridad.
3. Comportamiento de materiales.
4. Nuevas tecnologías.
5. Residuos radiactivos.
6. Control de la exposición a la radiación.
7. Dosimetría y radiobiología.
8. Gestión de emergencias y análisis de incidentes.

El plan incluye proyectos de investigación relevantes sobre los mecanismos de envejecimiento de materiales, componentes y estructuras imprescindibles para la evaluación reguladora de la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear nacional.

Los instrumentos administrativos de que dispone el CSN para formalizar las actividades de investigación están definidos en las normas del propio organismo regulador, que por lo general se materializan en dos modelos de gestión:

- Concesión de subvenciones para la realización de proyectos propuestos por organizaciones externas.
- Celebración de acuerdos de colaboración con una o varias organizaciones para la realización de proyectos de investigación.

Agentes y medios principales de la investigación tecnológica en España



Durante el período de vigencia del Plan se ha impulsando la I+D de acuerdo con las líneas de trabajo que, en una relación no exhaustiva, se indican a continuación:

- Incremento de la participación del CSN en la iniciativa de la Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión, CEIDEN, que se describe más adelante.
- Participación en el nuevo marco de colaboración con Unesa, que sustituye al anterior Plan coordinado de investigación, y utilización de los acuerdos en vigor con otras organizaciones de la industria (Enusa, Enresa y otras).
- Avances en la colaboración con el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, Ciemat, para la participación en proyectos de I+D.
- Aumento de la colaboración internacional en proyectos conjuntos coordinados por organizaciones internacionales, como la Unión Europea, el OIEA y, especialmente, la NEA/OECD.
- Promoción de la participación en proyectos coordinados por otros organismos reguladores, promoviendo acuerdos como el que está actualmente en vigor con la NRC.

Programa Empresas Eléctricas-Enusa para las centrales PWR de diseño Westinghouse.

Desde el año 1996 (renovado en el 2007 hasta el 2013), existe un programa entre los titulares de las centrales españolas tipo PWR, Ascó, Vandellós y Almaraz, y Enusa, para la realización de proyectos de I+D que sean de interés común. Estos proyectos deben promover la investigación, el desarrollo tecnológico y la innovación en las áreas de fabricación, ingeniería y seguimiento del comportamiento del combustible en la operación de las centrales. Los recursos dedicados desde su origen y previstos hasta su finalización han superado seis millones de euros.

Plataforma Tecnológica de I+D Nuclear de Fisión, CEIDEN. A finales del año 1999, el entonces Ministerio de Industria y Energía, en colaboración con el CSN, el sector eléctrico y los principales agentes implicados en el sector nuclear, decidieron constituir el denominado Comité Estratégico de I+D sobre Energía Nuclear, CEIDEN. Su objetivo era coordinar los diferentes planes y programas nacionales de I+D y la participación en los programas internacionales, para evitar duplicidades o carencias y optimizar la aplicación de los recursos disponibles, procurando orientar de forma coherente los esfuerzos de las entidades implicadas.

En el año 2007, el Comité Estratégico fue sustituido por una Plataforma Tecnológica, que conservó el nombre de CEIDEN, como foro de coordinación de las necesidades y esfuerzos de I+D en el campo de la tecnología nuclear de fisión. Su labor permite plantear y abordar proyectos de forma conjunta y presentar una posición nacional única frente a las propuestas o compromisos internacionales. En la Plataforma participan más de 60 entidades, que representan todos los sectores relacionados con la I+D nuclear en España y su ámbito de actuación comprende tanto las centrales actualmente en operación como los diseños de reactores futuros.

La Plataforma tiene como objetivo general desarrollar actividades de I+D+i orientadas a la operación segura, fiable y económica de las instalaciones nucleares actuales y

Según un estudio del CEIDEN, la industria nuclear española sería capaz de realizar hasta el 82% de un nuevo proyecto nuclear

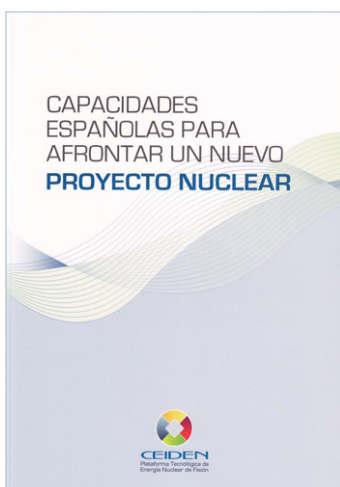
actividades relacionadas con el ciclo de combustible nuclear, sin olvidar el desarrollo de posibles nuevos proyectos nucleares. Actualmente existen cuatro programas en curso:

- *Gestión de residuos de alta actividad y combustible nuclear usado*: Criterios de diseño y seguridad para el almacenamiento y transporte del combustible usado.
- *Comportamiento de materiales*, que incluye dos proyectos:
 - Proyecto de extracción de materiales de los internos de la vasija de la central nuclear José Cabrera para su estudio.
 - Proyecto de estudio del envejecimiento de hormigones de la central nuclear José Cabrera.
- *Participación en el proyecto del reactor de investigación Jules Horowitz*, promocionado por la Commissariat à l'Énergie Atomique, CEA, francesa.
- *Capacidades de la Industria Nuclear Española*: Análisis de las capacidades del sector nuclear español para participar en un nuevo proyecto nuclear en España. Este proyecto, ya concluido, publicó sus resultados en 2011 (CEIDEN, 2011). El documento analiza, mediante un exhaustivo cuestionario, la capacidad de 36 empresas nacionales en el potencial diseño y construcción de una nueva unidad nuclear. El estudio concluye que el sector nuclear español sería capaz de realizar el 77% de un nuevo proyecto nuclear, que podría llegar a un 82% en una segunda y sucesivas unidades.

Plan de investigación de Enresa. Desde su creación, Enresa ha venido estableciendo planes de investigación cuatrienales encaminados a mejorar el conocimiento de la ciencia y tecnología asociada a la gestión segura y económica de los residuos radiactivos. Los planes de investigación ya concluidos han aportado notables conocimientos sobre la gestión de los residuos de baja y media actividad, la recuperación de operaciones mineras y el desmantelamiento de instalaciones nucleares, incluyendo la Fábrica de Uranio de Andújar y las centrales nucleares de Vandellós I y José Cabrera.

El Plan de investigación presente cubre el período 2009-2013 (Enresa, 2009), se divide en cuatro áreas principales con énfasis en la gestión del combustible usado y el Almacén temporal centralizado, ATC, sin olvidar temas recurrentes relacionados con el comportamiento a largo plazo de los residuos almacenados y la asistencia a las instalaciones con el objetivo de reducir el volumen de residuos y mejorar su estabilidad y seguridad. Los temas relevantes relacionados con el combustible nuclear usado incluyen aspectos avanzados, tales como la separación y transmutación de actínidos y productos radiactivos de fisión. Los temas relacionados con el ATC se refieren al comportamiento químico y estructural de los sistemas de almacenamiento, el uso de la robótica y el desarrollo de procedimientos de operación y fabricación de componentes.

En los planes de investigación anteriores Enresa ha invertido cerca de 150 millones de euros. El Plan vigente asciende a 24,48 millones. La participación en los programas de investigación de Euratom ha representado algunos retornos económicos, si bien el efecto multiplicador de la inversión en dichos programas es mucho más significativo.



La investigación propuesta por Enresa es realizada por instituciones universitarias y centros de investigación nacionales, especialmente el Ciemat. Es de señalar la creación del centro Mestral de investigación sobre el desmantelamiento de centrales nucleares, centrado en la Universidad Rovira i Virgili de Tarragona.

7.2.2 Participación en los programas y actividades de investigación de Euratom

Los Programas Marco de I+D de la Unión Europea son las herramientas de la Comisión Europea para fomentar las actividades de la Unión en la investigación, desarrollo tecnológico, cooperación internacional, difusión de información técnica y explotación y formación. Comprende todos los campos de la ciencia y la tecnología. En relación con la energía nuclear, el VII Programa Marco contempla tres programas específicos, uno de ellos sobre fisión nuclear y protección contra las radiaciones, con un presupuesto comunitario de 287 millones de euros para el período 2007-2011. Su objetivo es mejorar la utilización y explotación segura de las instalaciones nucleares, así como su relación coste/eficacia, y desarrollar otros usos de la radiación en la industria y la medicina.

La Plataforma tecnológica europea de fisión nuclear sostenible, *Sustainable Nuclear Energy Technological Platform*, SNETP, es un foro, promovido por la Comisión Europea, para apoyar el desarrollo sostenible de una estrategia nuclear europea coherente y establecer mecanismos para promover futuros proyectos en el marco del tratado de EURATOM. Los objetivos establecidos por SNETP para la investigación y el desarrollo de la energía nuclear en Europa (SNETP, 2009) cubren los campos siguientes:

1. *Centrales de la Generación II.* Mantenimiento de las centrales en explotación de forma segura y fiable, gestionando de forma efectiva los efectos sobre el envejecimiento y haciendo óptimo el uso del combustible nuclear. Este objetivo requiere la armonización europea de las metodologías para justificar la operación a largo plazo y el proceso de concesión de autorizaciones.
2. *Centrales de la Generación III.* Construcción de nuevas centrales que constituyan una fuente relevante de generación de energía eléctrica durante el siglo XXI. Este objetivo requiere mejoras en el diseño, fabricación, montaje y verificación de Estructuras, sistemas y componentes, ESCs, la armonización de las metodologías para el análisis de la fiabilidad de dichas ESCs, la mejora de los factores humanos y la reducción del impacto medioambiental.
3. *Centrales de la Generación IV.* Para conseguir la sostenibilidad de la energía nuclear a muy largo plazo es necesario construir reactores rápidos reproductores a mediados del siglo XXI, aprovechando la experiencia ya adquirida. Este objetivo requiere el desarrollo de nuevos materiales y combustibles, diseños avanzados de ESCs, justificación de la seguridad y desarrollo de los procesos de reciclado del combustible⁷⁷.

⁷⁷ Para impulsar el objetivo se ha creado una iniciativa industrial muy ambiciosa, que ha sido glosada en el Flash que edita mensualmente el Foro Nuclear (Enero 2011, N° 257).

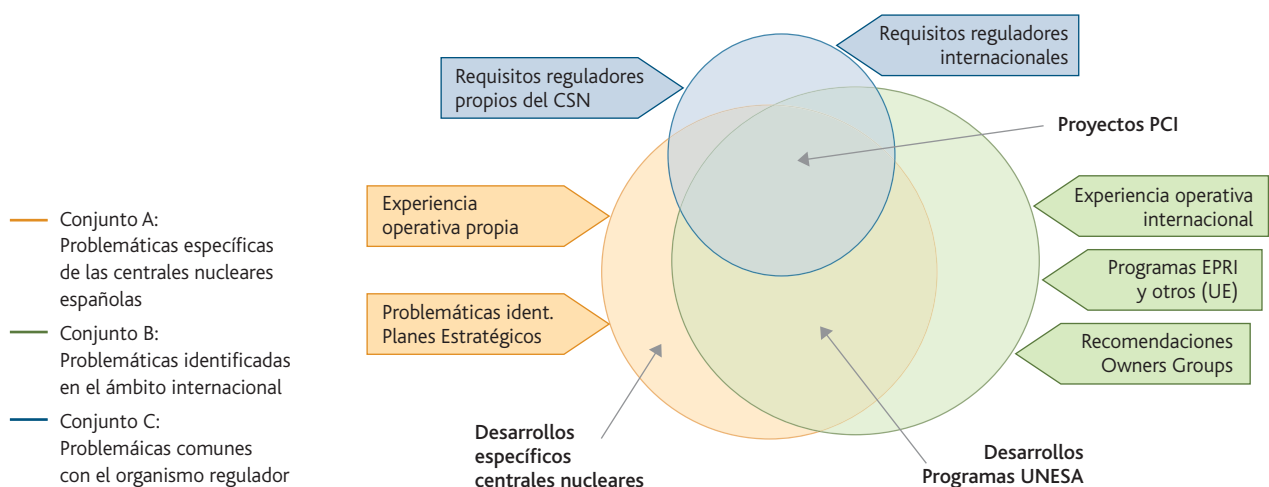
Participan en la SNETP 100 entidades europeas de todos los ámbitos (empresas, centros de investigación y universidades). Se han establecido seis grupos de trabajo con notoria participación del Ciemat y la Universidad Politécnica de Madrid.

7.2.3 Gestión nacional de la investigación sobre tecnología nuclear

La experiencia acumulada mundial, cercana a 15.000 reactores-año en centrales de Generación I y II, avala la madurez de la tecnología nuclear. La búsqueda de la excelencia hace que se mantenga una intensa actividad de investigación para perfeccionar aspectos concretos, entre otros, sobre materiales, investigación asociada a la operación a largo plazo e incrementos de potencia; combustible, para conseguir altos quemados y cero fallos; técnicas de fiabilidad de equipos, para la mejora de la eficiencia; gestión de residuos, a fin de reducir el volumen. Con respecto a la Generación III y III+, aunque la experiencia operativa sea menor⁷⁸, el planteamiento anterior sigue siendo válido.

Para conseguir los objetivos antes descritos, las instituciones españolas, fundamentalmente los titulares de las instalaciones y el Consejo de Seguridad Nuclear han expuesto sus intereses parciales, como se explica en el apartado 7.2.1. Una fracción de ellos son comunes a ambas entidades. Además, dentro de los intereses de los titulares se encuentran intereses particulares de cada uno e intereses generales, que también coinciden en gran medida. La figura 7.2 es una representación esquemática de los intereses parciales y comunes de los actores principales de la I+D nuclear.

Figura 7.2
Esquema conceptual de los programas de I+D sobre energía nuclear en España



Fuente: Elaboración propia.

⁷⁸ Excepto en el caso del modelo GE-ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) en explotación en Japón.

Los ocho reactores nucleares en explotación han de ser los iniciadores y destinatarios finales de los desarrollos tecnológicos nacionales. La experiencia operativa propia y ajena, así como las líneas estratégicas definidas en cada central a corto, medio y largo plazo, son fuente de temas que precisan de respuestas o soluciones (conjunto A de la figura).

Por su parte, Unesa es el foro común en el que las centrales plantean sus necesidades y donde se estudia la búsqueda de soluciones comunes. La Comisión de Tecnología del Comité de Energía Nuclear de Unesa analiza la experiencia operativa y los programas de investigación internacionales asociados a tecnologías homologables, principalmente los programas de EPRI y de la UE (conjunto B). Unesa trabaja básicamente en la intersección entre las temáticas internacionales y las específicas de interés de las centrales nacionales (conjunto $A \cap B$). Pero también analiza los temas del conjunto B que, aún no siendo de interés actual, son emergentes o pueden serlo en el futuro.

De acuerdo con sus funciones, el CSN es un actor relevante en la I+D nuclear, como identificador de temas a desarrollar y como fuente propia de conocimientos. A través de su propio cuerpo técnico y de las intensas relaciones con otros organismos internacionales equivalentes, el CSN también identifica temas de I+D, que suele plantear a los titulares para su estudio y resolución (conjunto C). Adicionalmente, la necesidad de estar en disposición de evaluar las propuestas formuladas por los titulares, obliga a este cuerpo técnico a estar al día de los últimos avances en investigación nuclear. Así pues, el CSN plantea un conjunto de temas a investigar (conjunto C), gran parte de los cuales tiene aspectos comunes con los identificados por las centrales y por Unesa (conjuntos $A \cap C$ y $B \cap C$). Estos temas son los que se deben investigar de forma conjunta en el Acuerdo de Colaboración de I+D entre CSN y Unesa.

Los programas de investigación seleccionados de la forma descrita son normalmente realizados por los Centros de referencia, que también actúan como promotores de desarrollos propios, que pueden ofrecer como soluciones a los problemas o necesidades que se plantean en las centrales nucleares. A través de la Plataforma Tecnológica CEIDEN se intenta coordinar el esfuerzo nacional en investigación nuclear.

Pilares de la investigación para la explotación a largo plazo



7.2.4 Programas de investigación relevantes para la operación a largo plazo

Los programas de investigación relevantes para la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear incluyen el comportamiento, caracterización y prueba de materiales, fiabilidad de los equipos, factores humanos e instrumentación y control, comportamiento del combustible nuclear y gestión del combustible usado, y las técnicas de evaluación de la seguridad.

Comportamiento de materiales. Aunque se constata un avance significativo sobre el comportamiento de materiales sometidos a condiciones de alta presión, temperatura y radiación ionizante, se está en proceso de concretar y conocer con precisión las acciones correctoras: nuevas aleaciones, técnicas de inspección y condiciones de operación del sistema primario de refrigeración del reactor. Por su dimensión y coste, es-



Simulador de factores humanos de las centrales nucleares Ascó y Vandellós
(Fuente: ANAV)

tas investigaciones precisan de una intensa colaboración internacional, de donde se podrán obtener, entre otros retornos, el desarrollo de programas de inspección específicos para los materiales susceptibles al deterioro y el consecuente desarrollo de actuaciones de mitigación y reparación de las problemáticas asociadas.

La caracterización de materiales persigue el desarrollo de técnicas para conocer con precisión el estado, posibles procesos de deterioro asociados a la operación y capacidades residuales de los materiales que forman parte de las ESCs. Las empresas españolas tienen reconocido prestigio internacional en este campo. Se debe disponer de tecnologías punteras, que puedan ser además validadas de acuerdo con las normativas vigentes, con el fin de alcanzar la automática aceptación y cualificación en el entorno internacional.

Fiabilidad de equipos, factores humanos e instrumentación y control. La búsqueda de mayores niveles de eficiencia de las instalaciones actuales está ligada a la mejora de las técnicas de diagnóstico y mantenimiento de los equipos. Existen metodologías en desarrollo para incrementar esta eficiencia y soslayar los problemas crecientes de obsolescencia de equipos clase nuclear⁷⁹, que se consideran críticos para la operación de las centrales.

Los factores humanos y la influencia de la organización en la seguridad han sido suficientemente cubiertos en cuanto al diagnóstico de situaciones, pero queda por completar el desarrollo de técnicas de mejora de las organizaciones. Este es el propósito de la construcción pionera de un simulador de factores humanos diseñado por Tecnatom para el entrenamiento del personal de operación de las centrales de Ascó y Vandellós II.

La Instrumentación y Control, I&C, afecta a todas las facetas de la operación de las centrales. Los actuales diseños y componentes están siendo superados por nuevas tecnologías y por la obsolescencia de los repuestos. En este aspecto, las prioridades se centran en la consolidación de un proceso de autorización de la sustitución de componentes simples analógicos por componentes digitales, que realizan funciones importantes para la seguridad. Se considera del máximo interés para las centrales nucleares españolas disponer de este proceso, habida cuenta de las necesidades de modernización y actualización tecnológica de sus sistemas y componentes por obsolescencia y la disponibilidad en el mercado de sustitutos, cada vez más limitada en componentes analógicos y más rica en componentes digitales. Conviene seguir la evolución de los procesos de autorización abiertos en Estados Unidos para sistemas digitales a gran escala, al objeto de estar preparados, una vez se tenga en las centrales la necesidad de evolucionar en los sistemas de protección y salvaguardias tecnológicas con tecnología digital.

Comportamiento y gestión del combustible nuclear. En el proceso de innovación relacionada con el combustible, se han producido sucesivas modificaciones de diseño, geometría y materiales constitutivos, orientadas a remediar causas históricas de fallo

⁷⁹ Se entiende por equipos clase nuclear los que se han de cualificar, a través de los ensayos y pruebas reglamentadas, para poder ser incorporados en las estructuras, sistemas y componentes de las centrales nucleares.

y responder a prestaciones más exigentes, como ciclos más largos, mayores quemados de descarga o aumentos de potencia. Consecuentemente, se ha prestado especial atención a los aspectos más problemáticos del entorno en que opera el combustible, como la compleja gestión de la química del sistema primario y los fenómenos asociados de formación de depósitos y corrosión de la vaina del combustible; el conocimiento de las causas y mecanismos de fallo; el seguimiento, mediante inspecciones sistemáticas, de los parámetros críticos y la revisión de modelos y herramientas de cálculo⁸⁰ utilizados para dar respuesta, por ejemplo, a la previsible aplicación de nuevos criterios y límites para prevenir y gestionar accidentes de reactividad, RIA (*Reactivity Induced Accident*) o con pérdida de refrigerante, LOCA (*Loss of Coolant Accident*).

En el orden sectorial, conjugar un comportamiento más fiable del combustible, mitigando o previniendo la aparición de fallos y con una mejor utilización del uranio, contribuye a afianzar la generación nuclear como soporte básico y económicamente atractivo del sistema eléctrico. En sintonía con ese objetivo, también juega un papel importante fundamentar la gestión futura del combustible usado, para lo que es preciso estudiar en profundidad las características y el comportamiento de tales combustibles, para definir los criterios de diseño y seguridad aplicables en el almacenamiento y transporte.

Respondiendo a esas necesidades, se ha consolidado la participación española en programas de ámbito internacional, como es el caso del *Fuel Reliability Program*, FRP, del EPRI, donde se desarrollan varios proyectos conjuntos, en los que juegan un papel destacado los Centros de Referencia nacionales en el área. Otras iniciativas relacionadas con el combustible nuclear, en las que participa el CSN, se llevan a cabo dentro del proyecto ALPS, de la Agencia Japonesa de Energía Atómica, JAEA (*Japan Atomic Energy Agency*), que se centra en la mejora y utilización eficiente del combustible nuclear tipo óxidos mixtos, MOX, de uranio enriquecido y plutonio. El CSN tiene también una larga participación en el proyecto CABRI, que se ha llevado a cabo en el centro francés de investigación de Cadarache, dentro de un concierto internacional amplio, en el que se realizan investigaciones sobre el comportamiento del combustible muy irradiado ante transitorios de reactividad. En estos experimentos se han utilizado varillas combustibles irradiadas a niveles muy altos de la central nuclear de Vandellós II.

Los trabajos en marcha relacionados con el combustible muestran una actividad intensa, compleja y diversa en el sector nuclear español, a la que dedican importantes recursos económicos y humanos, Enusa, los centros de investigación, el organismo regulador y los titulares de las centrales. Parte de esa actividad encuentra su foro de coordinación en el marco de la Plataforma tecnológica CEIDEN, donde los principales agentes sectoriales intentan conjugar sus intereses y prioridades, que van desde la investigación básica hasta la aplicación de mejoras tecnológicas en el producto.

⁸⁰ Se trata de códigos tipo mejor estimación (*best estimate*), con tratamiento estadístico de las incertidumbres.

Gestión de residuos de alta actividad y de combustible usado. Enresa, el CSN y Enusa son los principales promotores de iniciativas de I+D referentes a la gestión del combustible usado. La participación del sector eléctrico se articula a través de su participación en el programa base del EPRI. La responsabilidad de los titulares se limita a aquellas etapas de la gestión del combustible usado que tienen lugar en su emplazamiento; por ello, sólo responden a los principios de seguridad y protección radiológica durante dichas etapas.

Los aspectos de ingeniería tendentes a dar solución al almacenamiento temporal de los elementos combustibles (cuyo ejemplo es el diseño, licenciamiento y construcción de los almacenes en seco en las centrales de Trillo I, José Cabrera y Ascó I) son de interés en la medida en que los titulares de centrales han de asumir su cuota de responsabilidad en la implantación de las soluciones transitorias hasta que se disponga en operación del Almacén temporal centralizado, ATC. Se han de desarrollar bases de datos experimentales con objeto de soportar los criterios de aceptación del combustible usado, con vistas a su evacuación del núcleo. La regulación que establece criterios para discriminar cuándo se considera el combustible intacto o dañado, está en trance de revisión. Desde el punto de vista del sector, es un objetivo relevante acotar estos extremos para propiciar que la transferencia de la responsabilidad desde el titular a Enresa requerida formalmente pueda realizarse racionalizando costes.

A la vista de estas necesidades e intereses, la Plataforma tecnológica CEIDEN, entre sus líneas y actividades de investigación, puso en marcha en 2005 un acuerdo para el desarrollo de los criterios de diseño y seguridad para el almacenamiento en seco y transporte del combustible gastado, con participación del CSN, Enresa, Enusa, Unesa y el Ciemat.

Tecnologías de evaluación de la seguridad. La aproximación determinista y la metodología probabilista⁸¹ están sometidas a un proceso continuado de perfeccionamiento, en el que es necesario participar. Tanto la NEA/OECD como el OIEA están desarrollando la integración de la aproximación determinista y la metodología probabilista como herramienta del futuro para la evaluación más precisa de la seguridad de las centrales nucleares. El grupo internacional sobre seguridad nuclear, INSAG (International Nuclear Safety Group) ha publicado un documento específico sobre esta cuestión (INSAG, 2011). El CSN ya participa en tales desarrollos que también deben ser objeto de atención por parte de los titulares nacionales.

Residuos de baja y media actividad y protección radiológica. Aunque tecnológicamente resuelta, la gestión de los residuos de baja y media actividad requiere nuevos desarrollos relacionados con la caracterización de los residuos y la reducción del volumen, tanto en la explotación normal como para hacer óptimo el desmantelamiento de las instalaciones y el uso de autómatas para la desclasificación de hormigones y la caracterización de materiales.

⁸¹ Esta aproximación y metodología para cuantificar la seguridad ha sido expuesta en el apartado 5.1 de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

La protección radiológica operacional y la vigilancia radiológica ambiental están bien desarrolladas. Siempre caben nuevas mejoras relacionadas con la dosimetría interna, y dosimetrías especiales, tales como las dosis recibidas en las extremidades. Asimismo están en desarrollo técnicas de ayuda para la gestión de los trabajos con radiaciones.

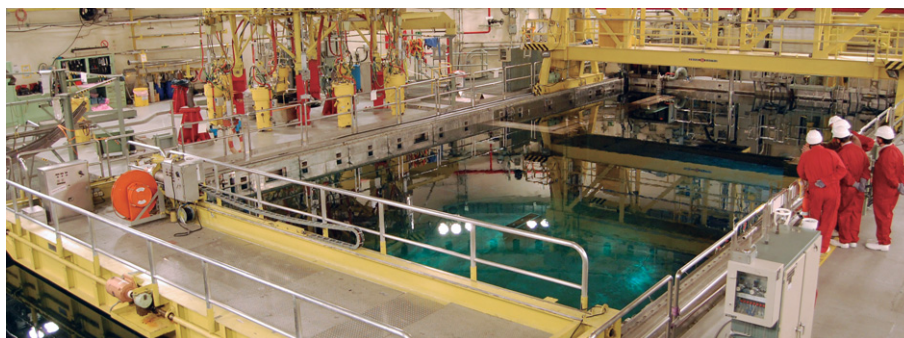
7.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES


Los programas de investigación que se han anunciado, el esfuerzo intelectual que se está realizando y la inversión económica tienen como objetivo principal la operación segura y fiable del parque nuclear nacional actual y a largo plazo.

El desarrollo nuclear del país promocionó la creación de una infraestructura industrial de calidad elevada, que permitió la participación nacional hasta límites superiores al 80% en el diseño y construcción de las centrales del parque e hizo posible la puesta en marcha y la explotación económica y segura de cada unidad, contando sólo con el esfuerzo nacional. La infraestructura industrial creada tuvo también un efecto positivo sobre la calidad de los productos industriales del país.

La moratoria nuclear del plan energético de 1983 detuvo el desarrollo de la industria nuclear y redujo considerablemente las actividades industriales; sólo unas pocas instituciones pudieron sobreponerse a la crisis creada, las cuales constituyen una plataforma firme e internacionalmente conocida para el mantenimiento de la explotación a largo plazo de las instalaciones del parque nuclear. La decisión de cerrar las instalaciones de forma prematura o no aceptar la explotación a largo plazo causaría la pérdida de una actividad investigadora e industrial relevante para el país.

La percepción que se exige a la industria nuclear requiere el mantenimiento de programas de investigación y desarrollo continuado, la mayor parte de carácter y gestión internacional, encaminados a perfeccionar la explotación segura y económica de las centrales. En el caso de no prolongar la explotación de las centrales nucleares más allá de la vida asignada en el diseño original, durante varios períodos de diez años, la inversión económica y el esfuerzo de investigación realizado sólo habrá servido para mantener la operación de las centrales nucleares hasta 40 años. La inversión y el esfuerzo realizado serán rentables y eficaces sólo si sirven para la explotación a más largo plazo.





8. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO SOBRE EL DESARROLLO ECONÓMICO LOCAL, REGIONAL Y AUTONÓMICO

8. BENEFICIOS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO SOBRE EL DESARROLLO ECONÓMICO LOCAL, REGIONAL Y AUTONÓMICO

Razones de la aceptación social en el entorno



La población que habita en el entorno de las centrales nucleares acepta la presencia de la instalación. Existen al menos dos razones que soportan la aceptación: los beneficios socio-económicos evidentes, tanto individuales como comunitarios, y la confianza en el equipo de operación a través del diálogo y la información. Desde la puesta en marcha de cada unidad del parque se han hecho esfuerzos notables para mejorar el impacto social y económico sobre el entorno. Se puede afirmar que los titulares del parque nuclear español tienen una política empresarial bien definida, que se sustenta sobre tres pilares básicos: primacía de la seguridad y la fiabilidad, mantenimiento de las centrales permanentemente actualizadas y capacitación profesional, formación y cualificación apropiada del personal.

El objetivo de este capítulo es analizar los impactos de la explotación de las centrales que constituyen el parque nuclear español sobre el desarrollo social y económico local, regional, autonómico y nacional. Estos beneficios tienen un componente directo y otro derivado. Se exponen en primer lugar las variables que tienen una influencia directa sobre la zona de emplazamiento, posteriormente se discuten los factores que generan beneficios indirectos, tanto a nivel local como provincial, autonómico y nacional.

8.1 BENEFICIOS ECONÓMICOS Y SOCIALES DIRECTOS

Los beneficios más destacables incluyen la generación de empleo fijo y contratado y la correspondiente formación del personal; los impuestos y las tasas abonadas por los titulares que afectan de forma positiva los ingresos de los ayuntamientos y entidades de la zona, las aportaciones sociales que todos los titulares realizan en su zona de influencia más cercana como muestra de la política de acción sobre la responsabilidad social corporativa de todo el parque nuclear español y los fondos que debe distribuir anualmente Enresa en beneficio de los Ayuntamientos de los municipios en las áreas en el entorno de las centrales nucleares.

8.1.1 Generación de empleo

El personal propio que trabaja directamente en el parque nuclear español ha permanecido relativamente estable⁸² en los últimos cuatro años en torno a los 2.300 empleos de los que más del 40% son titulados universitarios, por lo que pueden considerarse de alta cualificación. Por otro lado, existe una preocupación por la mejora de los recursos humanos con inversiones en formación de más de 18 millones de euros anuales. La figura 8.1 incluye la evolución integrada de los empleos directos en las centrales nucleares españolas.

⁸² En particular, en las centrales explotadas por la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós, ANAV, se ha producido un incremento significativo de personal.

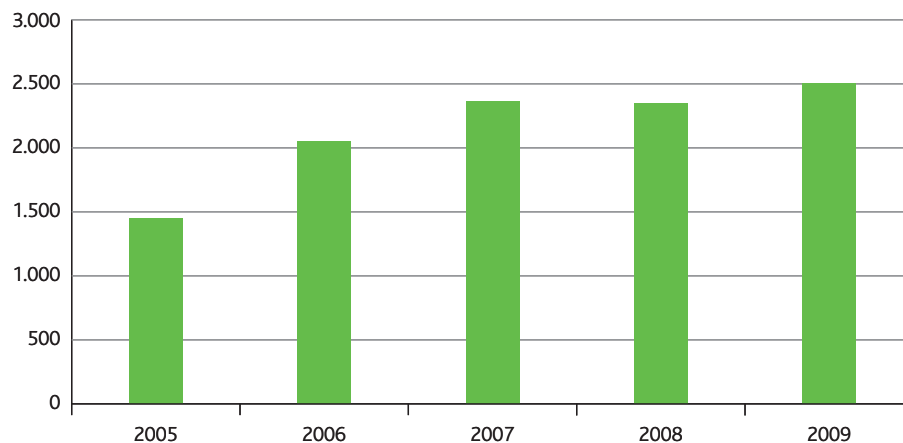
Figura 8.1
Evolución del personal propio de los Titulares



Fuente: Elaboración propia

A los empleos propios se han de sumar los empleados permanentes que trabajan directamente en las centrales y que pertenecen a empresas subcontratadas con un volumen total de empleo de estas características de 2.501 en el año 2009. La figura 8.2 incluye la evolución integrada de los empleos permanentes de empresas subcontratadas.

Figura 8.2
Evolución del personal permanente de empresas subcontratadas



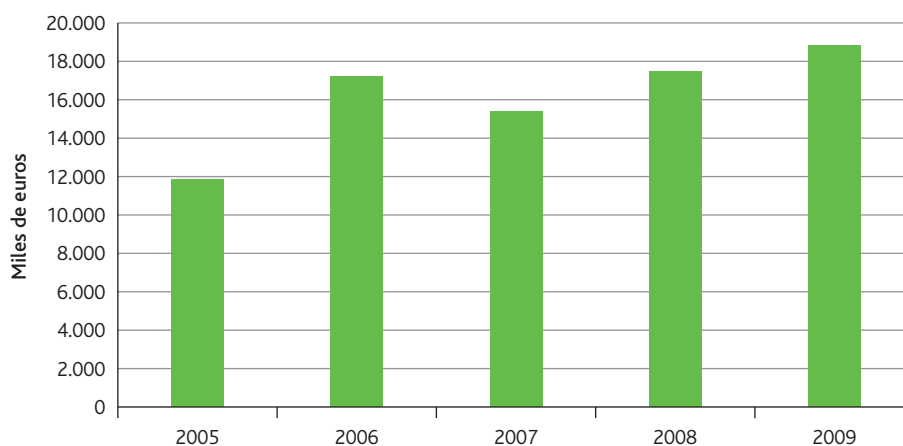
Fuente: Elaboración propia

Con motivo de las paradas de recarga, generalmente cada 18 meses, se produce una contratación significativa para la realización de todo tipo de operaciones específicas de recarga y de labores de mantenimiento que implica el empleo temporal de más de

4.000 personas de media anual para todas las centrales. Esta actividad, que requiere profesionales cualificados, asegura la capacitación del personal contratado, el reciclaje y la formación de los trabajadores que prestan sus servicios en cada una de las empresas propietarias.

Todo ello hace que el parque nuclear español ocupe a más de 9.000 personas directamente, a los que habría que considerar todos los empleos que se generan en la zona de influencia de las centrales como consecuencia del empleo indirecto y en las empresas proveedoras de las mismas. Los gastos de formación del personal de explotación son también significativos, representándose en la figura 8.3.

Figura 8.3
Evolución integrada de los gastos de formación del personal
de explotación de las centrales nucleares españolas



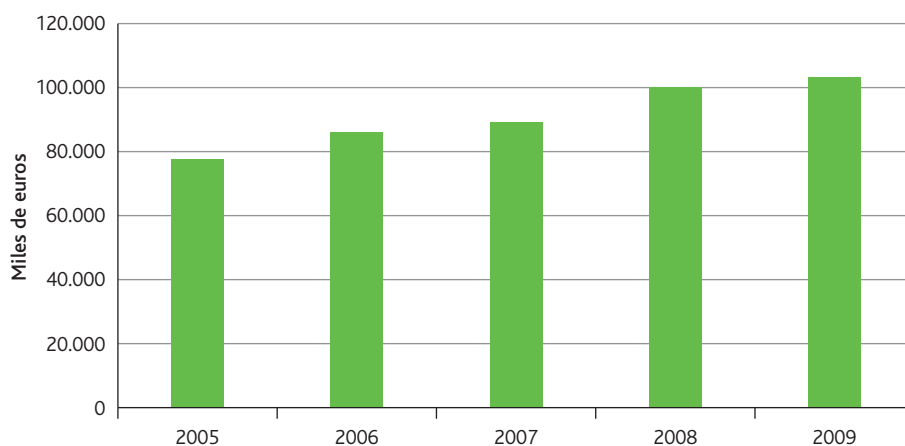
Fuente: Elaboración propia

8.1.2 Tasas, tributos y aportaciones sociales

Las contribuciones de las centrales nucleares en concepto de tributos dependen de la forma jurídica y la constitución de las Agrupaciones de Interés Económico, que condicionan sobre todo el Impuesto de Sociedades. En el año 2009 los tributos pagados por las centrales nucleares fueron superiores a los 100 millones de euros, con un incremento cercano al 30% en los últimos cinco años.

Destaca el incremento del 100% que ha sufrido un impuesto eminentemente vinculado a la zona de influencia como es el IBI, que ha pasado de algo más de 13 millones de euros para el conjunto de las centrales nucleares a más de 26 millones de euros. También las tasas se han incrementado un 21% en los últimos cuatro años con un importe de 30,5 millones de euros. La figura 8.4 incluye la evolución integrada de los tributos aportados por las centrales nucleares españolas.

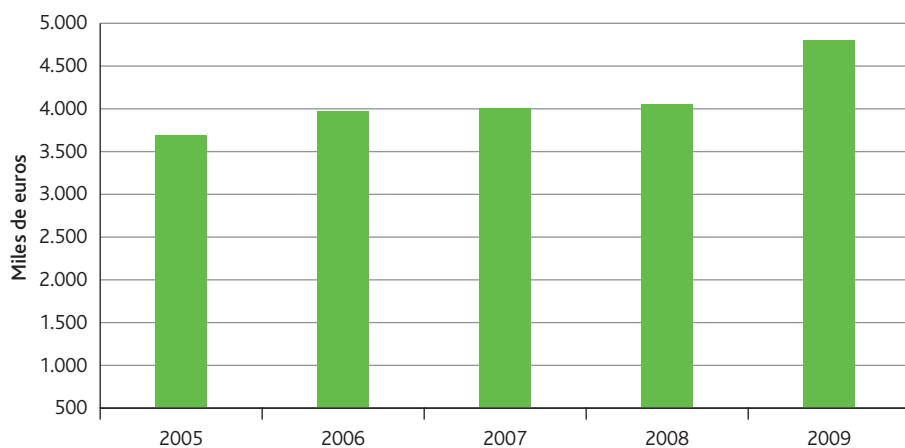
Figura 8.4
Evolución temporal integrada de los tributos pagados
por las centrales nucleares españolas



Fuente: Elaboración propia

Destacan las contribuciones que las diferentes centrales realizan en concepto de aportaciones sociales que se destinan al desarrollo de actividades culturales y otras iniciativas sociales y asistenciales con la firma de convenios de colaboración con diferentes instituciones locales y que en su conjunto se destinan más de 4 millones de euros. La figura 8.5 incluye la evolución integrada de las aportaciones sociales realizadas por los titulares de las centrales nucleares españolas.

Figura 8.5
Evolución integrada de las aportaciones sociales realizadas
por los titulares de las centrales nucleares españolas



Fuente: Elaboración propia

8.1.3 Asignaciones de Enresa por almacenamiento de residuos radiactivos

El artículo 1 de la Orden Ministerial de 20 de diciembre de 1994 (Orden Ministerial, 1994) autoriza a Enresa la asignación de fondos con destino a los ayuntamientos en cuyo término municipal se ubicasen instalaciones específicamente concebidas para el almacenamiento de residuos radiactivos y en los ayuntamientos que pudiesen quedar afectados por tales instalaciones. La Orden establece un fondo, que debe ser revisado anualmente para tener en cuenta el Índice de precios de consumo, IPC, distribuido por Enresa entre los ayuntamientos afectados, de acuerdo con parámetros y porcentajes normados. Las piscinas de desactivación y los almacenamientos en seco de las centrales nucleares se consideran instalaciones especialmente concebidas para el almacenamiento de residuos radiactivos a los efectos de la mencionada Orden Ministerial.

El fondo económico para la financiación de las actividades del Sexto *Plan general de residuos radiactivos*, PGRR (Enresa, 2006) para sufragar los costes de la gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado (costes de la gestión⁸³ e ingresos necesarios para su financiación), está evaluado y previsto con antelación, con independencia de su fecha de generación. Es acorde con los programas de actuación y está contextualizado al escenario de aplicación para que la gestión de los residuos radiactivos no suponga un gravamen para la economía actual y la de las generaciones venideras.

Resultan de importancia las asignaciones del fondo que Enresa destina a los Ayuntamientos del área de influencia directa de las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos y a las instalaciones de almacenamiento de combustible usado, así como los importes correspondientes a los tributos que se devenguen en relación con estas actividades con independencia de su fecha de generación. Las asignaciones a los Ayuntamientos representan un impacto económico sustancial y constituyen un importante concepto económico incluido en el proceso de gestión, suponiendo el ocho por ciento del total de su coste (ver tabla 8.1).

Tabla 8.1
Asignaciones reales y estimadas del Fondo económico de Enresa
(miles de euros a 2010) destinadas a los Ayuntamientos
de las poblaciones afectadas

Concepto	Real (>31/12/2005)	Estimado (2006)	Presupuestado (2007-2010)	Estimado (2011-2070)	Total
Gestión de RBMA	35.519	1.282	7.197	102.534	146.532
Gestión de CU y RAA	322.522	17.981	72.951	418.242	831.696
Clausura de Instalaciones	4.532	563	2.199	37.768	45.062
Totales	362.573	19.826	82.347	558.544	1.023.290

⁸³ La asignación es independiente de las técnicas de tratamiento aplicadas a los residuos radiactivos de alta actividad y al combustible usado (reutilización, reelaboración, separación, transmutación), antes de su almacenamiento definitivo y al tratamiento y gestión que se pudiese dar al resto de residuos radiactivos.

La mencionada Orden Ministerial y referencias posteriores deberán ser modificadas para regular el régimen de asignaciones del fondo que corresponderán a los municipios del área del entorno del ATC o de cualquier otra nueva instalación de almacenamiento de residuos radiactivos o combustible usado que fuese necesaria, y para considerar el aumento de volumen de residuos de la potencial ampliación de la operación de las centrales nucleares actuales.

8.2 BENEFICIOS ECONÓMICOS Y SOCIALES DERIVADOS

Los beneficios económicos y sociales derivados tienen orígenes muy diversos y su estimación requiere análisis complicados. Entre los orígenes más salientes cabe citar los siguientes:

El Impuesto de la renta de las personas físicas, IRPF, que abonan las familias de los empleados que tienen fijada su residencia en la localidad o provincia donde se encuentran emplazadas las centrales nucleares, así como las personas de las empresas colaboradoras que prestan sus servicios de forma continua o esporádica, dado que este impuesto está parcialmente cedido a las comunidades autónomas y que se tributa en función del domicilio de residencia.

Las adquisiciones de bienes y servicios que se realizan en los entornos próximos o lejanos a las centrales. La evolución de los datos señala cómo, con el paso del tiempo, se ha ido consolidando una red de suministradores locales, cada vez más capaces de satisfacer las necesidades de la especialización y calidad necesarias para las instalaciones nucleares. Equipos complejos y especiales no pueden ser adquiridos localmente, pero sí en la provincia, la autonomía o el país, donde producen un beneficio derivado. Aunque el comercio está liberalizado, el suministro del combustible nuclear está garantizado por Enusa.

El análisis de los beneficios derivados es función de las inversiones realizadas, que se exponen en primer lugar. La estimación de los beneficios derivados depende de un análisis complejo, que se expone en segundo lugar.

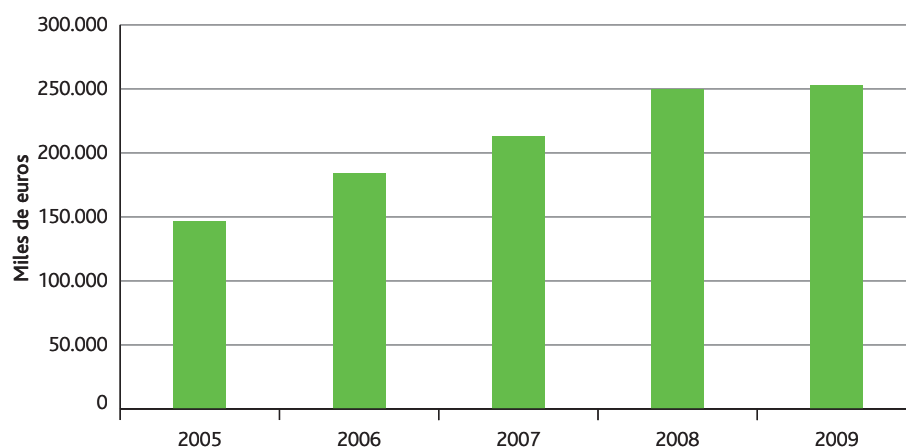
8.2.1 Inversiones realizadas por los titulares de las centrales nucleares

Uno de los aspectos más importantes en los que se basa la seguridad y la fiabilidad de las instalaciones es su programa de inversiones, siendo la característica más singular y representativa de la actividad empresarial de los titulares. El nivel de inversiones alcanzado por estas empresas, uno de los más importantes del sector a escala nacional, representa el esfuerzo realizado por las mismas para lograr una mayor fiabilidad y seguridad de las centrales.

La adquisición de bienes y servicios, en los cuatro últimos años, ha experimentado un fuerte incremento, 71%, superando en 2009 los 250 millones de euros, siendo este crecimiento sostenido en el tiempo y para todas las centrales. La mayoría de estas adquisiciones se realizan en empresas ubicadas en las diferentes zonas de influencia, por

lo que también se contribuye a su desarrollo. La figura 8.6 incluye la evolución integrada de la facturación realizada por suministradores de equipos y servicios.

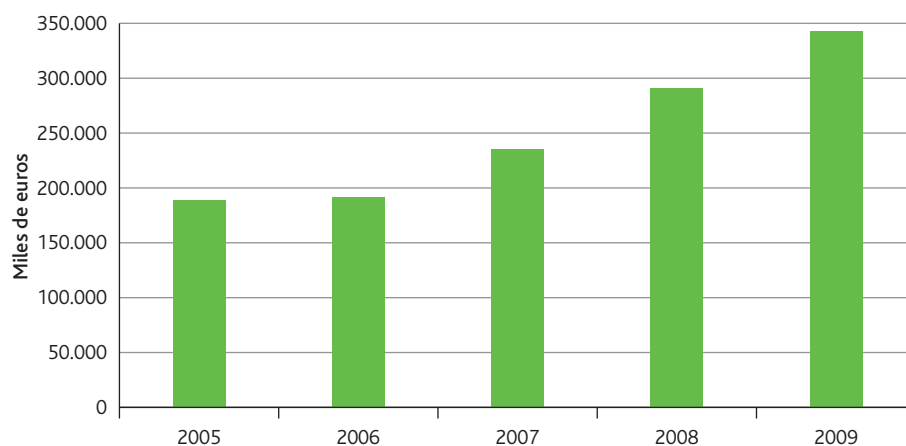
Figura 8.6
Evolución integrada de la facturación por suministradores de equipos y servicios a las centrales nucleares españolas



Fuente: Elaboración propia

Las inversiones que se realizan en las diferentes centrales han experimentado un fuerte incremento en los tres últimos años, llegando a alcanzar una cifra superior a los 342 millones en el año 2009. La figura 8.7 incluye la evolución de las inversiones realizadas en las centrales nucleares españolas.

Figura 8.7
Evolución integrada de las inversiones realizadas por las centrales nucleares españolas



Fuente: Elaboración propia

8.2.2 Metodología para estimar los beneficios derivados

La mayor parte de los titulares han realizado estudios para estimar los beneficios socio-económicos de sus centrales a niveles locales, provinciales, autonómicos y nacionales. La Sociedad Nuclear Española, SNE, en su XXXVII Reunión anual dedicó una sesión plenaria sobre el *Impacto Socioeconómico del Sector Nuclear*, en el que se presentaron los resultados de los análisis realizados por los Titulares nacionales en sus centrales (Nuclear España, 2011).

La metodología utiliza los llamados análisis *input-output*. Existen varios modelos comerciales basados en el código IMPLAN (*Impact Analysis for Planning*).

El código IMPLAN analiza las relaciones entre demanda y oferta para cualquier actividad como la operación normal o a largo plazo de centrales nucleares en un entorno geográfico definido. El objetivo del análisis consiste en determinar los gastos que las actividades de la central pueden efectuar en la región elegida, incluyendo pagos a las compañías locales y a los individuos, el número de empleos que la actividad puede crear en sus distintas etapas y las tasas e impuestos que ello representa.

El sistema no sólo considera las inversiones que debe realizar el titular, sino el hecho que cualquier demanda por bienes y servicios puede generar nuevos empleos y la posibilidad de prestar nuevos bienes y servicios al mismo o a otros clientes, creando así un efecto multiplicador global o para cada efecto individual tal como el aumento de puestos de trabajo, los ingresos, el desarrollo industrial o los impuestos. Además, los multiplicadores pueden ser locales, provinciales, autonómicos y nacionales.

La Asociación Nuclear Ascó-Vandellós II, ANAV, por ejemplo, ha realizado un estudio de este tipo para las centrales nucleares de Ascó y Vandellós II. El estudio ha sido realizado por la Universidad Rovira i Virgili (URV) de Tarragona (ANAV, 2011), cubriendo el período 2004-2008. Se ha encontrado que la economía de Cataluña durante el quinquenio estudiado ha multiplicado por cuatro las inversiones realizadas por ANAV en el quinquenio indicado. Este factor se reduce a 3,3 cuando el territorio considerado se limita a la provincia de Tarragona. Factores de multiplicación parecidos se encuentran para la creación de puestos de trabajo.

El Titular de la central nuclear de Santa María de Garoña, y de otras centrales, ha realizado análisis de la evolución socioeconómica en un radio de 35 kilómetros en distintas etapas de la vida de la central, por ejemplo, antes de la construcción y después de 37 años de explotación (NUCLENOR, 2007). El impacto socioeconómico se mide comparado, en los momentos antes indicados, los índices de desempleo, las actividades comerciales e industriales, el número y volumen de negocio de las entidades financieras y el aumento de coches, teléfonos y aparatos domésticos. Con el fin de identificar mejor el impacto de la central los índices antes mencionados se han comparado con los correspondientes a la provincia de Burgos, encontrando factores de dos en muchos casos.

8.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

La explotación de las centrales nucleares acarrea beneficios socioeconómicos directos a través del empleo, las tasas e impuestos, las asignaciones de Enresa y las aportaciones sociales de los titulares. También genera beneficios derivados de las demandas por bienes materiales y servicios que incluyen efectos multiplicadores relevantes en las economías y en los empleos a nivel local, provincial, autonómico y nacional.

El conjunto de las centrales del parque emplea más de 2.000 personas de plantilla y cerca de 2.500 personas en empresas con contratos sostenidos. Durante las paradas para la recargas del combustible el conjunto de las centrales emplean a más de 4.000 personas al año, lo que supone un oferta cercana a 9.000 puestos de trabajo, de elevada cualificación técnica; a esta bolsa de trabajo hay que añadir los empleos que se generan en la zona de influencia de las centrales como consecuencia del empleo indirecto y en las empresas proveedoras de servicios y materiales.

Bajo el concepto de tasas y tributos el conjunto de las centrales nucleares españolas ingresa en el erario público más de 100 millones de euros con importantes crecimientos recientes en el Impuesto de bienes inmuebles con relevante importancia local. A través del Fondo económico de Enresa, reciben asignaciones, cerca de 20 millones de euros en 2006, los municipios afectados por las instalaciones que forman parte del sistema de gestión de residuos de baja, media actividad y de alta actividad, el almacenamiento temporal del combustible usado y el desmantelamiento de las instalaciones.

Los beneficios económicos derivados incluyen muchos factores complejos relacionados con las rentas de los trabajadores de la central y la prestación de bienes y servicios de la población local a dichos trabajadores y sus familias. También tiene una importancia sustancial la facturación por bienes y servicios, muchos de ellos de carácter local y regional, requeridos por las propias centrales nucleares, que en su conjunto son superiores a 250 millones de euros anuales. También son relevantes las inversiones que se realizan en la mejora de la seguridad nuclear y la explotación cercanas a 300 millones anuales. Además, cualquier demanda por bienes y servicios crea un efecto multiplicador sobre las empresas participantes que favorece el desarrollo industrial local, regional y nacional. Evaluaciones realizadas encuentran factores de multiplicación de hasta cuatro veces la inversión en los índices económicos en la economía general y superiores a tres en la provincial.

El cierre prematuro de cualquier instalación nuclear por cualquier motivo, incluyendo la decisión de no autorizar la explotación a largo plazo, supondría la pérdida de beneficios económicos y sociales relevantes. Tal pérdida sería inaceptable si la central nuclear cumpliera los requisitos de seguridad exigidos para la explotación a largo plazo.



PARTE III

REQUISITOS TÉCNICOS Y CONSIDERACIONES SOCIALES Y AMBIENTALES QUE EXIGE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

La explotación a largo plazo de las unidades del parque nuclear nacional requiere que se satisfagan requisitos técnicos relevantes, tales como el mantenimiento de la seguridad de las centrales a través del programa de vigilancia del envejecimiento de las ESCs; incremento del inventario de combustible usado y su gestión segura; continuación de la gestión de los residuos radiactivos de operación; retraso del desmantelamiento de las centrales y gestión de los residuos generados; mantenimiento de los programas de control de las emisiones de nucleidos radiactivos al medio ambiente, los programas de vigilancia de la radiactividad ambiental y los análisis epidemiológicos asociados.

La explotación a largo plazo exige también la consideración de aspectos sociológicos relevantes, entre los que destacan la garantía de que la explotación adicional de las centrales nucleares es segura y los riesgos aceptables, y que tales riesgos están, en todo caso, mitigados por planes de emergencia y cubiertos por un régimen formal de responsabilidad civil por daños a terceros. Además, se requiere que exista un plan nacional de formación e información sobre la naturaleza de los riesgos nucleares, y que la gestión de los residuos radiactivos no afectará a la salud y seguridad de las generaciones presentes y futuras.

Se presenta la situación y perspectivas de los requisitos técnicos y de las consideraciones sociales antes mencionadas.

9. REQUISITOS TÉCNICOS QUE EXIGE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO



9. REQUISITOS TÉCNICOS QUE EXIGE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

Requisitos técnicos para la explotación segura de las centrales nucleares



De acuerdo con el propósito definido en la introducción, en este capítulo se describen los requisitos técnicos adicionales para mantener la seguridad de las centrales nucleares durante la operación a largo plazo. Se describen también los requisitos técnicos que se derivan del incremento en la generación de residuos radiactivos de operación y desmantelamiento y el mayor inventario de combustible usado. Posteriormente se analizan someramente los requisitos técnicos asociados a las emisiones radiactivas y la necesidad de mantener el programa de vigilancia radiológica ambiental y la realización periódica de estudios epidemiológicos.

9.1 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE LA SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES DURANTE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

Los requisitos de seguridad que se aplican a la explotación de las centrales nucleares han sido descritas en la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010). Las razones y requisitos de la explotación a largo plazo se describen con detalle en la primera parte de este estudio. Tales requisitos tienen como objetivo fundamental vigilar los potenciales mecanismos de degradación y mantener el nivel de seguridad por encima del especificado por el organismo regulador.

Aunque igualmente aplicables a todas las fases de la explotación, durante la explotación a largo plazo adquieren especial interés los siguientes principios de seguridad del OIEA (OIEA, 2007): Principio 3, *Liderazgo y gestión en pro de la seguridad*; Principio 8, *Prevención de accidentes*, y Principio 9, *Preparación y respuesta en casos de emergencia*.

9.1.1 Liderazgo y gestión en pro de la seguridad

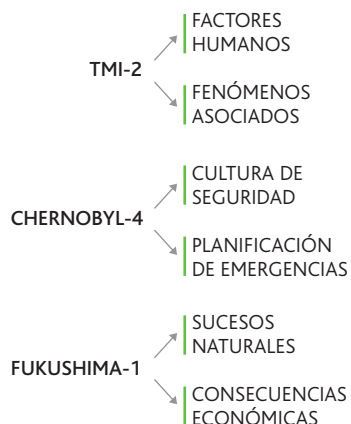
El principio 3 exige que todo el personal de explotación esté integrado en una misma *cultura de seguridad*⁸⁴ que evite fallos humanos y de organización y que se preste atención al análisis y *retroalimentación de la experiencia operativa*⁸⁵ propia y ajena.

Durante la explotación a largo plazo la cultura de seguridad debe estar completamente desarrollada e integrada. Cada titular debe analizar de forma continuada la seguridad de la instalación para tener en cuenta la aplicación de nuevas normas, las novedades científicas y técnicas que procedan de planes de investigación, la retroinformación sobre la experiencia operacional propia y ajena, las modificaciones de diseño que se consideren necesarias o requeridas por el organismo regulador y los resultados de los planes de gestión del envejecimiento. La continuidad de la explotación dependerá de que los resultados de las evaluaciones efectuadas demuestren que a juicio del órgano regulador se cumplen los requisitos de seguridad establecidos.

⁸⁴ El concepto, desarrollo y aplicación de cultura de seguridad ha sido considerado con detalle en el apartado 4.2.1 de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

⁸⁵ El concepto, desarrollo y aplicación de la retroalimentación de la experiencia operativa ha sido considerado con detalle en el apartado 4.2.3 de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010).

Lecciones básicas de los accidentes graves



La retroinformación de la experiencia operativa es considerada como una herramienta esencial para mejorar la seguridad. La experiencia operacional, tanto propia como ajena, debe ser analizada y aplicada a la propia instalación mediante procedimientos normados, por ejemplo mediante el llamado sistema MORT (*Management Oversight and Risk Tree*), que suelen incluir, entre otros aspectos, el análisis de los sucesos iniciadores, precursores de accidentes e incidentes y actuaciones humanas anómalas; también se consideran las consecuencias que el suceso iniciador hubiese generado de haber sucedido fallos o cometido errores adicionales. De este tipo de análisis se obtienen enseñanzas valiosas que deben ser aplicadas a la propia central y compartidas con otros titulares.

En el caso de accidentes con repercusiones graves, el análisis es mucho más profundo y minucioso, siempre tiene carácter internacional. En casos graves incluso se pone en cuarentena la explotación de centrales similares hasta conocer con precisión las causas y consecuencias del accidente y las medidas urgentes a tomar para prevenir que ocurra lo mismo en instalaciones parecidas.

El accidente de TMI-2 demostró la importancia de los errores humanos y la necesidad de mejorar la formación del personal responsable de la operación de la central. La pérdida de refrigerante causada por un válvula abierta fue diagnosticada correctamente por los sistemas de protección y seguridad de la central; sin embargo, el funcionamiento automático del sistema de inyección de refrigerante fue detenida por el equipo humano de operación que diagnosticó la operación de forma incorrecta. El accidente advirtió también que era posible la fusión del núcleo del reactor, considerada hasta entonces muy poco probable, lo que inició el establecimiento de programas internacionales de investigación sobre los accidentes graves y la creación de metodologías y procedimientos para gestionar tales sucesos, que se han incorporado en las centrales en funcionamiento y con mayor profundidad en los nuevos proyectos.

El accidente de Chernobyl-4 demostró la importancia de la cultura de seguridad. Un reactor intrínsecamente inseguro a baja potencia fue sometido a un experimento de pérdida de energía eléctrica exterior, con el sistema de protección desconectado, cuando se encontraba en la zona insegura. El accidente demostró también la necesidad de disponer de un plan de emergencia satisfactorio y completo, que se puso en marcha demasiado tarde. Como consecuencia del accidente se mejoró la seguridad de los reactores tipo RBMK, de diseño soviético, se detuvo el funcionamiento del reactor similar N-4, del centro de investigación de Handford en Estados Unidos, y se extendió por todo el mundo el concepto de cultura de seguridad, hoy considerado esencial.

Como consecuencia del accidente de Chernobyl-4 las propias autoridades soviéticas solicitaron del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, la revisión de la seguridad del diseño de las centrales con reactores de agua a presión. La propia Unión Europea incluyó el requisito de evaluar la seguridad de las centrales de diseño soviético en explotación o construcción en los países del Este de Europa que habían solicitado ser parte de la Unión. Como consecuencia de la reunificación, el Gobierno alemán decidió cancelar la explotación y construcción de todas las centrales nucleares de diseño soviético de la antigua República Democrática Alemana. Como resultado final de esta larga operación, la Unión Europea impuso como condición para ser parte de la Unión la cancelación de todas las centrales del modelo VVER-440-230, que afectó fundamen-

Se dice que un accidente en cualquier país tiene un efecto negativo sobre el desarrollo nuclear de todos los países

talmente a las cuatro unidades de Kozloduy (Bulgaria) de este tipo, y las dos unidades de Ignalina (Lituania) del tipo RBMK. También se establecieron requisitos adicionales encaminados a mejorar la seguridad de los modelos soviéticos VVER-440-130, en Hungría, la República Checa y Eslovaquia.

El accidente de Fukushima Daiichi ha demostrado la importancia de proteger las centrales contra sucesos naturales extremos, por muy remota que sea su probabilidad. Las cuatro unidades de la central se habían protegido contra terremotos, pero no contra maremotos de la magnitud que inundó elementos vitales. Como consecuencia de este accidente se ha iniciado en todo el mundo una revisión en profundidad de la seguridad de las centrales del parque nuclear mundial. En algunos casos, en particular en Alemania, se ha decidido cancelar la explotación de ocho centrales nucleares construidas antes de 1983. En Japón, la mayor parte de las centrales nucleares del país han entrado en un largo período de revisión y la vuelta a la explotación depende de la aprobación del organismo regulador y las autoridades locales. Dentro de la Unión Europea se ha iniciado una revisión y análisis de la capacidad de las centrales para hacer frente a la pérdida a largo plazo de la energía eléctrica y del sumidero final de calor a través de las llamadas *pruebas de resistencia*, que requerirán añadir nuevos equipos de seguridad y procedimientos para la gestión de accidentes graves. A este ejercicio se han unido otros países, en especial Rusia y el propio Japón. En Estados Unidos se ha hecho un ejercicio sobre la seguridad de las centrales del parque nuclear a la luz de lo sucedido en Fukushima Daiichi, en el que se ha reafirmado el alto nivel de seguridad de las centrales, si bien se ha identificado la conveniencia de introducir mejoras a corto y a largo plazo.

9.1.2 Prevención de accidentes nucleares

El principio 8, *Prevención de accidentes*, exige que se haga todo lo posible para que la probabilidad de los accidentes sea remota y para mitigar sus consecuencias en el caso que sucedan. La prevención y mitigación de las consecuencias de los accidentes incluye cuatro etapas sucesivas: prevenir la aparición de situaciones anormales causadas por errores humanos o de organización, detectar fallos de equipos y combinaciones de ambos; impedir la escalada de las situaciones anormales y las causadas por sucesos naturales extremos o acciones humanas, y limitar la liberación de productos radiactivos al exterior.

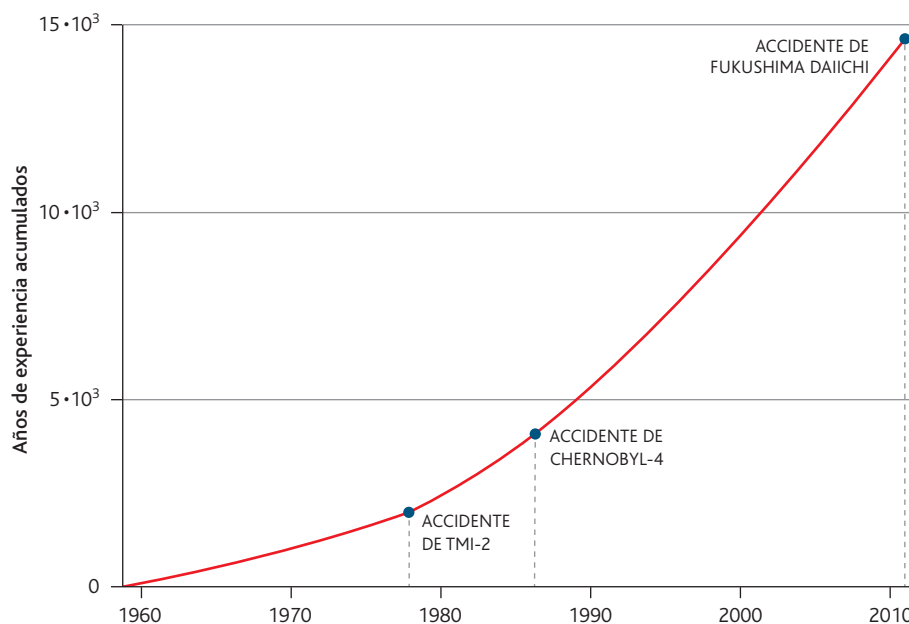
El medio que los pioneros desarrollaron para conseguir dichos fines se condensa en la llamada *Aproximación determinista* a la seguridad nuclear, que se basa en el principio, tomado de las aplicaciones militares, de establecer una defensa en profundidad o seguridad a ultranza. La aproximación determinista ha sido expuesta en el apartado 5.1.1 de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010). Se trata de establecer varios niveles independientes de seguridad de modo que la liberación incontrolada de productos radiactivos sólo es posible si se pierden, de una vez o sucesivamente, todos los niveles de seguridad incorporados en el diseño de la central.

En 1975 se incorporó la llamada *Metodología probabilista*, que se desarrolla en el apartado 5.1.2 de la mencionada publicación. Esta metodología incluye una descripción muy elaborada de los distintos caminos o evoluciones, y correspondientes probabilida-

des, que pueden desarrollarse a partir de un fallo o suceso iniciador de frecuencia esperada estimada. La metodología ha demostrado ser muy útil para mejorar el diseño de las centrales y para descubrir las partes más débiles del diseño o de los procedimientos nacidos de la aproximación determinista, pero no ha podido sustituirla de forma completa. En la actualidad, INSAG (*International Nuclear Safety Group*) ha recomendado al OIEA la utilización de la aproximación determinista y de la metodología probabilista de forma integrada (INSAG, 2011).

Durante la operación a largo plazo será necesario prestar la debida atención a la prevención de accidentes, en especial aquellos que pudieran estar relacionados con el envejecimiento de los materiales. La observación demuestra que la frecuencia de los incidentes disminuye con el tiempo. También se aprecia una disminución en la frecuencia de los accidentes con consecuencias graves, como se puede observar en la figura 9.1, en la que se expone el incremento temporal de la experiencia operativa acumulada en todo el mundo. Ninguno de los tres accidentes graves ocurridos tiene su causa en el envejecimiento de materiales, pero sus causas, consecuencias y frutos derivados del análisis han sido muy relevantes para mejorar la seguridad de las centrales en explotación.

Figura 9.1
**Evolución de la operación acumulada del parque nuclear mundial
y ocurrencia de accidentes graves**

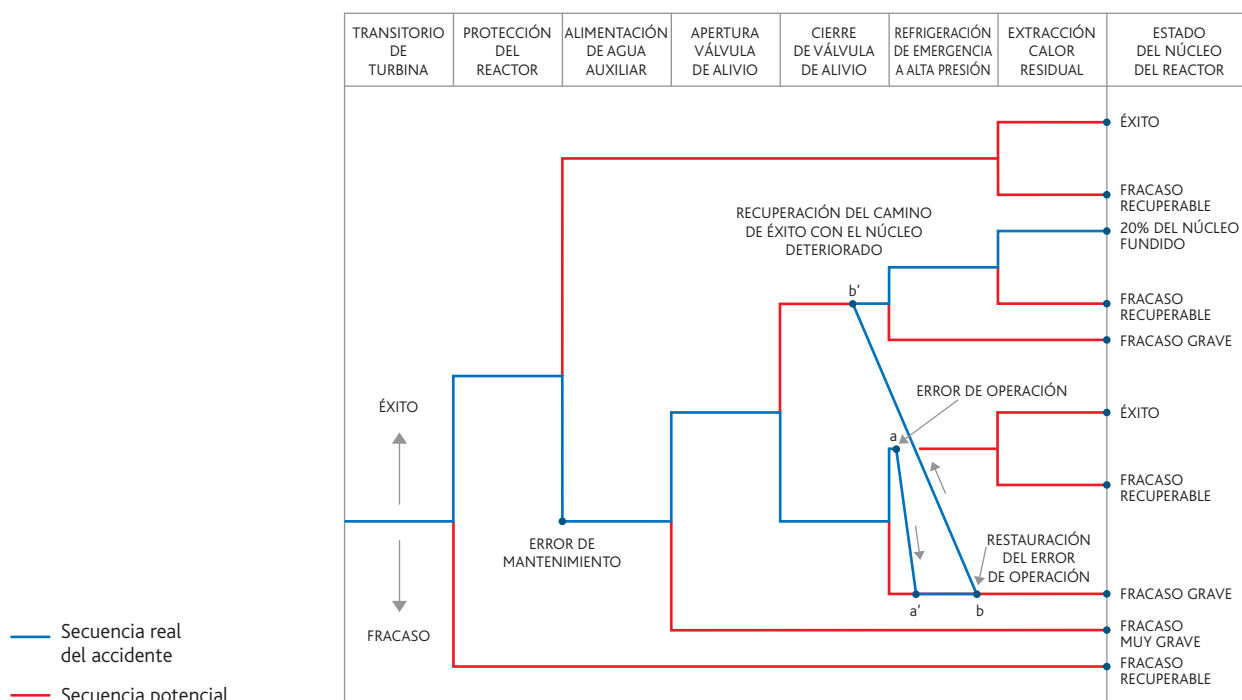


Fuente: Elaboración propia a partir del historial del parque nuclear mundial

El accidente de TMI-2 ocurrió cuando todas las centrales nucleares del mundo habían aportado cerca de dos milenios de experiencia operativa (ver figura 9.1). La defensa en profundidad no impidió la fusión de cerca del 20% del núcleo del reactor, pero limitó de forma muy eficaz la emisión global incontrolada de productos radiactivos al

exterior. La última de las barreras —el recinto de contención y sus sistemas de protección— se mantuvo intacta. Sólo los gases nobles fueron posteriormente venteados de forma controlada y una pequeña fracción de los nucleidos del yodo, en especial el yodo-131, encontraron un camino secundario de escape al exterior. La entonces reciente metodología probabilista predijo muy bien la frecuencia del suceso iniciador —la apertura de una válvula de alivio del presionador no seguida de su cierre automático— pero no pudo predecir los errores humanos que siguieron. La evolución del suceso tuvo un recorrido inesperado a lo largo del diagrama de sucesos potenciales como se muestra en la figura 9.2⁸⁶.

Figura 9.2
Representación esquemática del diagrama de sucesos
del accidente de TMI-2

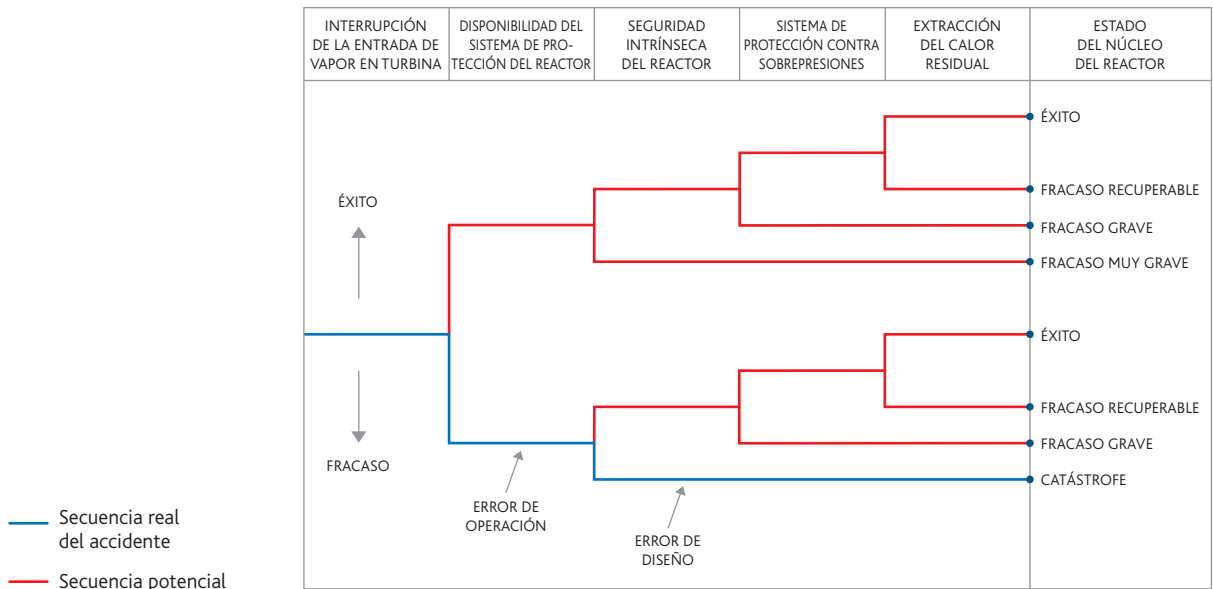


Fuente: Elaboración propia

⁸⁶ Mediante la metodología probabilista se ha representado el camino recorrido por el accidente en el que destaca: el error de mantenimiento que impidió la alimentación de agua auxiliar al sistema secundario necesario para compensar la parada de la turbina; el fallo sin cierre de la válvula de alivio del presionador; el error de operación cometido al detener el funcionamiento automático del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, y el cierre manual, aunque tardío, de la válvula de alivio de la presión que había permanecido abierta. Después de esta corrección fue posible refrigerar el núcleo del reactor y extraer el calor residual a largo plazo, lo que redujo las consecuencias del accidente. Se hacen notar los cambios entre secuencias que tuvieron lugar en el transcurso del accidente, no considerados en la metodología probabilista.

El accidente de Chernobyl-4 tuvo lugar cuando la experiencia operativa conjunta había llegado a cuatro milenios. La defensa en profundidad no pudo evitar la destrucción violenta del núcleo y de la vasija del reactor, ni tampoco la nave tipo industrial del reactor, que no satisfacía los requisitos de un recinto de contención; como consecuencia del accidente, los materiales radiactivos quedaron a la intemperie y se liberaron al exterior fracciones significativas de todos ellos. La metodología probabilista, utilizada *a posteriori*, demostró claramente que en las condiciones de inestabilidad intrínseca del núcleo del reactor cuando se realizó la prueba de la pérdida de la energía eléctrica exterior sólo podía terminar en un accidente grave. Como se desprende de la figura 9.3, de haber realizado la prueba con el reactor en situación estable y con el sistema de protección activo, cómo se hacía en este modelo de reactor, el accidente no hubiese sucedido⁸⁷.

Figura 9.3
Representación esquemática del diagrama de sucesos del accidente de Chernobyl-4

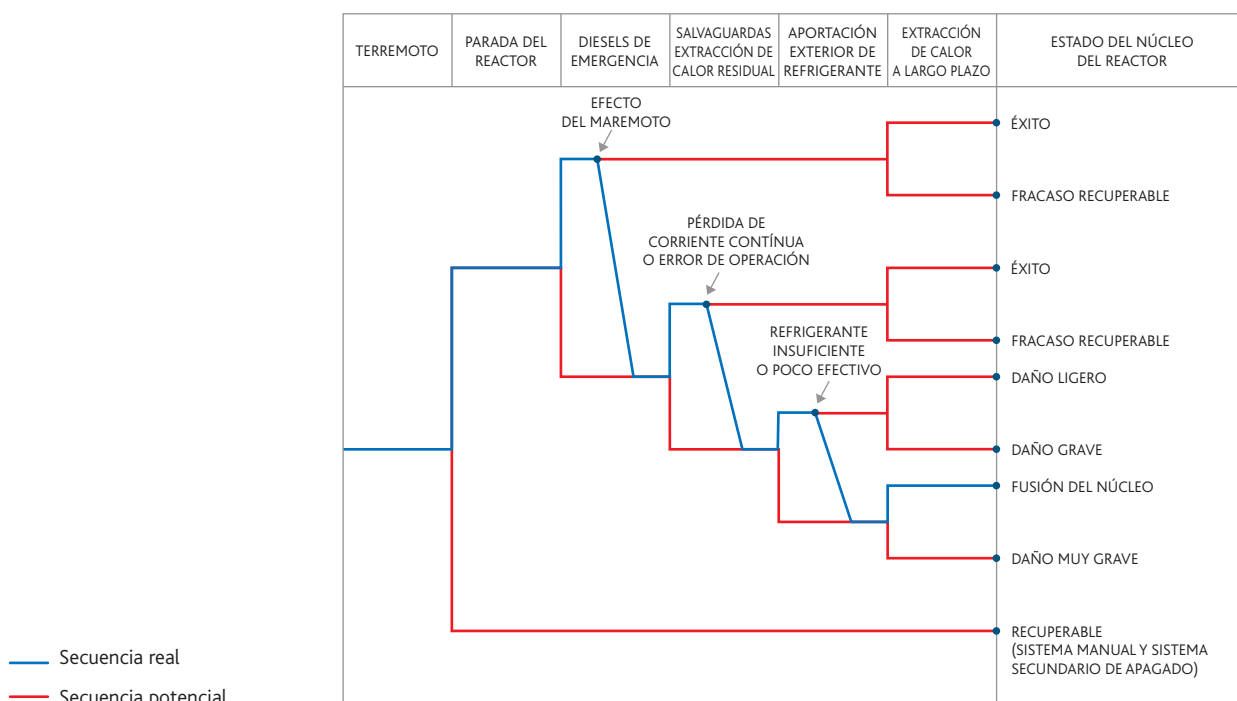


Fuente: Elaboración propia

⁸⁷ El diagrama de sucesos, muy sencillo en este caso, incluye un doble error grave de operación al realizar el ensayo cuando el reactor era intrínsecamente inestable y se había desconectado el sistema de protección, y un error grave de diseño, relacionado con los seguidores de grafito de las barras de seguridad que incrementaron la reactividad. El resultado catastrófico fue iniciado por un transitorio de reactividad, que provocó una explosión de vapor en el interior del recinto del reactor y una explosión de hidrógeno que destruyó la nave de la central. El diagrama incluye caminos de éxito que se habían seguido en otros reactores similares.

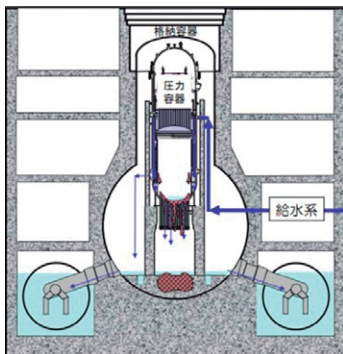
El accidente de Fukushima Daiichi ha tenido lugar cuando la experiencia operativa acumulada era cercana a 15 milenios. La defensa en profundidad en las tres unidades en operación afectadas no pudo soportar el violento ataque sucesivo de un terremoto de nivel 9 en la escala de Richter, seguido, una hora más tarde, de un maremoto que produjo olas de 14 metros de altura, para las cuales no existían barreras de protección de la altura necesaria. La figura 9.4 es una representación esquemática de la evolución del accidente en un diagrama de sucesos iniciado por el terremoto⁸⁸.

Figura 9.4
Representación esquemática del accidente de Fukushima Daiichi en un
diagrama de sucesos iniciado por el terremoto



Fuente: Elaboración propia

⁸⁸ El diagrama de sucesos representa lo sucedido de forma global en las tres unidades afectadas, aunque sus diseños específicos incluían salvaguardas distintas. El terremoto que desencadenó el suceso no impidió la parada de los tres reactores, pero dejó fuera de servicio el suministro eléctrico exterior, que fue sustituido de forma automática por los diésel de emergencia. Un segundo suceso externo, el maremoto, dejó fuera de servicio por inundación los generadores diésel de emergencia y trasladó la situación a una pérdida total de energía eléctrica. En este caso se ponen en marcha salvaguardas de emergencia para extraer el calor residual a través del condensador de aislamiento o el aporte de agua usando como motores turbinas de vapor generado en el propio núcleo del reactor. Estos sistemas dejaron de funcionar por errores humanos o por pérdida de corriente eléctrica continua, lo que impidió la extracción del calor residual por medios propios. La aportación exterior de agua de refrigeración, en primer lugar agua de mar y posteriormente agua dulce, no fue suficiente para extraer el calor residual, lo que provocó la fusión del núcleo, que ha sido finalmente refrigerado y estabilizado.



Estado previsto del núcleo de la
unidad 1 de la central de Fukushima
Daiichi (Fuente: Tepco)

El terremoto inicial destruyó las líneas de suministro eléctrico exterior, el sistema de protección detectó el suceso, detuvo de forma automática la operación de las tres unidades e inició los sistemas de refrigeración de emergencia, algunos de ellos pasivos, otros dependientes de la energía que suministraban los generadores diésel de emergencia y las baterías. Una hora después, el maremoto inundó el emplazamiento, incluyendo el recinto donde se encontraban los generadores diésel, sin duda pobremente protegidos contra inundaciones y destruyó el sumidero final de calor. Aunque se hizo todo lo posible por restaurar la refrigeración de los reactores y poder extraer la llamada energía residual o de desintegración de los productos radiactivos, no fue posible detener la evolución del accidente, cuyas sucesivas fases, incluyendo las explosiones de hidrógeno que tuvieron lugar, hasta la liberación de fracciones relevantes de elementos volátiles, en especial nucleidos del yodo y del cesio, eran previsibles.

Esta extraordinaria combinación de circunstancias no había sido prevista cuando se aplicó la defensa en profundidad en el diseño de las unidades afectadas. Tampoco la metodología probabilista había considerado la aparición sucesiva de dos sucesos naturales de magnitud extraordinaria, aunque sí de forma independiente. El diseño antisísmico de las centrales nucleares ha recibido siempre una atención relevante y también el diseño contra inundaciones, si bien en el caso de Fukushima Daiichi la protección contra inundaciones a causa de maremotos no tuvo la respuesta adecuada en dicha central, que estaba sólo protegida contra olas de seis metros de altura.

9.1.3 Preparación y respuesta para casos de emergencia

La preparación y respuesta ante emergencias nucleares es la última barrera de la aproximación determinista para limitar al máximo posible los efectos radiológicos sobre la salud y seguridad de las personas y sobre el medio ambiente a causa de las liberaciones accidentales de productos radiactivos al exterior. Aunque incluya elementos técnicos, la naturaleza de esta barrera es esencialmente administrativa. La preparación y respuesta en caso de emergencia es una función esencial de las autoridades del gobierno del país, con la participación y el consejo de los organismos reguladores, de los propios titulares y otras organizaciones nacionales, tales como los organismos que se encargan de la salud, las predicciones meteorológicas y la investigación y práctica de la protección contra las radiaciones.

El desarrollo legal y normativo de los planes de emergencia está considerado en el apartado 2.2.5, *Planificación de emergencias nucleares*, de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010). El Plan básico de emergencia nuclear, PLABEN, es el instrumento básico establecido para la protección contra accidentes con efectos radiológicos (Decreto, 2004), que se desarrolla en planes específicos para cada provincia con instalaciones nucleares.

Ante la aparición de cualquier situación accidental, se pone en marcha el Plan de emergencia interior, PEI, y se alerta a la población. En el caso de que la evolución del accidente tenga la posibilidad de liberar productos radiactivos al exterior, se pone en marcha el Plan de emergencia exterior, PEE, cuyo objetivo principal es la toma de medidas de protección de la población, tales como el confinamiento seguro, el bloqueo de

Los planes de emergencia nuclear, concebidos de forma realista, dotados de manera completa, ejercitados periódicamente y perfeccionados en continuo, tienen la potencialidad de proteger la salud y la seguridad de las personas y reducir el impacto ambiental en caso de accidente

la glándula tiroides con yodo inerte⁸⁹ o la evacuación a lugares seguros previamente definidos. Todas estas medidas garantizan que la salud y seguridad de las poblaciones del entorno no recibirán dosis de radiación por encima de los valores especificados.

Un parámetro esencial para el establecimiento de las medidas de emergencia es el conocimiento de la actividad liberada, real o potencial, al exterior y sus características físicas y composición isotópica, el llamado *término fuente*. También es de importancia el conocimiento de las condiciones meteorológicas del momento y su evolución temporal, tales como la dirección y velocidad del viento, los parámetros que determinan la dispersión de la nube radiactiva, la presencia o no de lluvia o precipitaciones de nieve, y las características del sistema hidrológico asociado a la central.

Tanto el Titular de la instalación como el Consejo de Seguridad Nuclear, CSN, disponen de procedimientos para valorar la magnitud del término fuente a partir de la evolución de los parámetros esenciales de seguridad de la central, transmitidos *en línea* por el titular al CSN, y de los modelos de evolución del accidente previamente establecidos para cada unidad. También se conocen los parámetros meteorológicos reinantes en el entorno de la central, suministrados por el responsable del sistema de estaciones meteorológicas de la central. Los datos de dispersión globales y su tendencia son suministrados por la Agencia Estatal de Meteorología y otros organismos nacionales competentes que forman parte de la gestión del Plan de emergencia.

La responsabilidad de declarar el estado de emergencia exterior y definir su magnitud y características corresponde a las autoridades locales, provinciales, autonómicas y estatales, de acuerdo con la magnitud del accidente, asesoradas por el CSN. De este modo se concluye que la población está protegida contra los efectos agudos de un accidente nuclear.

Después de la emergencia pueden quedar contaminados los suelos y las aguas afectadas, así como las vías de comunicación y las viviendas y edificios. Ante tales circunstancias, puede ser necesario confiscar alimentos, restringir el uso de aguas potencialmente contaminadas e impedir el acceso a los suelos, viviendas y edificios contaminados. Se han previsto Planes de vigilancia radiológica en emergencias, PVRE, que contemplan protocolos de mediciones y tomas de muestra en las zonas afectadas para poder conocer el estado radiológico y tomar las medidas oportunas para hacer frente a la situación, proceder a la descontaminación y limpieza que sean oportunas e impedir el acceso de la población y la utilización de terrenos y aguas hasta que sea seguro. En este sentido, son de trascendental importancia los límites de contaminación que se impongan al consumo de alimentos, el agua de bebida y la contaminación del hábitat humano.

⁸⁹ El yodo tiene una gran afinidad por la glándula tiroidea; para evitar que el yodo-131 radiactivo que se haya podido incorporar por inhalación de aire o ingestión de alimentos contaminados termine en dicha glándula en caso de emergencia, se utiliza como profilaxis la ingestión de pastillas de yoduro potásico, que bloquean por saturación la incorporación al tiroides del yodo radiactivo que se haya podido inhalar o ingerir.

Los planes de emergencia son realizados anualmente en cada una de las centrales. El CSN elige una secuencia accidental determinada y se ejercitan todos los medios previstos. Los ejercicios pueden ser limitados al interior de la central, con notificación de alerta en el exterior, o con la participación de las autoridades y una fracción de la población o toda ella. Un grupo de observadores analiza el resultado del simulacro a fin de mejorar la respuesta e identificar las carencias, tanto humanas como materiales, que puedan existir.

La experiencia demuestra la importancia de los planes de emergencia y la necesidad de aplicarlos con responsabilidad. En el accidente de TMI-2, el Presidente de la Nuclear Regulatory Commission, NRC, aconsejó al Gobernador de Pennsylvania que era conveniente decretar la evacuación de los grupos más sensibles de la población —niños y mujeres embarazadas en un radio de 5 millas—. En el accidente de Chernobyl las autoridades retrasaron durante más de un día la evacuación de la próxima ciudad de Prypiat. En Fukushima Daiichi el propio Primer Ministro ordenó, en varias etapas, la evacuación de las personas potencialmente afectadas. Por su relevancia, se describe seguidamente la experiencia adquirida en los tres accidentes graves ya mencionados con el propósito de resaltar la importancia de preparar de forma adecuada y precisa los planes de emergencias, definir las responsabilidades de su ejecución y contar con los medios materiales necesarios para llevarlos a cabo con eficacia en el caso de que sean necesarios.

La experiencia de TMI-2. Oficialmente el accidente se inició el miércoles 28 de marzo de 1979, a las 04:00:36 hora local. La Comisión presidencial⁹⁰ que analizó el accidente concluyó que no se disponía de un Plan de emergencia operativo y que en el desarrollo de la emergencia participaron varias organizaciones en una atmósfera de casi total confusión. El informe reconoció también que las instituciones estatales y locales existentes, bien preparadas y experimentadas para hacer frente a emergencias de otro tipo, no supieron cómo enfrentarse a una emergencia radiológica. La novedad de la experiencia nuclear resultó evidente. Como resultado del informe, la responsabilidad técnica de las emergencias nucleares pasó a manos de la NRC y dejó las decisiones en manos de las autoridades con el asesoramiento del organismo regulador estadounidense. Modelo seguido en España y en muchos otros países.

Como resultado del accidente se ventearon al exterior, posteriormente y de forma controlada, cantidades significativas de gases nobles radiactivos y pequeñas cantidades de isótopos del yodo que pudieron suponer una dosis de 0,7 miliSieverts al individuo más expuesto del público durante todo el tiempo que duró el accidente, lo que no requería tomar ninguna medida de evacuación. Sin embargo, el Presidente de la NRC, ante la creencia errónea de que se podría producir una explosión de hidrógeno en el interior de la vasija del reactor⁹¹, aconsejó al Gobernador del Estado la evacuación de la población más sensible, que se mantuvo durante casi una semana en un

⁹⁰ El Presidente Carter creó una Comisión de doce miembros, presidida por el Prof. John G. Kemeny, que emitió un valioso estudio, llamado *Informe Kemeny*, que sirvió para mejorar la seguridad tecnológica y administrativa de las centrales nucleares.

⁹¹ Aunque como resultado de la reacción entre el circonio caliente de las vainas del combustible con el agua existía hidrógeno en el interior de la vasija, la explosión era imposible por la ausencia de oxígeno.

entorno de cinco millas. Muchos habitantes de las poblaciones más próximas decidieron evacuar el lugar por cuenta propia. Aunque la reducida emisión de radiactividad no aconsejaba una evacuación y las dosis potencialmente recibidas fueron inferiores a los límites establecidos, los mayores efectos para la población fueron mentales, ocasionados por el miedo a la radiación. Este efecto también se ha observado en Chernobyl-4 y en Fukushima Daiichi.

La experiencia de Chernobyl-4. El experimento que condujo al accidente se inició el sábado 26 de abril de 1986, a las 01:23:58 hora local. La Comisión estatal que en agosto de 1986 presentó en la sede del OIEA, en Viena, un amplio informe sobre las causas y primeras consecuencias del accidente, informaron que las autoridades de responsabilidad civil de las entonces Repúblicas Soviéticas de Ucrania, donde se encontraba la instalación, y de las cercanas Rusia y Bielorrusia fueron notificadas del accidente. Pocas horas después, unidades militares de Ucrania acudieron a la ciudad de Pripyat (44.600 habitantes), muy cercana a la central, establecieron un sistema de vigilancia de la radiación y prepararon la evacuación de la ciudad, cuya decisión final correspondía a las autoridades de la Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas, URSS.

A pesar de que durante la tarde del 26 de abril el nivel máximo de radiación en Pripyat había llegado a 0,1 mSv/h y estaba creciendo, las autoridades decidieron retrasar la evacuación hasta el día siguiente. La evacuación de Pripyat y el traslado de la población a poblados no contaminados previamente elegidos comenzó a las 14:00 horas del día 27, es decir 36 horas después del accidente, y se realizó de forma bien organizada en más de mil doscientos autobuses.

El 2 de mayo las autoridades tomaron la decisión de crear una zona de exclusión de 30 kilómetros, lo que supuso la evacuación de más de 90.000 personas, también se evacuaron animales, operaciones que duraron hasta el 6 de mayo. Se construyó una verja y se restringió, hasta ahora, el acceso a la zona de exclusión, donde ha proliferado de forma extraordinaria la vida animal y vegetal. Algunas personas han vuelto de forma clandestina o han obtenido permiso para vivir en sus antiguos domicilios. Posteriormente más de 137.000 personas fueron evacuadas de las regiones de Gomel y Mogilev en Bielorrusia y de otras regiones de Bielorrusia y Ucrania, con altos niveles de contaminación.

En abril de 2006 la Organización Mundial de la Salud estimaba que hasta cinco millones de personas vivían en territorios contaminados por encima de 37 kBq/m², que puede suponer una dosis efectiva estimada entre 0,5-1 mSv/año, por debajo del límite aceptado, y 270.000 en zonas cuya contaminación era superior a 555 kBq/m², equivalente a una dosis efectiva superiores al límite establecido.

En 2010, 24 años después del accidente, el Gobierno de Bielorrusia ha establecido un programa de retorno de las personas evacuadas a sus lugares de origen con restricciones mínimas. Esta acción se basa en los resultados positivos del proyecto ETHOS, puesto en práctica por la Comisión Europea en el Sexto Programa Marco, experimentado y finalizado con éxito en Bielorrusia. El proyecto ETHOS tuvo como objetivo rehabilitar las condiciones de vida de zonas contaminadas por el accidente de Chernobyl. Un grupo interdisciplinario de entidades francesas, en cooperación con las

autoridades de dicho país, han llevado a cabo un programa de gran interés social, en colaboración efectiva entre expertos y familias, basado en el conocimiento de la radiación, el control de la radiactividad en el medio y en los alimentos y la vigilancia médica. El proyecto ETHOS ha podido demostrar que es posible vivir de forma saludable en un entorno radiactivo limitado pero superior al fondo radiactivo natural. Se espera que el resto de las personas pueda volver a sus hogares en los primeros meses de 2012; queda todavía por decidir el futuro de las personas que vivían dentro del radio de 30 km.

La experiencia de Fukushima Daiichi. El terremoto que inició el accidente tuvo lugar el viernes 11 de marzo de 2011, a las 14:46 hora local. El estado de emergencia fue declarado por el Titular de la instalación el mismo día del accidente, a las 19:03; a las 20:50 la Prefectura de Fukushima ordenó la evacuación de 1.864 personas con residencia en un radio de dos km de la central; a las 21:23 el primer Ministro, Naoto Kan ordenó, a través de las autoridades locales, que el radio de evacuación se incrementase a tres km afectando a unas 5.800 personas adicionales. También ordenó que los habitantes en un radio de 10 km permaneciesen en sus casas, con puertas y ventanas selladas y con los sistemas de climatización y ventilación apagados. A las 5:44 del día siguiente el Primer Ministro ordenó la evacuación del radio de 10 km, que más tarde, a las 18:25 se amplió a 20 km, al mismo tiempo que se ordenaba la refrigeración de los reactores por agua de mar. Durante el día 12 se evacuaron más de 50.000 personas y entre 170.000 y 200.000 el día 13, cuando la explosión de hidrógeno en el recinto de la unidad 1 demostró que el combustible podía haberse fundido.

La rápida evolución de las órdenes de evacuación está en consonancia con la primera fase de la evolución del accidente en cada una de las centrales afectadas: el calentamiento del combustible, la reacción exotérmica del circonio con el agua y la generación de hidrógeno. Fenómenos que tenían lugar en el interior de la vasija del reactor, que sólo podían ser observados mediante instrumentos de medida de temperatura y caudales de refrigeración. Las sucesivas explosiones de hidrógeno fueron una clara evidencia de la grave magnitud del accidente.

En la mañana del día 15 se amplió de nuevo el área de evacuación, se dieron instrucciones concretas para evacuar la población dentro del radio de 20 km, que fue considerada zona de exclusión, y se urgió que permaneciesen en sus casas los habitantes dentro de un radio de 30 km; estas personas fueron también evacuadas el 25 de marzo. El día 16 la Embajada de Estados Unidos, a instancias del Congreso y con el asesoramiento técnico del Presidente de la NRC, recomendó a los ciudadanos estadounidenses que abandonasen la zona dentro de un radio de 80 km, lo que creó un incidente diplomático; las autoridades japonesas no aceptaron la recomendación. El gobierno de España flotó dos vuelos charter para repatriar a los ciudadanos españoles que lo deseasen; sólo se usó uno de dichos vuelos, que no pudo ser completado.

El 11 de abril se expresaron serias dudas sobre la estabilidad de los reactores afectados —resultaba difícil reducir temperaturas y presiones en el interior de las vasijas correspondientes—, lo que requería la posible ampliación del radio de evacuación. El 21 de abril, el Gobierno decidió incluir una zona de evacuación de geometría irregular, alargada hacia el noroeste de hasta 80 km, que coincidía con la zona más contamina-

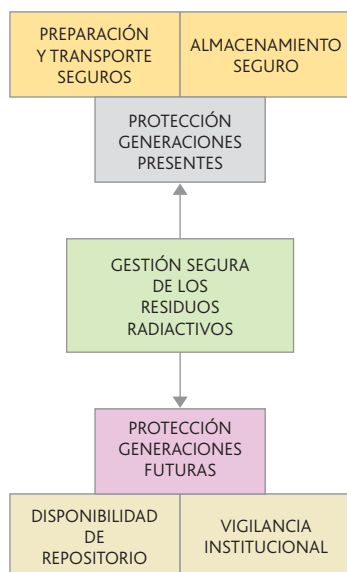
da a causa de los vientos, acompañados de precipitaciones de agua y nieve, que soplaron durante algún tiempo en aquella dirección. La zona incluía la ciudad de Iitate, donde de forma repetida se habían encontrado niveles de contaminación elevados. La evacuación comenzó el 16 de mayo.

El retorno de los evacuados es una de las prioridades del Gobierno japonés. Las autoridades japonesas han comenzado un amplio esfuerzo de descontaminación y recuperación de los terrenos contaminados y de retorno de la población a zonas sólo ligeramente contaminadas de acuerdo con la experiencia del proyecto ETHOS antes mencionado. Los terrenos contaminados serán descontaminados de modo que los evacuados puedan volver a sus casas en el tiempo más corto posible. El nivel de radiación ha de ser inferior a 20 mSv/año.

En áreas donde el nivel de radiación esté comprendido entre 20-50 mSv/año se pide a los afectados que permanezcan en sus lugares de evacuación unos pocos años adicionales hasta que se complete la descontaminación y la recuperación de las infraestructuras vitales; entre tanto, los evacuados recibirán las compensaciones adecuadas. En aquellos terrenos cuya actividad conduzca a dosis superiores a 50 mSv/año, se estima que el tiempo de retorno puede ser de hasta cinco años.

A partir del 24 de septiembre se permitió el regreso de los habitantes de las zonas que habían permanecido en estado de alerta en lugares con dosis inferiores a 20 mSv/año. Se espera que muchas de las personas puedan volver a sus hogares en los primeros meses de 2012, y en años sucesivos; aunque queda todavía por decidir el futuro de las 80.000 personas que vivían dentro del radio de exclusión de 20 km.

Requisitos para la gestión segura de los residuos radiactivos



9.2 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE EL INVENTARIO Y GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

La gestión de los residuos radiactivos generados en la operación de las centrales nucleares y la gestión del combustible usado se han descrito en el capítulo 6 de la publicación sobre la *Seguridad del Parque Nuclear Español* (Foro Nuclear, 2010). La situación actual está bien definida en el vigente Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, PGRR (Enresa, 2006). La evolución del volumen de residuos de baja y media actividad generados en el programa nacional se encuentra en la tabla 5.13 (pág. 133) del mencionado documento del Foro Nuclear. El Sexto PGRR incluye también información precisa sobre el inventario nacional de combustible usado, así como el incremento previsto cuando se limita la explotación de las centrales nucleares a 40 años.

Cabe esperar que la tendencia actual hacia la reducción del volumen de residuos de operación se mantenga o estabilice. Por un lado, el volumen tiende a disminuir al utilizar tecnologías de solidificación y compactación más avanzadas; por otra, puede aumentar la generación de residuos como consecuencia de operaciones de mejora y sustitución de equipos envejecidos u otras prácticas. En todo caso, no se encuentran razones para suponer que la tasa anual de generación de residuos durante la explotación a largo plazo sea distinta de la observada en los últimos diez años, que servirá de referencia.

Las constantes mejoras que se están introduciendo en el diseño y fabricación del combustible, en especial las que pretenden elevar el quemado de descarga⁹², tienden igualmente a reducir el inventario de combustible usado y, por ello, el inventario de elementos combustibles usados. No obstante, en este estudio no se tienen en cuenta tales reducciones posibles del inventario de combustible usado durante la explotación a largo plazo de las centrales nucleares.

La generación de residuos radiactivos durante el desmantelamiento de los reactores nucleares es peor conocido. Enresa ha adquirido una notable experiencia en el desmantelamiento parcial de la central nuclear de Vandellós I y en el actual proyecto y ejecución en marcha del desmantelamiento de la central nuclear de José Cabrera. De estas actividades es posible deducir las cantidades y tipos de residuos que cabe esperar del desmantelamiento de las centrales del parque nacional. Por esta razón, se presta atención al problema del desmantelamiento con el objetivo de poder cuantificar, con mayor precisión, los incrementos necesarios en la capacidad de almacenamiento que cabe esperar de la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear. La explotación a largo plazo incrementa el inventario de nucleidos radiactivos de activación de vida larga⁹³, pero no su masa y volumen, ni cambia la calificación radiológica de los residuos generados en el desmantelamiento.

9.2.1 Criterios radiológicos en el desmantelamiento de las centrales nucleares

El Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, considera tres niveles progresivos en el desmantelamiento de las centrales nucleares, que han sido aceptados en la práctica nacional.

- El nivel 1 incluye el período inmediatamente posterior a la parada definitiva de la central y cubre el proceso de dejar la central en condiciones seguras, habiendo retirado el combustible irradiado y completado el acondicionamiento y evacuación de los residuos de operación.
- El nivel 2 tiene como objetivo desmantelar los sistemas y edificios del entorno del reactor, generalmente sin contaminantes radiactivos apreciables, quedando el reactor y equipo asociado sellado y vigilado bajo control institucional.
- El nivel 3 incluye la retirada del reactor nuclear con su blindaje y la rehabilitación del emplazamiento desde el punto de vista radiológico.

⁹² El grado de quemado en la descarga del núcleo mide la energía generada por unidad de masa, generalmente se mide en MW.día/tonelada del material contenido en el elemento combustible.

⁹³ En el supuesto de una irradiación continuada, la actividad del radionucleido generado alcanza un equilibrio entre la tasa de acumulación por irradiación y la tasa de desaparición por desintegración. El equilibrio se alcanza, a efectos prácticos, cuando el tiempo de irradiación es ocho veces superior al período de semidesintegración del radionucleido, lo que favorece la acumulación de los radionucleidos de vida larga.

Sobre los criterios anteriores, el sistema de gestión de residuos de desmantelamiento que define el Sexto PGRR, se basa en las siguientes hipótesis:

- Parque nuclear actual, con ocho reactores en operación y una potencia instalada de 7.777 MWe.
- Cuarenta años de explotación⁹⁴ de las ocho unidades del parque, con un ritmo de funcionamiento similar al actual.
- Desmantelamiento hasta el nivel 3 de las centrales nucleares comenzando tres años después del cese de la operación.
- Un plan de gestión para el combustible usado y el acondicionamiento de los residuos de operación de la central antes de iniciar las actividades del desmantelamiento.

A efectos de cálculo, teniendo en cuenta la experiencia internacional, se estima que el desmantelamiento hasta el nivel 3 de una central nuclear de agua ligera de 1.000 MWe dará lugar a unos 110 m³ de residuos de media actividad y larga vida, 3.000 m³ de residuos de baja y media actividad y 10.000 metros cúbicos de residuos de muy baja actividad⁹⁵.

9.2.2 Tipos de residuos generados en el desmantelamiento

En el desmantelamiento de las centrales nucleares no se encuentran residuos de muy alta actividad y larga vida o las cantidades son irrelevantes, pero sí se producen cantidades significativas de residuos de media actividad, RMA, y vida larga, de media y baja actividad, RMBA, y de muy baja actividad RBBA, así como cantidades sustanciales de residuos no radiactivos, que pueden contener pequeñas cantidades de residuos peligrosos. Se describen los tipos de residuos producidos y los métodos de gestión que se aplican para cada tipo.

Residuos de media actividad, RMA, y vida larga. Se trata de residuos constituidos por materiales generalmente metálicos, próximos al núcleo del reactor, que han sido activados por irradiación neutrónica; entre ellos se encuentran diversos aditamentos del combustible y componentes internos de la vasija, que por su tasa de radiación y larga vida no son aptos para su gestión y envío al almacén centralizado de El Cabril, por lo que se posicionan, una vez acondicionados, en el almacén de residuos de alta actividad disponible al efecto en cada central nuclear. Actualmente, en tanto no se disponga de una instalación centralizada, estos residuos se almacenan de forma temporal en almacenes específicos, las piscinas de desactivación o en los denominados Almacenes temporales individualizados, ATI, en los que se confinan, al igual que el combustible

⁹⁴ Siguiendo las instrucciones del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, en todas los Planes Enresa ha supuesto que la explotación de las centrales se limita a 40 años.

⁹⁵ Estos dos últimos tipos de residuos pueden ser depositados en las instalaciones de El Cabril (Hornachuelos, Córdoba).



Segregación de materiales en el
desmantelamiento (Fuente: Enresa)

usado, en contenedores de acero o mixtos acero-hormigón, caso del ATI de las centrales de Trillo I, José Cabrera y Ascó⁹⁶.

Residuos de baja y media actividad, RBMA, y muy baja actividad, RBBA. Entre ellos se encuentran componentes de gran volumen correspondientes al equipamiento del circuito primario; chatarras metálicas compactables o no, férricas y no férricas; escombros y escarificados de hormigón procedentes de la descontaminación de estructuras; tierras procedentes de excavaciones y actividades de restauración; otros materiales compactables procedentes de la operativa del desmantelamiento (guantes, zapatos, ropas, plásticos); cables; filtros de líquidos y de los sistemas de ventilación, incluyendo filtros de carbono activado; resinas de cambio de ión; lodos y concentrados del evaporador de líquidos radiactivos; escorias de corte y granallas; aceites de lubricación; aislamientos térmicos, maderas y fuentes radiactivas. Su volumen no alcanza al 5% del total de residuos convencionales y radiactivos generados en el desmantelamiento.

La gestión de todos estos materiales se basa en el concepto de desclasificación y reciclaje de los materiales radiactivos a fin de reducir el volumen que debe ser almacenado de forma definitiva en las instalaciones de El Cabril. Se descontaminan aquellos componentes que puedan ser descontaminados con ventaja y puedan ser desclasificados como materiales radiactivos de acuerdo con los requisitos del CSN; tales componentes y materiales pueden ser reciclados o pasar a formar parte de los residuos convencionales. Aquellos componentes, generalmente metálicos, que sean ligeramente activos pueden ser reciclados y utilizados en otras instalaciones nucleares. Los materiales y componentes residuales que no puedan ser descontaminados y desclasificados se acondicionan siguiendo los requisitos establecidos por Enresa para su gestión definitiva en las instalaciones de residuos de baja y media actividad y de muy baja actividad de El Cabril.

Residuos convencionales. Los residuos convencionales, más del 95% del total, se reutilizan en la restauración del emplazamiento, o se evacúan del mismo a centros especializados en residuos tóxicos y peligrosos u otros centros de reciclaje.

9.2.3 Experiencia nacional en el desmantelamiento de centrales nucleares. El desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I

El desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I es la actividad de este tipo más relevante de las realizadas en España hasta el momento. Se llevó a cabo hasta el nivel 2 entre los años 1998 y 2003, quedando en fase de latencia pendiente de acometer el nivel 3 a partir del año 2028. Enresa ha descrito en varios informes el proceso de desmantelamiento (Enresa, 2007).

⁹⁶ El ATI de la central nuclear de Ascó ha iniciado su proyecto y construcción en 2011 y podrá ser operativo en 2012.



*Camisas de grafito
de los combustibles irradiados
(Fuente: Enresa)*

Esta central, del tipo uranio natural, moderada por grafito y refrigerada por dióxido de carbono, de 500 MWe de potencia nominal, obtuvo su primera autorización de explotación en 1972 y cesó su funcionamiento el 19 de octubre de 1989 como consecuencia de un incendio en una de las turbinas de la central. Durante los 17 años de funcionamiento la central generó 55,7 TWh de energía eléctrica. Los elementos combustibles usados se remitían a Francia para su reelaboración después de un período de espera en la piscina de desactivación.

El titular⁹⁷ decidió no restaurar la central después del accidente y solicitó el cese y clausura definitiva de la instalación, que fue concedida por Orden del Ministerio de Industria y Energía el 31 de julio de 1990 (Orden Ministerial, 1990) tras el informe preceptivo y vinculante del CSN, que impuso las condiciones de seguridad y protección radiológica que había que mantener durante el período de espera y los requisitos necesarios para solicitar la autorización de desmantelamiento de la instalación, encargando a Enresa la preparación de un plan de desmantelamiento que presentó en 1994.

El Plan de desmantelamiento de Vandellós I se dividió en los tres niveles establecidos por el OIEA, antes mencionados; las actividades a realizar en cada uno de los niveles y las responsabilidades asignadas a cada uno de ellos se definieron como sigue:

Nivel 1. Se aplicó el artículo 28 del RINR (Decreto, 1999) el cual obliga al titular de la autorización de explotación a descargar el combustible del reactor y de las piscinas de desactivación o disponer de un plan de gestión del combustible previamente aprobado; el artículo también obliga a acondicionar los residuos radiactivos generados durante la explotación para su traslado a las instalaciones de El Cabril.

La condición relativa al combustible estaba resuelta en el caso de Vandellós I a través del contrato de reelaboración con Francia, pero constituyó una actividad relevante el acondicionamiento de las camisas de grafito de los elementos combustibles irradiados que se almacenaban en silos diseñados para tal fin. Dichas camisas de grafito incluían pequeñas cantidades de carbono-14⁹⁸ y cantidades mayores de cobalto-60⁹⁹ en los flejes de acero de posicionamiento del combustible en la camisa. Además, en uno de los silos se habían descargado erróneamente dos barras combustibles irradiadas, que tuvieron que ser identificadas y recuperadas.

⁹⁷ El titular de Vandellós I era Hispano Francesa de Energía Nuclear, HIFRENSA (EdF (25%), Fecsa (23%), Enher (23%), HEC (23%) y Segre (6%)).

⁹⁸ El carbono-14 se genera principalmente por captura radiante de neutrones por el carbono-13 natural que se encuentra en el grafito. Es un emisor beta puro de baja energía, pero su período de semi-desintegración es muy largo (5.730 años). El carbono-14 se genera en la atmósfera por interacción de los neutrones cósmicos con el nitrógeno-14 del aire.

⁹⁹ El cobalto-60 se genera principalmente por captura radiante de neutrones por el cobalto-59 que forma parte de los aceros inoxidables que se encuentran en el núcleo del reactor. Es un emisor gamma de gran energía (1,17 y 1,33 MeV) y tiene un período de semi-desintegración de 5,26 años. Es la causa principal de la radiación que se encuentra en el núcleo del reactor de Vandellós I, una vez que se ha retirado el combustible.

De acuerdo con el RINR, la responsabilidad del acondicionamiento de dichas camisas recayó sobre el titular de la central. Se trató de una actividad notable, realizada por vez primera, sobre la que las autoridades de Francia y del Reino Unido, con reactores del mismo tipo, tuvieron un interés decidido. El acondicionamiento consistía en separar mediante detectores magnéticos los flejes de acero y en triturar las camisas de grafito. Tanto flejes como grafito triturado se acondicionaron en contenedores metálicos y se almacenaron en la cava del reactor, por debajo del cajón de hormigón que contiene el núcleo. Se almacenaron de esta forma 1.100 toneladas de residuos, cuya gestión definitiva tendrá que ser abordada por Enresa cuando se desarrolle el nivel 3 del desmantelamiento.

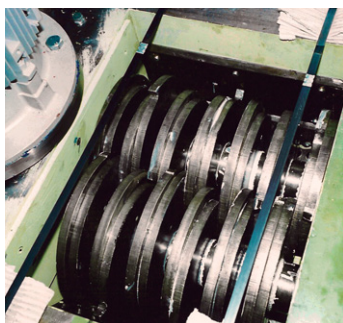
Nivel 2. El nivel 2 incluyó el desmantelamiento de todas las estructuras y componentes externos al sistema nuclear. Estas estructuras y componentes se dividen en dos clases dependiendo de que sean puramente convencionales, libres de toda contaminación radiactiva, o asociadas al sistema nuclear, que pueden tener contaminaciones radiactivas limitadas.

Para las primeras se creó un Plan de desmantelamiento de componentes convencionales, PDCC, tales como la central eléctrica auxiliar y sus servicios asociados, los dos grupos turbogeneradores, los edificios y componentes eléctricos, la sala de control y los tanques de almacenamiento del gas carbónico y agua desmineralizada, entre otros. Para los segundos se creó un Plan de desmantelamiento de partes activas, PDPA, tales como la nave del reactor, el edificio que alberga la piscina de desactivación y la propia piscina y la celda caliente asociada, los silos de almacenamiento de las camisas del combustible, antes mencionadas, y la máquina de carga y descarga, entre los más salientes.

Los residuos generados durante el nivel 2 son fundamentalmente convencionales y no radiactivos o de baja y muy baja radiactividad, susceptibles de ser descontaminados y reciclados. La responsabilidad de todas las actividades necesarias se ha realizado bajo la responsabilidad de Enresa, cuya titularidad fue otorgada en 1998, una vez concluido el nivel 1.

Como resultado de las operaciones se generaron 1.764 toneladas de residuos de baja y media y muy baja actividad expedidos a El Cabril; 15.907 toneladas de materiales convencionales expedidos a centros de reciclaje y 78.962 toneladas de escombros de hormigón reutilizados en la restauración del emplazamiento. La operación requirió 2,75 millones de horas de trabajo y costó 94,6 millones de euros. Los trabajadores recibieron una dosis colectiva de 433 mSv-persona, no se produjo ningún accidente mortal y las jornadas perdidas por accidentes de trabajo se limitaron al 0,4% de las jornadas totales.

Máquina de trituración de las camisas de grafito (Fuente: Enresa)



Nivel 3 y período de latencia. El nivel 3 incluye el desmantelamiento del sistema nuclear, que en el caso de Vandellós I se refiere al llamado cajón del reactor, que contiene fundamentalmente el apilamiento de grafito y la estructura soporte, el sistema de detección de fallos del combustible, sistemas de instrumentación y elementos de control, generadores de vapor y turbo-soplantes del refrigerante. Los materiales que

formaron parte del núcleo del reactor han sufrido reacciones de captura de neutrones, muchas de las cuales producen elementos radiactivos, entre los que sobresalen, en este caso, el ya mencionado carbono-14 y el cobalto-60.

El nivel de radiación gamma en el antiguo núcleo del reactor se encontró muy alto, lo que llevó a Enresa a limitar el desmantelamiento al nivel 2, ya ejecutado, establecer un período de latencia de 25 años, hasta 2028, y reemprender el nivel 3 con un menor riesgo radiológico para los trabajadores, esperando que el nivel de radiación sea inferior al 5% del original. La masa del cajón del reactor y su contenido se ha estimado en 80.000 toneladas, que habrán de ser consideradas en el nivel 3. En esta última fase, la mayor parte de los residuos generados procederán del propio cajón de hormigón del reactor, que también sirvió de blindaje. Los residuos procedentes del antiguo núcleo del reactor serán más activos que los encontrados en los niveles anteriores y disminuirá la proporción de componentes susceptibles de ser descontaminados, desclasificados y reciclados.

Para evitar el escape incontrolado de productos radiactivos al exterior, el período de latencia ha exigido el cerramiento del cajón del reactor en el interior de un recinto de contención hermético hecho de chapas de acero galvanizado, capaz de resistir vientos

Central nuclear Vandellós I antes del desmantelamiento (Fuente: Enresa)



Central nuclear Vandellós I tras el desmantelamiento (Fuente: Enresa)





Arco detector pórico (Fuente: Enresa)

de hasta 200 km/hora y aguaceros de 140 litros/m² característicos del lugar. La hermeticidad ha de comprobarse cada cinco años. Además, Enresa mantiene un sistema de vigilancia de los parámetros esenciales de la instalación.

La responsabilidad de todas estas actividades se mantiene dentro de Enresa. Formando parte de sus actividades de vigilancia y control de la instalación remanente, Enresa ha creado el centro tecnológico Mestral de investigación y desarrollo del desmantelamiento con participación de la Universidad Rovira i Virgili de Tarragona.

9.2.4 La experiencia nacional en el desmantelamiento de centrales nucleares. El desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera

La central nuclear José Cabrera, la primera de las centrales del parque nacional, recibió su primer permiso provisional de explotación en 1968 y cesó su operación el 30 de abril de 2006. Durante sus 38 años de funcionamiento generó 36,5 TWh de energía eléctrica. La central, con una potencia nominal de 160 MWe, incluye un reactor de agua a presión modelo Westinghouse con sólo un lazo de refrigeración. El titular inicial de la autorización de explotación era Unión Eléctrica Madrileña, más tarde transformada en Unión Eléctrica Fenosa, sustituida por Unión Fenosa Generación y desde el año 2009 por Gas Natural Fenosa.

Como el resto de las centrales nucleares españolas, la autorización de explotación fue renovada en varias ocasiones. En la renovación solicitada en el año 2002 la información suministrada por el titular no pareció suficiente a la mayoría de los miembros del Pleno del CSN quien, en su informe preceptivo y vinculante en materia de seguridad, propuso al MITYC el cese de la operación de la central el 30 de abril de 2006, que la autoridad gubernativa consolidó en una Orden Ministerial del 14 de octubre de 2002 (Orden Ministerial, 2002), en la que se especificaban los límites y condiciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica durante la autorización concedida, así como los derechos y deberes del titular a que se refiere el artículo 28 del RINR (Decreto, 1999), sobre el cese de la explotación.

A diferencia de Vandellós I, la central nuclear José Cabrera acumulaba en el reactor la última carga de combustible y en la piscina de desactivación todo el combustible usado que se había generado desde el inicio de la operación, con la excepción de 10 recargas que se habían enviado a Reino Unido para sus reelaboración. Además, hasta la creación de Enresa y la puesta en marcha de las instalaciones de El Cabril, los residuos generados en la operación se almacenaban al principio a la intemperie y más tarde en un almacén específico; estos residuos históricos se encuentran almacenados en contenedores metálicos. Enresa se ha comprometido a acondicionar tales residuos para el almacenamiento definitivo en sus instalaciones de El Cabril.

La presencia en la instalación de 377 elementos combustibles usados obligó al titular a construir un ATI donde almacenar el combustible usado y los residuos de alta actividad potencialmente generados en el desmantelamiento. La autorización para proceder a la ejecución y montaje del ATI se concedió en marzo de 2006 y su puesta en marcha dos años más tarde.

La autorización de puesta en marcha del ATI especifica que la declaración de clausura de la central no se podrá emitir hasta que el combustible usado y los materiales radiactivos almacenados temporalmente sean transferidos al previsto Almacén temporal centralizado, ATC, lo que supone una dependencia añadida.

El ATI de la central nuclear José Cabrera es una plataforma de hormigón construida en un lugar cercano a la central sobre la que se asientan contenedores cilíndricos de metal-hormigón tipo HI-STORM, en los que se introducen los elementos de combustible usados y los materiales radiactivos de vida larga. También dispone de elementos mecánicos para el manejo de los contenedores y para la transferencia, en su momento, a los contenedores de transporte hasta el futuro ATC.

El calor sensible que se desprende de la desintegración radiactiva se evacúa al exterior mediante una corriente interior de aire movida por tiro natural. La operación de traslado de los elementos combustibles desde la central hasta el ATI requirió el uso de una má-

Almacén Temporal Individualizado de la central nuclear José Cabrera (Fuente: Enresa)



quina especialmente concebida para tal operación y concluyó el 3 de septiembre de 2009, con lo que terminó el nivel 1 del desmantelamiento de la central y dejó el paso libre para el cambio de titularidad a Enresa y el comienzo del desmantelamiento.

El capítulo VI del RINR describe el proceso a seguir y los requisitos a satisfacer para solicitar la autorización de desmantelamiento y la declaración de clausura de una central nuclear. Enresa inició formalmente el trámite en mayo de 2008 que concluyó con una Orden Ministerial de 1 de febrero de 2010 (Orden Ministerial, 2010), concediendo la autorización de desmantelamiento y la transferencia de la titularidad, que tuvo lugar el 11 de febrero de dicho año. La Orden transfiere también a Enresa la titularidad de los 377 elementos combustibles usados que se encuentran almacenados en el ATI antes descrito. A propuesta, preceptiva y vinculante del CSN, la autorización incluye 14 límites y condiciones sobre la seguridad de las operaciones a realizar y sobre la protección radiológica de los trabajadores, a las que se añadieron 18 Instrucciones técnicas complementarias, de obligado cumplimiento. El contenido de los límites y condiciones establecidos y su relación con las Instrucciones técnicas complementarias ha sido glosado por JL Revilla y S Solís (2009), en el número 8 de la revista Alfa, publicación oficial del CSN.

En la solicitud de autorización, Enresa propuso el desmantelamiento completo de la instalación hasta el nivel 3 en la definición del OIEA, y así fue aprobado. El plan de desmantelamiento incluye las actividades que se describen en la tabla 9.1. Además de

Tabla 9.1
Programa de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera

Fases del desmantelamiento	Planes y actividades a realizar
1. Preparatoria	<ul style="list-style-type: none"> – Planes de modificación de sistemas. – Planes de acondicionamiento de instalaciones auxiliares. – Planes de sistemas no necesarios para el desmantelamiento. – Plan de reducción/eliminación de riesgos.
2. Desmantelamiento de elementos convencionales	<p>Se consideran elementos convencionales los que no tienen connotaciones radiológicas:</p> <ul style="list-style-type: none"> Edificio de la turbina. Edificio de los generadores diésel de emergencia. Torres de refrigeración. Talleres.
3. Desmantelamiento de elementos activos	<ul style="list-style-type: none"> – Plan de desmantelamiento de elementos activos: edificio del reactor, edificio auxiliar, recinto del evaporador de residuos líquidos, almacenes temporales de residuos. – Plan de desmontaje de grandes componentes: componentes internos del reactor, vasisa del reactor, bomba de recirculación, presionador, generador de vapor y tuberías de recirculación.
4. Descontaminación y demolición de edificios	<ul style="list-style-type: none"> – Plan de descontaminación y demolición de edificios. – Plan de troceado de hormigones activos. – Plan de demolición y rellenos.
5. Restauración del emplazamiento	<ul style="list-style-type: none"> – Plan de restauración del emplazamiento de acuerdo con la Instrucción del CSN IS-13 (*).

(*) Ver (Instrucción, 2007) en la tabla de referencias.

los planes y actividades que se indican en la tabla, se dispone de Planes adicionales sobre la caracterización radiológica de componentes y estructuras, la gestión de residuos radiactivos, la gestión de residuos tóxicos y peligrosos y la gestión de residuos convencionales.

Enresa ha estimado que el desmantelamiento generará 104.000 toneladas de residuos, incluyendo todos los tipos (Enresa, 2011). Se esperan 218 toneladas de residuos de elevada actividad específica que serán almacenados en el ATI – elementos combustibles usados 175 t y componentes internos del reactor 48 t. Los residuos de baja y media actividad y muy baja actividad que podrán ser almacenados en las instalaciones de El Cabril podrán llegar hasta 4.000 t. Las chatarras convencionales reciclables pueden alcanzar 4.700 t, mientras que los escombros de hormigón, 95.300 t, se utilizarán en el propio emplazamiento. Se esperan también cantidades pequeñas de residuos nocivos, tóxicos o peligrosos que serán gestionados en vertederos industriales especializados. Se espera que el desmantelamiento se pueda realizar en seis años, de 2010 a 2016, con una carga de trabajo estimada en 4,6 millones de horas de trabajo y con un coste presupuestado de 135 millones de euros.

9.2.5 Residuos producidos en el desmantelamiento del parque nuclear y capacidad de almacenamiento

El apartado B del Sexto PGRR (Enresa, 2006) reconoce que las centrales nucleares son las instalaciones que generan en España casi todos los residuos de alta actividad y vida larga y la mayor parte de los residuos de actividad baja y media. Tomando como ciertas las hipótesis ya anunciadas en el apartado 9.2.1 —operación limitada a 40 años, desmantelamiento hasta el nivel 3 comenzado tres años después del cese y con una duración de unos seis años— estima que hacia el año 2030 sería necesario haber gestionado en España 176.300 m³ de residuos de baja y media actividad procedentes de todas las actividades previsibles, de los que 128.000 m³ procederían del desmantelamiento y 35.000 m³ de la operación del parque nuclear nacional. La gestión del combustible usado y los residuos de alta actividad procedentes del desmantelamiento originarían 12.800 m³, de los que 1.050 m³ serían de alta actividad y vida larga y el resto elementos combustibles usados. Considerando aparte el combustible usado, desde el punto de vista de la gestión sería necesario disponer de instalaciones para el almacenamiento definitivo de los siguientes residuos y volúmenes de todos los orígenes previstos:

- 1) *Almacenamiento de alta y media actividad de vida larga* 1.050 m³
- 2) *Almacenamiento de baja y media actividad* 34.560 m³
- 3) *Almacenamiento de muy baja actividad* 93.434 m³

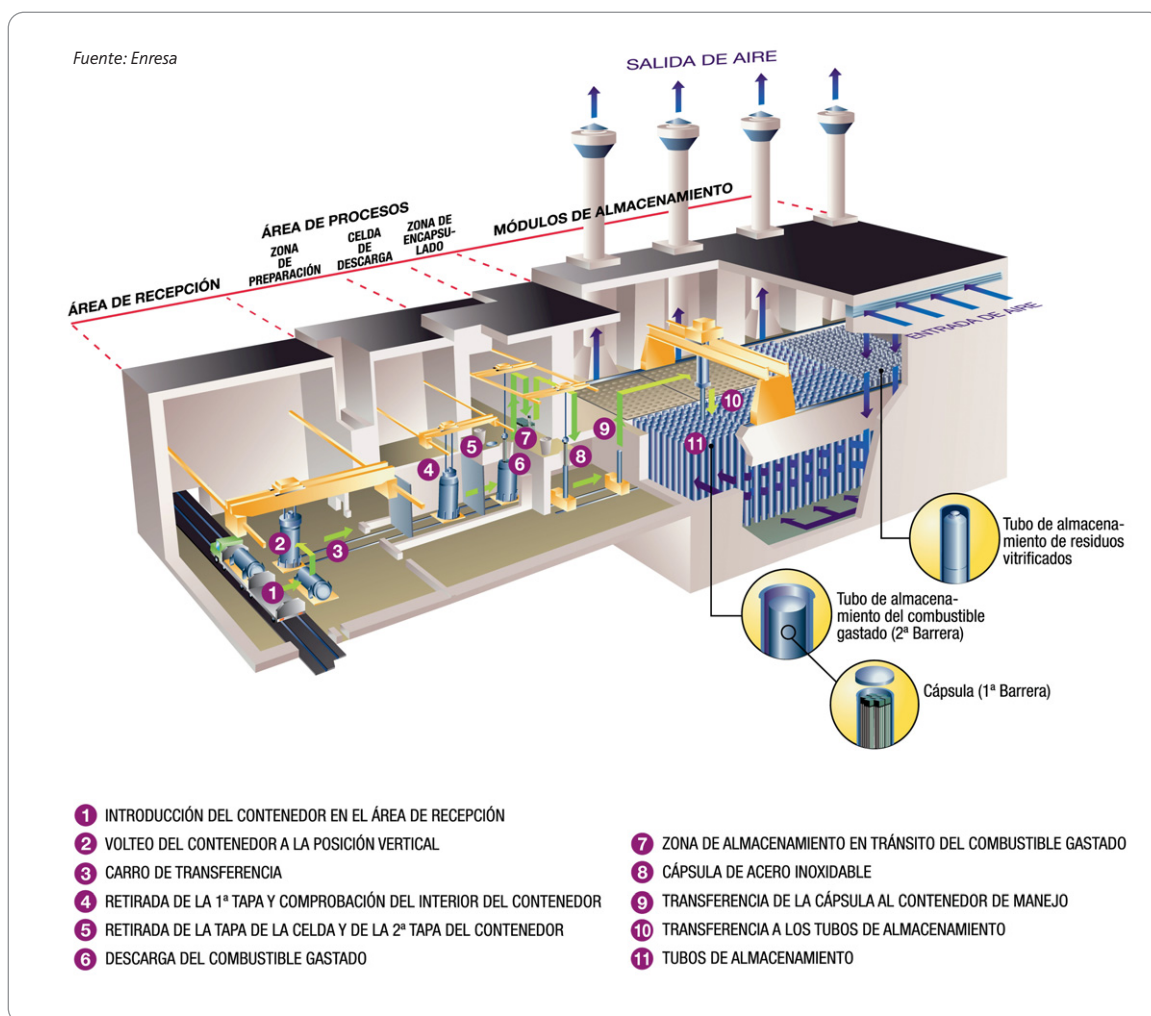
*Almacenamiento de combustible usado*¹⁰⁰ y *Residuos de Alta Actividad, RAA*. El almacenamiento del combustible usado durante la operación se efectúa en las piscinas de desactivación de las centrales nucleares, o bien en almacenes en seco instalados al

¹⁰⁰ En ciclos abiertos, el combustible usado es considerado como un residuo de alta actividad; en ciclos cerrados, el combustible usado es un almacén de combustible nuclear que puede ser reciclado.

efecto. Ya se ha dicho que antes de iniciar el desmantelamiento de la central nuclear, es preceptivo que todo el combustible y los residuos de operación sean trasladados fuera del recinto de la central a desmantelar. Las soluciones transitorias aplicadas hasta la fecha pasan por la construcción de almacenamientos en seco, individualizados para cada central, ATI.

Después de un largo proceso de selección, el Gobierno elegido en noviembre de 2011 ha seleccionado la propuesta formulada por Villar de Cañas, en la provincia de Cuenca, como localidad para albergar en su término municipal el Almacén temporal centralizado, ATC, del combustible nuclear usado y de los residuos de elevada actividad. La figura 9.5 es una representación esquemática del ATC concebido por Enresa.

Figura 9.5
Representación esquemática del Almacén Temporal Centralizado



La experimentación y los análisis han demostrado que el combustible nuclear usado puede almacenarse con seguridad durante al menos un siglo en contenedores disponibles

El ATC acogerá tanto el inventario del combustible usado como los residuos de alta actividad y los de media actividad y vida larga, derivados de la reelaboración del combustible de la central nuclear de Vandellós I y aquellos que, procedentes de los desmantelamientos, por las características de los contaminantes radiactivos y el nivel de actividad no puedan ser admitidos en las instalaciones de El Cabril.

El diseño actual del ATC tendrá la capacidad suficiente para almacenar durante 60 años el inventario de combustible usado que se genere durante 40 años de explotación de cada una de las centrales; sin embargo, Enresa ha anunciado que el diseño modular del ATC podrá también incorporar, mediante módulos adicionales, el combustible usado que se produzca en la explotación a largo plazo de las centrales del parque nacional.

Almacenamiento de residuos de baja y media actividad, RBMA, y muy baja actividad, RBBA. Para este tipo de residuos se cuenta con el centro de almacenamiento de El Cabril, que dispone de instalaciones diferenciadas para cada tipo de residuo.

La instalación de RBMA está dotada de 28 celdas, con un volumen interior total de 100.000 m³, de los que a finales del año 2011 se habían ocupado 33.720,7 m³. La instalación destinada a residuos del tipo RBBA está diseñada para una capacidad total de 130.000 m³ de residuos acondicionados, repartida en 4 celdas, de las cuales la primera inició su operación en el año 2008, con la llegada de este tipo de residuos procedentes del desmantelamiento de Vandellós I y del Plan integrado para la mejora de las instalaciones del Ciemat, PIMIC, que han ocupado 1.956 m³ a finales de 2011.

Cobertura de los almacenamientos de residuos radiactivos. La cobertura de almacenamiento para el combustible usado y los residuos de alta actividad está asegurada mediante almacenes individualizados o bien en el ya aceptado ATC que, por su diseño modular ampliable, permitirá dar soporte a las centrales en funcionamiento, así como atender las necesidades derivadas de los desmantelamientos. En cuanto a la cobertura que ofrece el almacén centralizado de El Cabril, queda expresada con los datos de la tabla 9.2.

Tabla 9.2
Cobertura de los almacenamientos existentes y previstos en España

Tipo de residuos	Instalaciones existentes o previstas	Capacidad existente (m ³)	Capacidad usada (m ³)	Capacidad disponible (m ³)	Capacidad requerida (m ³)
Combustible usado	Piscinas de desactivación ATI ATC	Solución Modular, ATC	10.370 elementos combustibles	Modular	19.571 elementos combustibles
Residuos RAA	Piscinas de desactivación ATI ATC	Solución Modular, ATC	—	—	—
RBMA	RBMA El Cabril	100.000	37.200	62.800	70.000
RBBA	RBBA El Cabril	130.000	1.956	128.044	120.000

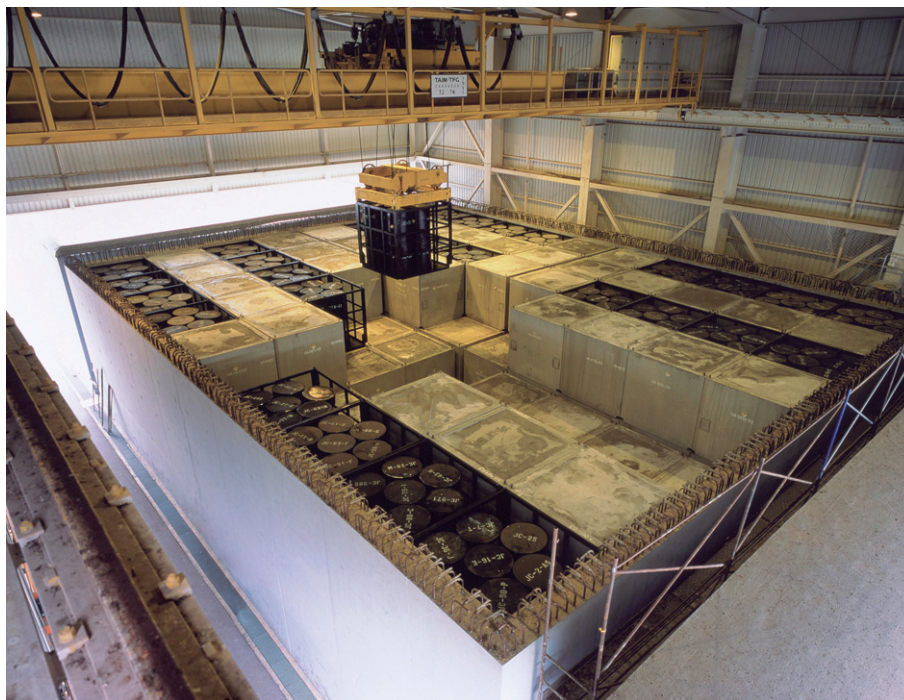
Los márgenes de seguridad aparentes están destinados a cubrir posibles desviaciones de las previsiones efectuadas, incidentes de operación en instalaciones nucleares, incremento de instalaciones radiactivas, atender retiradas de residuos radiactivos como resultado de casos de emergencia, gestión de cabezales de pararrayos radiactivos, materiales radiactivos aparecidos fuera del sistema regulador y otras contingencias.

Por tanto, al estar las actuales capacidades de almacenamiento ajustadas al Marco actual de referencia contemplado en el Sexto PGRR, cualquier futura ampliación del parque de centrales nucleares, o extensión del período de operación de las mismas, implicaría la ampliación de dichas capacidades.

9.2.6 Requisitos de almacenamiento a causa de la operación a largo plazo de las centrales nucleares

La operación a largo plazo de las centrales del parque actual, más allá de los 40 años contemplados en el Sexto PGRR, dará como resultado una producción adicional de residuos de operación. De la experiencia operativa se deduce que la producción anual media de residuos de operación del tipo RBMA en una central nuclear española tipo de 1000 MWe de potencia es del orden de 50 m³/año para los reactores de agua a presión y de 130 m³/año para los de agua en ebullición; con el parque actual se generarían unos 500 m³ anuales adicionales de residuos de operación, o 5.000 m³ por cada decenio de explotación a largo plazo.

Interior de una celda de almacenamiento de El Cabril (Fuente: Enresa)



La mayoría de los residuos de operación que se envían desde las centrales nucleares a El Cabril están acondicionados en bidones de 220 litros que posteriormente se introducen, en grupos de 18, en los contenedores de hormigón que les sirven de inmovilización y blindaje. Dichos contenedores, con un volumen algo superior a 11 m³, constituyen la unidad básica de almacenamiento en las plataformas de El Cabril. Esta operación de acondicionamiento final supone un incremento aproximado de volumen de 2,8 veces el volumen original, lo que eleva hasta 14.000 m³ la estimación de la capacidad de almacenamiento adicional necesaria cada decenio de operación a largo plazo. La capacidad de cada celda es de 3.500 m³, lo que supone la construcción de cuatro celdas adicionales por decenio de explotación y un incremento del 14% de la capacidad del diseño original de El Cabril. Para esta ampliación, el emplazamiento dispone de superficie suficiente; la ampliación sería tratada como un proyecto de ampliación de la capacidad en el proceso de autorización.

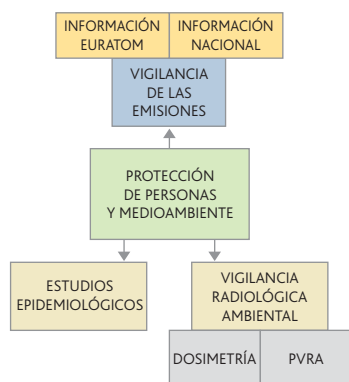
Los residuos de desmantelamiento de media actividad y vida larga, que por sus características no podrán ser almacenados en El Cabril, tendrán su destino en el ATC, junto con los residuos de actividad elevada y el combustible gastado que se genere en el período adicional de explotación. La operación de las centrales durante un decenio adicional aumentará el coste de la gestión de los residuos de operación de forma proporcional a la energía eléctrica generada, pero el coste de la clausura sólo se verá incrementado en el aumento que experimente el índice de precios de consumo en los diez años de demora del desmantelamiento, que se considera igual al incremento del precio de la energía eléctrica generada.

La generación de energía eléctrica durante un decenio adicional será la cuarta parte de la energía que puede producir el parque si la operación de las centrales se limita a 40 años, por lo que el coste de la clausura, en valor constante, por unidad de energía producida se reduciría también en aproximadamente una cuarta parte y en una octava parte si la operación de las centrales aumentase durante dos decenios consecutivos, de modo que el coste del desmantelamiento por unidad de energía producida se reduciría, por cada decenio de explotación adicional, en 25% del coste unitario de la operación limitada a 40 años.

9.3 REQUISITOS TÉCNICOS SOBRE EL CONTROL DE EMISIONES RADIATIVAS, VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL Y ESTUDIOS EPIDEMIOLÓGICOS

La operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear requiere el mantenimiento de un sistema eficaz de vigilancia y control de las emisiones radiactivas, la continuación del plan de vigilancia de la radiactividad ambiental en el aire, el medio acuático y terrestre y las cadenas tróficas, y la realización periódica de estudios epidemiológicos para garantizar que la explotación de la central no es perjudicial para la salud y seguridad de las personas. La vigilancia de las emisiones, la vigilancia de la radiactividad ambiental y la esencia de los estudios epidemiológicos fueron brevemente consideradas en el apartado 5.2.5 del estudio del Foro Nuclear sobre la *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010). El objetivo de este apartado es presentar

Requisitos para limitar y controlar el impacto radiológico



con más detalle los requisitos mencionados, con especial relevancia durante la operación a largo plazo de las centrales.

Como se ha indicado en apartados anteriores, el proceso de generación de energía a través de la fisión nuclear implica la generación de radisótopos, la mayor parte de los cuales se procesan como residuos radiactivos sólidos en las diferentes fases de operación de la central, pero una pequeña parte es liberada al medio ambiente en los efluentes líquidos y gaseosos¹⁰¹. Estas liberaciones están reguladas y sometidas a controles muy estrictos que garantizan que no se producen exposiciones a la radiación indebidas y ningún impacto ambiental significativo en el entorno de la instalación.

Aunque los límites de dosis al público están establecidos en la legislación europea (Directiva, 1996) y española (Decreto, 2001) y limitados a una dosis efectiva de 1 mSv/año, cada año, en España hay una restricción adicional para que los vertidos radiactivos líquidos y gaseosos conjuntos de las centrales nucleares no produzcan dosis efectivas superiores a 0,1 mSv/año, en las peores circunstancias posibles¹⁰², de modo que la exposición potencial a causa de las emisiones de las centrales nucleares es una pequeña fracción de la exposición límite y una fracción, aún menor, de la dosis que la misma población recibe con certeza como consecuencia de la radiación natural, que en España alcanza el valor medio de 2,4 mSv/año.

Para cada una de las centrales, los aspectos medioambientales radiológicos se consideran en tres actividades reglamentadas: Programa de control de efluentes radiactivos, PROCER; estimación de dosis efectiva derivada a través del Manual de cálculo de dosis en el exterior, MCDE, y el Programa de vigilancia de la radiactividad ambiental, PVRA, así como todos los proyectos de mejora y optimización relacionados con este conjunto de actividades. El control y estimación de los vertidos anuales, la estimación de las dosis potencialmente recibidas y los resultados de los programas de vigilancia de la radiactividad ambiental para cada central forman parte esencial del informe que anualmente somete el CSN al Congreso de los Diputados y al Senado.

La realización de estudios epidemiológicos en el entorno de las centrales nucleares es un requisito que impone al CSN su propia ley de creación. En el apartado q) del artículo 2º, sobre funciones del CSN se incluye:

‘Recoger información precisa y asesorar, en su caso, respecto de las afecciones que pudieran originarse en las personas por radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de instalaciones nucleares o radiactivas’.

¹⁰¹ Se trata de pequeñas cantidades de criptón-85, tritio y cantidades residuales de isótopos del yodo y otros elementos volátiles y gases. El criptón-85 es un producto de fisión de 10,6 años de período de semidesintegración, que por sus características de gas noble no es posible retener si escapa a través de vainas del combustible deterioradas. El tritio es un producto de fisión y de activación de las impurezas del refrigerante de período de semidesintegración 12,26 años que no es posible separar por formar parte de la molécula de agua.

¹⁰² La referencia supone el individuo teóricamente más expuesto, permanentemente sentado en la verja de la central, a sotavento de la dirección más probable del viento, que sólo se alimenta de la cadena trófica local y usa agua del sistema hídrico en el punto de descarga.

9.3.1 Vertidos radiactivos de las centrales nucleares

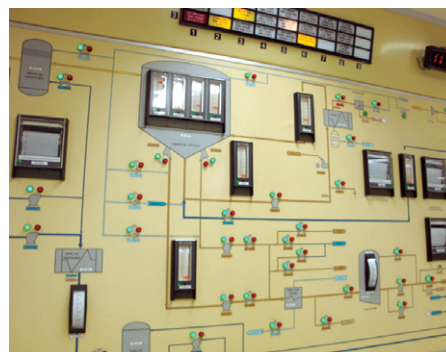
La Guía de Seguridad 1.4 del CSN (Guía de Seguridad, 1988) detalla el programa de vigilancia y control de las emisiones radiactivas de efluentes líquidos y gaseosos de las centrales nucleares al medio ambiente. Mensualmente se informa al CSN de la actividad vertida y de la dosis asociada con esa actividad. Los valores integrados a lo largo del año natural se incorporan en los informes anuales del CSN al Congreso de los Diputados y al Senado.

Efluentes gaseosos. Para las emisiones continuas de gases nobles, propias de las centrales con reactores de agua en ebullición, se ejerce una vigilancia permanente del caudal de emisión y de la concentración instantánea de actividad y periódicamente se analiza una muestra del efluente para determinar su composición isotópica. Para las emisiones en tandas o en intervalos de tiempo, propias de las centrales con reactores de agua a presión, se toma una muestra representativa de la tanda a ventear identificando los principales radisótopos contenidos.

Para halógenos y partículas se toma una muestra representativa del efluente en los principales caminos de descarga mediante sistemas de absorción y filtrado. Para el tritio¹⁰³, la vigilancia se ejerce cada mes en el caso de emisiones continuas o mediante una muestra representativa para las emisiones en tanda.



Sistema de control y vigilancia de efluentes gaseosos de una central PWR (Fuente: ANAV)



Sistema de control y vigilancia de efluentes líquidos de una central PWR (Fuente: ANAV)

Efluentes líquidos. Los efluentes líquidos se almacenan en tanques cuya actividad se vigila de forma continuada; antes de proceder al vertido se toman muestras representativas que se analizan para determinar su composición isotópica y verificar el cumplimiento de los límites establecidos.

¹⁰³ El tritio es un isótopo radiactivo de hidrógeno, se genera en las centrales nucleares y también en la atmósfera por interacción del nitrógeno con los neutrones cósmicos.

El nivel de vertidos de la planta depende del estado de operación y de la operabilidad de los sistemas de tratamiento y no está afectado por un período determinado de funcionamiento. Por ello, la operación a largo plazo de las centrales nucleares no implica modificaciones en las tasas de vertido de las mismas, sólo persiste durante el mayor tiempo de explotación.

9.3.2 Estimación de las dosis asociadas a los vertidos radiactivos

Los bajos valores de las actividades descargadas y su posterior dilución en la atmósfera y en el sistema hidráulico asociado a la central no hacen posible la medición precisa y directa de la distribución de los radisótopos descargados en el medio natural, lo que dificulta la estimación precisa de las dosis de radiación que pueden recibir las personas por tal causa. Para estimar la dosis teórica que podrían recibir los individuos más expuestos a partir de las actividades descargadas se recurre a modelos matemáticos conservadores, que incorporan los parámetros ambientales que influyen en la dilución de los efluentes en la atmósfera y en el agua, la deposición de los contaminantes sobre el suelo, la absorción por las plantas y los animales y los hábitos de consumo. En principio, estos modelos no pretenden estimar las dosis reales que potencialmente pueda recibir la población, sino únicamente asegurar el cumplimiento de los límites y restricciones operacionales para los grupos críticos o para los individuos teóricamente más expuestos de la población; por ello en su formulación se emplean hipótesis muy conservadoras.

Una vez estimada la actividad y la composición isotópica de los vertidos al medio ambiente, se calcula las dosis a los grupos críticos de la población por las diferentes vías de exposición posibles. Estas vías son:

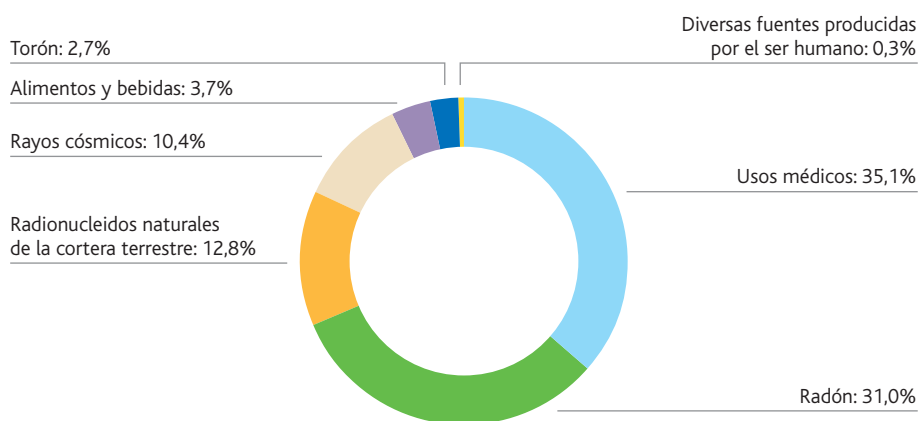
- 1) Irradiación externa a causa de los radisótopos presentes en el aire o depositados en el suelo.
- 2) Irradiación interna a causa de la inhalación o ingestión de agua o alimentos que pudieran haber incorporado algún radisótomo vertido.

Se dispone de modelos de diversa complejidad para predecir las concentraciones de actividad en el agua y los alimentos a lo largo del tiempo y las dosis asociadas con su consumo. Al depender estos factores del tipo de suelos y cultivos, es recomendable que se utilice la información específica del emplazamiento, tales como la tasa de riego, producción agraria y ganadera y hábitos de alimentación de la población. A falta de valores realistas, se utilizan series de datos estándar para asegurar una estimación de dosis conservadora. En España, cada cinco años se revisan los usos del agua y de la tierra en el entorno de las centrales y en caso de desviaciones significativas se revisan los modelos de cálculo que se utilizan.

De los resultados de los análisis se concluye que las dosis teóricas máximas que pudieran recibir los grupos críticos —los más expuestos— de la población se encuentran entre el 0,1% y el 0,5% de los límites establecidos en la legislación (Decreto, 2001), muy por debajo de las dosis ciertas que recibe la población como consecuencia de las

radiaciones naturales. La figura 9.6 representa la dosis promedio recibida en un año por una persona cualquiera de la población de España.

Figura 9.6
Dosis promedio anual que recibe la población española



Fuente: Dosis de radiación, Consejo de Seguridad Nuclear (2010)

La explotación a largo plazo de las centrales nucleares no requiere la introducción de requisitos diferentes de los que se aplican en la actualidad; sólo es necesario tener en cuenta las potenciales variaciones de la radiactividad que pueden tener lugar en el entorno de la central. Aunque la operación a largo plazo aumente el tiempo de exposición, no se superarán los límites anuales, garantizando así la salud de las personas.

9.3.3 Vigilancia radiológica ambiental

Para asegurar que la exposición de los miembros del público se mantiene por debajo de las restricciones fijadas, es preciso verificar que los programas de vigilancia y control de efluentes son eficaces, que los modelos dosimétricos asociados no subestiman la dosis a la población y que se lleva adicionalmente a cabo un programa de vigilancia radiológica ambiental alrededor de las instalaciones nucleares. Este programa se inicia en la fase pre-operacional para determinar el fondo radiactivo natural del emplazamiento y finaliza en la fase de post-clausura de la instalación.

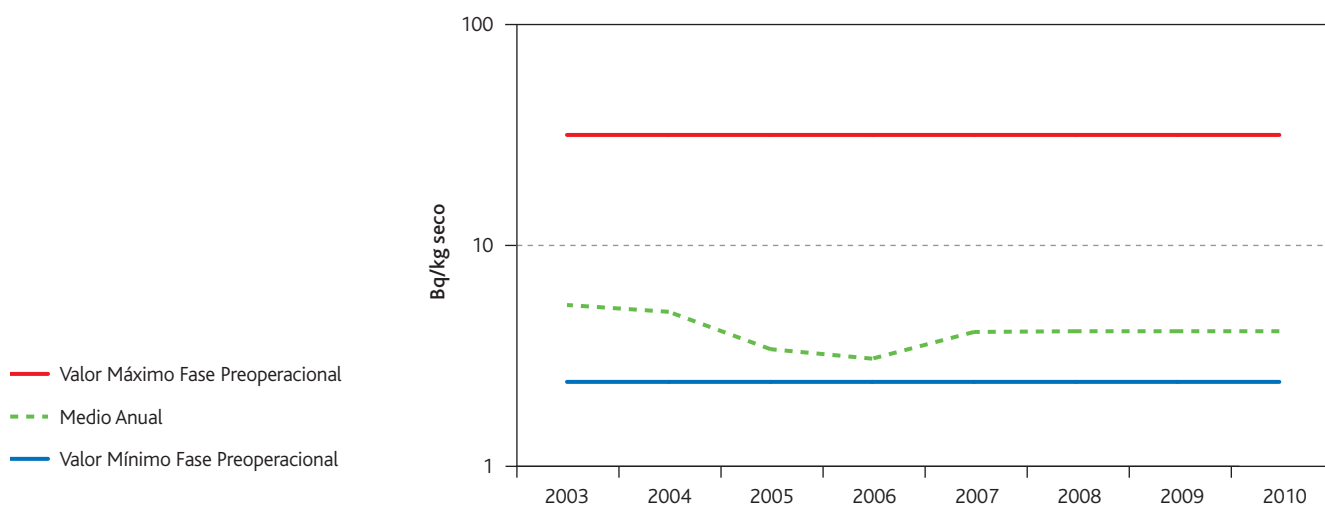
El programa de vigilancia radiológica abarca una extensión considerable, tanto en muestras (varios miles al año) como en la zona vigilada, está regulado por la Guía de Seguridad 4.1 del CSN (Guía de Seguridad, 1993) y comprende los siguientes tipos de medidas y muestras:

- 1) Medida de la radiación directa mediante dosímetros de termoluminiscencia que se cambian cada mes o cada trimestre y se localizan en cada una de las 16 direcciones de la rosa de los vientos.

- 2) Toma de muestras de aire mediante sistemas de aspiración filtrada. Del análisis radiológico de los filtros se deduce la presencia de partículas radiactivas e isótopos del yodo y otros aerosoles radiactivos en el aire.
- 3) Medida de la deposición húmeda de isótopos radiactivos por acción de la lluvia o la nieve con el objetivo de determinar la potencial contaminación del suelo.
- 4) Medida de la deposición seca de isótopos radiactivos sobre el suelo y el agua superficial.
- 5) Medida en laboratorio de la radiactividad contenida en muestras de agua potable, subterránea y superficial.
- 6) Medida en el laboratorio de la actividad contenido en muestras de sedimentos acuáticos.
- 7) Medida en el laboratorio de muestras tomadas en orillas y playas del sistema hídrico asociado a la central.
- 8) Medida en el laboratorio de muestras de alimentos: leche y derivados, vegetales, carne, huevos y peces.

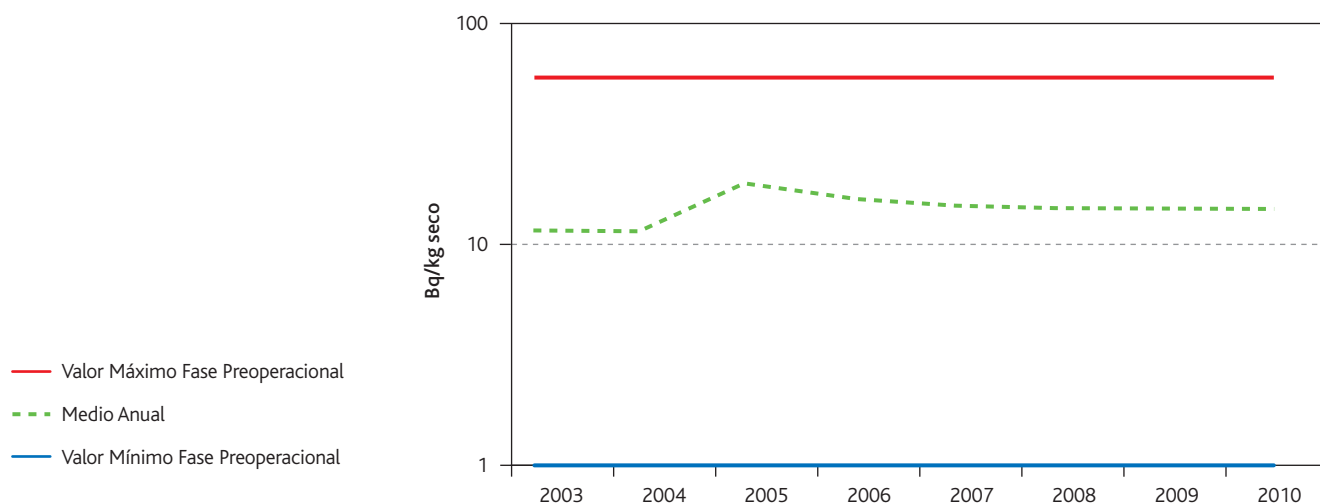
En las figuras 9.7 a 9.9 se recogen ejemplos de la evolución de los resultados de la vigilancia radiológica de las muestras más representativas de estos programas, donde los datos obtenidos se comparan con los datos pre-operacionales. Se observa que no hay incremento de los niveles reales de radiactividad por la influencia de las centrales nucleares y sus vertidos. La presencia de cesio-137, que tiene 30 años de período de semidesintegración, y de estroncio-90, 28 años, se debe a las pruebas nucleares aéreas que se realizaron en la primera mitad de los años sesenta del siglo XX.

Figura 9.7
Evolución de los valores promedios anuales de actividad de cesio-137
en suelos en el entorno de una central nuclear



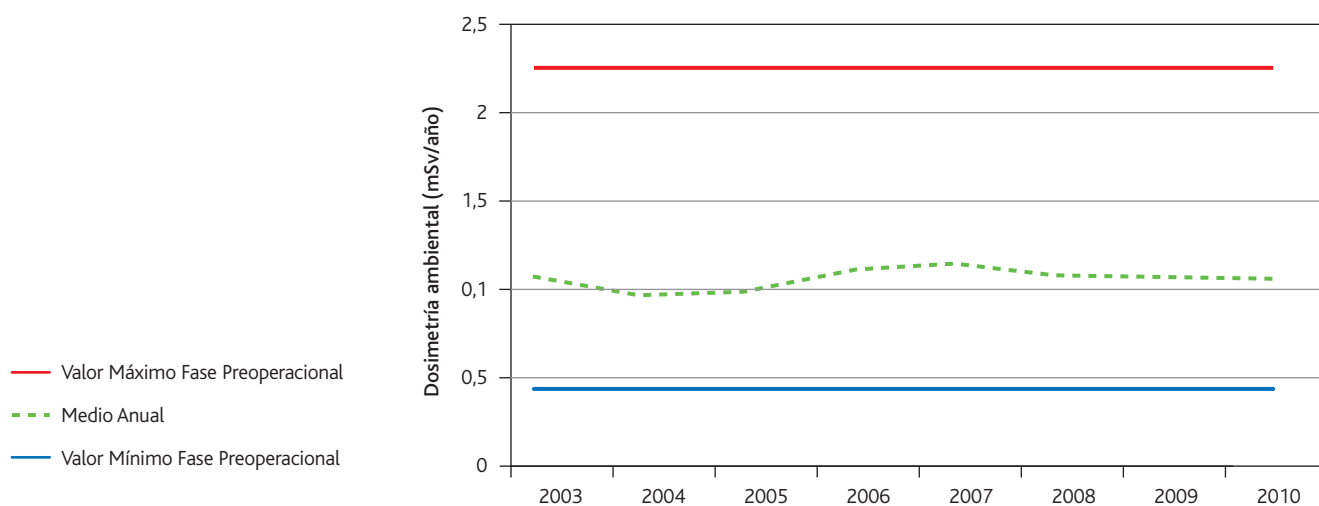
Fuente: Elaboración propia

Figura 9.8
Evolución de los valores promedios anuales de actividad de estroncio-90
en suelos en el entorno de una central nuclear



Fuente: Elaboración propia

Figura 9.9
Evolución de los valores promedios anuales de dosimetría ambiental
en el entorno de una central nuclear



Fuente: Elaboración propia

Adicionalmente a la evaluación continuada de los resultados de estas medidas, cada diez años se analizan los resultados de cada una de las vías analizadas y se valora el grado del cumplimiento del PVRA. También se analizan, en el período de estudio, las



Estudio epidemiológico del CSN
y el Instituto de Salud Carlos III

variaciones de los niveles de actividad, teniendo en cuenta los niveles de variación de la radiactividad natural del entorno de la central.

La posible reconcentración de la actividad es un fenómeno a considerar en la operación a largo plazo. En éste intervienen procesos naturales que pueden darse en cualquier fase de la vida de la central. Los programas de vigilancia tienen precisamente por objeto detectar este fenómeno a partir de niveles muy bajos de actividad para poder tomar las medidas operativas oportunas para su corrección.

9.3.4 Estudios epidemiológicos

Adicionalmente a los planes de vigilancia y control descritos, que son evaluados de forma periódica por el CSN, este organismo ha promovido la realización de un estudio epidemiológico en el entorno de las centrales españolas para poder identificar posibles relaciones entre enfermedades de las poblaciones y este tipo de instalaciones. Este estudio ha sido realizado en colaboración con el Instituto de Salud Carlos III del Ministerio de Ciencia e Innovación y se ha publicado a finales del año 2009 (CSN, 2009)¹⁰⁴. Sus resultados han descartado cualquier asociación entre la aparición de enfermedades en la población que habita en el entorno de las centrales nucleares y la operación de las mismas, lo que además descarta cualquier efecto acumulativo de la radiación. Estos estudios deben ser repetidos periódicamente para garantizar la salud y seguridad de la población.

9.4 RESUMEN Y CONCLUSIONES

De la presentación anterior se desprende que los requisitos técnicos asociados a la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear nacional son fácilmente asequibles.

Durante la operación a largo plazo es necesario mantener la seguridad de la instalación por encima del nivel establecido por el Consejo de Seguridad Nuclear y cumplir todos los requisitos de seguridad aplicables, con especial atención al programa de vigilancia del envejecimiento de los materiales. Los principios fundamentales del Organismo Internacional de Energía Atómica relacionados con la gestión y el liderazgo en pro de la seguridad, la previsión de accidentes y el establecimiento y consolidación de planes de emergencia efectivos han de ser satisfechos con excelencia a través de la cultura de seguridad y la retroalimentación de la experiencia operativa. El análisis y consideración de accidentes e incidentes, en especial los accidentes graves, que hayan ocurrido o puedan ocurrir requieren una atención especial.

¹⁰⁴ El 18 de abril de 2006, se suscribió un Convenio de colaboración entre el Consejo de Seguridad Nuclear y el Instituto de Salud Carlos III del Ministerio de Ciencia e Innovación, a instancia del Ministerio de Sanidad, para la realización de un estudio epidemiológico que investigase el posible efecto de la exposición a las radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas españolas sobre la salud de la población que reside en su proximidad.

La generación de residuos radiactivos de operación se mantendrá prácticamente constante durante el período ampliado, con la potencialidad de que disminuya el volumen generado como consecuencia de las mejoras que cabe esperar en el proceso de tratamiento, cementación y compactación de los residuos y por la mejor y más eficaz operación y comportamiento del combustible. Estas características podrán compensar los residuos adicionales que podrán originar el envejecimiento y sustitución de componentes.

La gestión de los residuos de operación sólo supondrá la construcción de cuatro celdas adicionales en El Cabril por cada década de operación adicional, lo que sólo supone un incremento del 14% de la capacidad original. Los residuos procedentes del desmantelamiento no incrementarán, ni cambiará su denominación radiológica, como consecuencia de la operación adicional, sólo cabe esperar un aumento, proporcional al tiempo de explotación, de la actividad específica de los contaminantes radiactivos de vida más larga.

El inventario de elementos combustibles usados aumentará proporcionalmente con el tiempo de explotación, si bien los incrementos que se esperan en el grado de quemado de los nuevos elementos combustibles causará una disminución del número. En todo caso, la construcción del Almacén temporal centralizado en Villar de Cañas resuelve la gestión del combustible usado durante gran parte del siglo actual.

La explotación a largo plazo requiere el mantenimiento de los actuales programas de vigilancia y control de las emisiones radiactivas al exterior, la vigilancia de la radiactividad en el entorno de la central y estimación de las dosis recibidas por la población y la realización de análisis epidemiológicos periódicos. En principio no se requieren requisitos adicionales, aunque cabe considerar avances tecnológicos y nuevos procedimientos de gestión que mejorarán la eficacia y precisión de los programas actuales.

A través de los sistemas actuales de vigilancia de la radiactividad ambiental y la estimación de las dosis potencialmente recibidas por el individuo más expuesto y la población en su conjunto, queda comprobada la inocuidad de los efectos radiológicos de los vertidos, circunstancia ya demostrada en el reciente Estudio epidemiológico (CSN, 2009). Se mantendrá la creciente tendencia a la baja de dichos vertidos que se observa en las figuras 5.16 a 5.27 de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010), por lo que se prevé que la explotación a largo plazo no aumentará los impactos radiológicos anuales, sólo se mantendrán durante más tiempo.

Cabe, por tanto, concluir que no hay razones técnicas ni económicas, derivadas de los requisitos adicionales de seguridad, ni del inventario de residuos radiactivos o del combustible usado, ni de su gestión, que aconsejen no permitir la operación a largo plazo de las centrales nucleares. Existen instituciones, tecnologías, procedimientos e instalaciones probadas para recoger, acondicionar y almacenar de forma segura y definitiva los residuos de actividad específica media y baja y muy baja. Recientemente se ha tomado la decisión, muchos años esperada, de construir el Almacén temporal centralizado para la gestión segura, al menos durante 60 años, del combustible usado y los residuos de actividad específica alta y de actividad específica media y larga vida, como paso intermedio para definir la gestión final de los residuos mencionados y decidir sobre la reelaboración y reutilización del combustible usado.



10. CONSIDERACIONES SOCIALES DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

10. CONSIDERACIONES SOCIALES DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

La operación a largo plazo de las unidades del parque nuclear actual exige consideraciones sociales que deben ser atendidas. La seguridad de las instalaciones y la gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado son en la actualidad los temas sociales más sensibles. El capítulo analiza, en primer lugar, las preocupaciones sociales sobre la seguridad y los medios establecidos para informar a la población, protegerla en caso de accidente y compensar los daños nucleares y económicos que se hayan podido producir. En una segunda parte se analiza el programa establecido por Enresa para informar a la población afectada sobre la seguridad de las actividades que se realizan en las instalaciones de El Cabril.

10.1 CONSIDERACIONES SOCIALES SOBRE LA SEGURIDAD NUCLEAR

Las sociedades que han perdido la confianza en la energía nuclear solo la recuperarán si a lo largo de los años se mantiene la seguridad y se aprecian los beneficios sociales y económicos de su existencia

En muchos países, incluyendo España, la sociedad demuestra, a veces de forma violenta, una intensa fobia nuclear. Las causas de esta situación han sido analizadas por muchos autores; la primera conclusión está relacionada con la radiofobia, o fobia a las radiaciones ionizantes. Otra razón significativa se relaciona con el alto riesgo que la sociedad percibe y atribuye a las centrales nucleares en operación asociado, desde el origen del desarrollo nuclear, con las frecuencias y consecuencias de los accidentes nucleares. La fobia nuclear también se relaciona con el uso de la energía nuclear en la propulsión naval militar y con la circunstancia que las centrales nucleares usan los mismos materiales estratégicos que los artefactos bélicos.

En esta publicación, relativa a la Operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear actual, sólo se presta interés a las centrales nucleares, sin interés alguno sobre otras aplicaciones de la energía nuclear. Los temas relacionados con las salvaguardias y control de materiales estratégicos ha sido objeto de consideración en los apartados 4.3.1 y 4.3.2 de la publicación del Foro Nuclear *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010) y no son repetidos en este documento.

Los organismos reguladores y los titulares de las centrales nucleares han entendido que la información se encuentra en la base de la aceptación social de la energía nuclear; reconocen también que la información es sólo efectiva si va precedida de una labor de educación que inspire confianza e incremente los conocimientos nucleares de las personas; a tal fin se han establecido instituciones y aportado medios de información asequibles a cualquier persona interesada.

Los aspectos sociales de la energía nuclear tampoco han sido olvidados en la legislación nuclear. En este sentido destaca la responsabilidad civil por daños a terceros que permite la compensación de los daños que se produzcan. Lo remoto de los accidentes graves y la garantía de compensación de los daños que se produzcan debe ser motivos de relajación de la fobia nuclear de la sociedad.

10.1.1 Frecuencias esperadas y consecuencias de los accidentes graves

La seguridad nuclear en todas las etapas de la vida de las centrales nucleares —ubicación, diseño, construcción, puesta en marcha, explotación y desmantelamiento— es la preocupación principal de los titulares bajo la supervisión del órgano regulador. Los primeros capítulos de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010) describen el entramado legal para conseguir tal fin; en los últimos capítulos de dicha publicación se presentan índices objetivos que muestran el alto nivel de seguridad que se ha alcanzado.

Una de las primeras preocupaciones de los responsables del desarrollo nuclear se centró en el conocimiento de las frecuencias esperadas de los accidentes y sus potenciales consecuencias. En el año 1957, cuando ya estaban en las mesas de diseño los primeros prototipos de centrales, con potencias no superiores a 300 MWe, la antigua *Atomic Energy Commission*, AEC, de Estados Unidos convocó una amplia selección de las personas más relevantes en la materia a quienes pidió un estudio sobre las frecuencias esperadas y las consecuencias de los accidentes de las centrales que se estaban diseñando. El informe emitido concluía que, en aquel momento inicial del desarrollo nuclear, no era posible estimar las frecuencias esperadas de los accidentes, pero sí sus consecuencias; el informe WASH-740 (AEC, 1957) sirvió durante muchos años de referencia para estimar los daños, suponiendo conocido el llamado término fuente o magnitud o composición isotópica de los productos radiactivos liberados durante el accidente. Con este bagaje se creó la llamada *aproximación determinista* a la seguridad con el objetivo de prevenir y evitar accidentes y limitar sus consecuencias mediante la calidad de los materiales usados, la bondad del diseño y la excelencia en la explotación.

La investigación realizada y las mejoras introducidas en los modelos matemáticos y en la inferencia estadística permitieron el desarrollo de la *metodología probabilista* para la cuantificación de la seguridad nuclear. Un numeroso grupo de expertos convocados por la mencionada AEC emitieron en 1975 el informe WASH-1400 (NRC, 1975) en el que se proponía un método novedoso para poder cuantificar la frecuencia esperada de los accidentes y sus potenciales consecuencias para la salud y seguridad de las personas y económicas. En tal informe se calcularon y manipularon las frecuencias esperadas de los accidentes y sus consecuencias económicas y radiológicas para determinar el riesgo radiológico y económico de las centrales nucleares. La metodología se aplicó, en primer lugar, a dos prototipos de centrales nucleares con reactores de agua a presión y agua en ebullición, encontrando que los riesgos nucleares para la salud y seguridad de las personas eran órdenes de magnitud inferiores a los atribuibles a otras industrias y actividades de magnitud comparable; aunque no se hacían comparaciones con otras actividades, ya se intuía que los riesgos económicos asociados a los accidentes nucleares podían ser elevados, como así ha ocurrido.

Después de algún tiempo de reflexión, la metodología probabilista fue aceptada plenamente y aplicada a prácticamente cada una de las centrales nucleares del mundo. Tales aplicaciones sirvieron para descubrir y corregir los aspectos más débiles de los diseños y para mejorar la operación segura de las centrales. La metodología probabilista, en íntima interacción con la aproximación determinista, es el proceso recomendado

por International Nuclear Safety Group, INSAG, para el análisis moderno de la seguridad de las centrales nucleares (INSAG, 2011). Se dispone de métodos y modelos basados en la experimentación y la observación para estimar la frecuencia esperada de un accidente y sus consecuencias. Sin embargo, no siempre la realidad es predecible, por lo que conviene analizar la experiencia real adquirida de los tres accidentes relevantes que han ocurrido hasta el momento. La experiencia integrada de operación del conjunto de centrales nucleares del mundo ya ha alcanzado 15 milenios¹⁰⁵. En este intervalo de tiempo se han producido tres accidentes con consecuencias relevantes.

El accidente de TMI-2, en 1979, cuando la experiencia acumulada de explotación era de dos milenios, tuvo graves repercusiones económicas y muy escasos efectos radiológicos sobre la salud y seguridad de las personas. En este primer accidente grave, la frecuencia esperada del suceso que inició la secuencia accidental -la apertura sin cierre posterior de una válvula de alivio de la presión- fue prevista por la metodología probabilista; sin embargo, la secuencia accidental que condujo al accidente resultó perturbada por los errores humanos posteriormente cometidos.

El accidente de Chernobyl-4, en 1986, cuando la experiencia acumulada de explotación era de cuatro milenios, tuvo consecuencias económicas y radiológicas de gran relevancia. Las centrales nucleares de diseño soviético con reactores RBMK no habían sido sometidas a ningún análisis probabilista, por lo que el accidente de Chernobyl-4 y sus consecuencias económicas y radiológicas no puede ser objeto de comparación probabilista con los otros accidentes.

El accidente de Fukushima Daiichi, en 2011, cuando la experiencia acumulada de explotación era de 15 milenios, ha tenido repercusiones económicas muy graves, pero limitadas repercusiones radiológicas para las personas y significativas para el medio ambiente. Aunque la evaluación definitiva de las consecuencias radiológicas y económicas del accidente tardará algún tiempo, las estimaciones provisionales ya indican que las medidas de emergencia tomadas han sido efectivas y los riesgos radiológicos a la población muy reducidos. Por otro lado, ya se sabe que los daños económicos son muy elevados -pérdida de cuatro unidades nucleares; trabajos de estabilización de los reactores dañados, descontaminación y desmantelamiento de las centrales; compensaciones económicas a los evacuados, descontaminación y rehabilitación de los territorios contaminados, entre otros gastos.

La experiencia demuestra que el desarrollo de cualquier nueva tecnología trascendente, incluida la tecnología de la información, no está exento de accidentes, por mucho cuidado que se tome en su desarrollo. Siempre es posible cometer fallos humanos, como en TMI-2, por falta de experiencia operativa; errores de diseño y operación, como en el caso de Chernobyl-4, por el deseo de disponer cuanto antes de las instalaciones sin un análisis completo de los distintos modos de funcionamiento; o no considerar todos los fenómenos naturales, como en Fukushima Daiichi, por despreciar la potencial aparición sucesiva de un terremoto y un maremoto asociado de magnitud extrema.

¹⁰⁵ Las 437 centrales nucleares en explotación añaden otros tantos años, cada año, a la experiencia integrada de explotación.

Los accidentes no invalidan por sí mismos la tecnología asociada cuando no puede ser sustituida por otra mejor, que satisfaga las mismas necesidades y genere beneficios parecidos, siempre que los accidentes sirvan para mejorar la seguridad, reduciendo la frecuencia y mitigando las consecuencias. Hay muchos ejemplos de esta situación, uno de los más notables lo proporciona el transporte aéreo, donde se encuentran todas las circunstancias posibles. Los globos Zeppelin fueron pronto sustituidos por los aviones de hélice, más seguros, y estos por los de motores a reacción, aún más seguros, pero no completamente libres de accidentes; sin embargo, estos últimos no han sido desbancados por los supersónicos porque llegar antes no compensaba el mayor coste. Por el mismo motivo que los accidentes aéreos no han eliminado el transporte aéreo -beneficios aportados y creciente seguridad- los accidentes nucleares mencionados no suponen el abandono de la industria nuclear, al menos hasta que no aparezca otra tecnología mejor en todos los aspectos.

El accidente de TMI-2 demostró la importancia de la relación entre el operador y la máquina y la necesidad de conocer mejor los fenómenos asociados a los accidentes graves con fusión del núcleo del reactor. El accidente de Chernobyl-4 puso de manifiesto la importancia de la cultura de seguridad y la planificación de emergencias. El accidente de Fukushima Daiichi demuestra la necesidad de proteger las realizaciones humanas contra el poder de las fuerzas naturales. El análisis de los accidentes nucleares, y la consideración continuada de la experiencia operativa en todo el mundo, sirven para mejorar la seguridad de las centrales nucleares y para que el riesgo percibido por la sociedad se reduzca hasta valores que se consideren aceptables en consideración a los beneficios que producen.

10.1.2 Relevancia de la formación y la información. Recursos legales y materiales

Las frecuencias y consecuencias de los accidentes descritos en el apartado anterior han incrementado el riesgo percibido y la fobia nuclear de la sociedad. Además de los accidentes mencionados se producen también incidentes menores, sin repercusiones radiológicas y, por lo general, sin relevantes repercusiones económicas; también destacan los llamados *sucesos notificables*, anomalías técnicas y quebrantos de los procedimientos, que han de ser notificados al organismo regulador, que los hace públicos de acuerdo con las prácticas legales de transparencia social. La transparencia social es deseable, pero es sólo efectiva si la sociedad que recibe la información tiene el necesario nivel de educación para entenderla en todos sus aspectos.

La experiencia demuestra que los recursos naturales, por si solos, no garantizan el bienestar de las personas; para ser realmente efectivos, también ha de intervenir el conocimiento humano en el tiempo oportuno y de forma acertada. Estas condiciones sólo se cumplen cuando la persona o la organización que toma las decisiones tiene un alto nivel de formación e información sobre todos los aspectos del tema sobre el que ha de tomar decisiones. De la observación del desarrollo de las sociedades se concluye también que el mantenimiento del desarrollo económico e industrial de un país se refuerza a través de la educación, que es por ello considerado como el más relevante de los recursos.

Centro de información de la central
nuclear de Santa María de Garoña
(Fuente: Nuclenor)



Los riesgos de las radiaciones ionizantes para la salud de las personas son bien conocidos, pero también son bien conocidas las ventajas y beneficios que se derivan del uso adecuado de las radiaciones ionizantes en medicina, la investigación y la industria; las centrales nucleares han mostrado sus riesgos a través de los accidentes mencionados en el capítulo 8 de esta publicación, pero también han mostrado que son medios muy eficaces para la generación de energía eléctrica fiable y abundante con ventaja económica sobre otros sistemas de generación. Estas circunstancias, plenamente probadas, invitan a mantener activos los desarrollos nucleares y a no tomar decisiones infundadas sobre su continuación.

El desarrollo nuclear se cimienta sobre los descubrimientos científicos básicos de la física atómica y nuclear que comenzaron con el siglo XX. Este aspecto de la ciencia es esotérico y de comprensión difícil, incluso para los propios científicos que cultivan otras ramas del saber. La tecnología nuclear resulta igualmente esotérica y difícil, lo que ha creado una profunda dicotomía entre el mundo científico nuclear y la sociedad civil, que ha preferido seguir el principio de la precaución, basado en el criterio *en caso de duda no lo hagas*. El principio es una consecuencia de las preocupaciones de la sociedad occidental por la salud y la seguridad y la protección del medioambiente y ha sido aceptado en las declaraciones medioambientales de la Unión Europea. Se ha incorporado en muchas convenciones internacionales sobre el medio ambiente y tomó forma definitiva en la llamada Declaración de Río en 1992 publicada por el Programa Medioambiental de Naciones Unidas, UNEP (UNEP, 1992). El principio se encuentra en la base de la fobia nuclear de la sociedad.

Como ya ha sucedido en otros países, singularmente en Italia, puede que la falta de entendimiento entre el mundo de la ciencia y de las tecnologías nucleares y el resto

Centro de información de la central nuclear de Cofrentes (Fuente: CN. Cofrentes)





Centro de información de la central nuclear de Almaraz (Fuente: CNAT)

de la sociedad civil y política desembogue en el rechazo de una tecnología útil, técnica y económicamente probada.

El único camino relevante para evitar tal situación consiste en establecer un puente de entendimiento entre el mundo de los científicos y tecnólogos nucleares y el resto de la sociedad. La educación es considerada la parte esencial de tal puente de unión. Para aceptar plenamente y de forma consciente la tecnología nuclear sería necesario educar a los políticos y empresarios, que toman las decisiones, y a toda la sociedad, que ha de aceptar convencida las decisiones que se tomen. Es necesario que los que deciden y la sociedad puedan comprender y estimar lo que proponen los expertos sobre bases científicas, tecnológicas y económicas sólidas. Si tales bases no existiesen, serían entonces los propios científicos, tecnólogos y economistas los que no formularían propuestas inconvenientes.

La obligación impuesta al CSN de *'informar a la opinión pública, sobre materias de su competencia con la extensión y periodicidad que el Consejo determine...'* está claramente definida en el artículo 2(ñ) de la ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (Ley, 2007). Esta obligación del Consejo se desarrolla ampliamente en el art. 12 de la Ley de Creación; además, en el art. 15 se crea un *'Comité Asesor para la información y participación pública...'*, presidido por la Presidencia del Consejo y con una amplia representación gubernamental, autonómica, industrial, sindical, de organizaciones no gubernamentales y expertos.

Por su parte, el derecho del público *'de acceso a la información y participación del público en relación a las competencias del Consejo referidas a la seguridad nuclear y protección radiológica...'* se recoge en el art. 12 de la mencionada ley por referencia a la

Jornadas Nacionales sobre Energía y Educación (Fuente: Foro Nuclear)



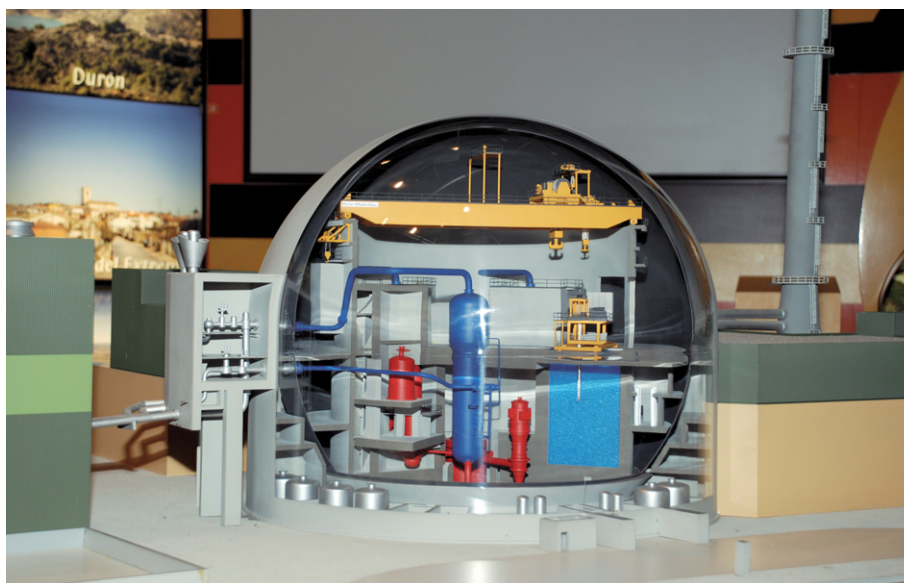
ley 27/2006, de 18 de julio (Ley, 2006) sobre los derechos a la información, participación pública y acceso a la justicia en materia de medio ambiente.

A nivel reglamentario, el art. 13 del RINR (Decreto, 1999) crea un *Comité de información* que cubre la construcción, explotación y desmantelamiento de las centrales nucleares, con carácter de órgano colegiado, presidido por un representante del MINE-TUR, siendo vicepresidente el alcalde del municipio donde se ubique la central, cuya composición incluirá representantes del CSN, del Titular de la Instalación, delegaciones del Gobierno y de las Comunidades Autónomas en cuyo territorio se ubique la central, de la Dirección General de Protección Civil y Emergencias y de los municipios incluidos en la Zona 1 del correspondiente Plan de Emergencia Exterior. El objetivo fundamental del Comité es *'informar a las entidades representadas sobre el desarrollo de las actividades reguladas en las correspondientes autorizaciones...'*. Se entiende que el Comité es también un vehículo de información pública, principalmente a través de los representantes de los municipios afectados.

Por su parte, los Titulares de las instalaciones no están obligados, formal y directamente, a informar al público sobre las actividades que se realizan en sus instalaciones; sin embargo, todos los titulares han establecido centros de información en cada una de las centrales nucleares, donde se explica con detalle el proceso de generación nuclear de la energía eléctrica y se atiende a las preguntas que pudieran formular los visitantes. Los Titulares han creado páginas de información accesibles a través de Internet donde se inserta información de interés público.

Por su lado, organizaciones empresariales, tales como el Foro de la Industria Nuclear Española, y profesionales, en especial la Sociedad Nuclear Española, SNE, han establecido programas de información pública sobre los distintos aspectos de la energía nu-

Centro de información de la central nuclear de Trillo (Fuente: CNAT)



clear. El Foro Nuclear tiene en marcha, desde la década de los años 80 un amplio programa de formación del profesorado pre-universitario sobre temas energéticos y nucleares. También celebra jornadas anuales, de ámbito nacional, sobre Energía y Educación y dispone de numerosos textos y publicaciones dirigidos a periodistas y educadores.

Por su lado, la SNE ha creado una Comisión de Comunicación cuya misión principal es comunicar al público, a través de su página de Internet, sobre los hechos más relevantes, de interés público, que sucedan en las centrales nucleares españolas o en otros países. La SNE es también muy activa en la presentación de los aspectos sociales de la energía nuclear durante sus reuniones anuales.

Es posible que las actividades de formación e información antes descritas no sean suficientes para cerrar un puente sólido entre la sociedad nuclear y la civil, pero es evidente que se hace un esfuerzo considerable. La elevada percepción actual del riesgo nuclear tiene también que ser demostrada con hechos. Los índices de seguridad que se incluyen en el capítulo 5 de la publicación *Seguridad del parque nuclear español* (Foro Nuclear, 2010) avalan el escaso riesgo que cabe atribuir a las centrales nucleares en explotación.

Centro de información de la central nuclear de Ascó (Fuente: ANAV)



La existencia de un sistema de responsabilidad civil por daños nucleares a terceros debe ser considerada como garantía adicional de protección de la salud y seguridad de las personas y el medio ambiente

10.1.3 Cobertura de riesgos nucleares: una solución legal para compensar daños nucleares

Los requisitos de seguridad sobre los que se basa la operación a largo plazo de las centrales nucleares reducen hasta valores muy pequeños la aparición de accidentes con graves consecuencias y aleja, hasta límites remotos, el riesgo nuclear. La disponibilidad de un Plan de emergencia exterior, PEE, completo y efectivo, constituye la última barrera técnica para mitigar y reducir los daños nucleares a la población y el medio ambiente. Los seguros por responsabilidad civil por daños nucleares son un mecanismo adicional de naturaleza jurídica que compensa los daños producidos, tanto personales como materiales. La existencia de estos tres mecanismos y la experiencia de su efectividad deben ser consideradas razones suficientes para que las personas, en particular, y la sociedad, en su conjunto, acepte el desarrollo nuclear del país a la vista de los beneficios económicos y medioambientales que proporciona tal desarrollo.

El reconocimiento legal de los riesgos nucleares y la necesidad de su cobertura nacieron al mismo tiempo que se desarrollaba la energía nuclear. El tema se inició en 1954 en Estados Unidos con la propuesta y desarrollo de la llamada Ley Price-Anderson, en honor de sus creadores, que fue aceptada y promulgada por el Presidente Eisenhower en 1957; la ley reconocía el derecho de las personas afectadas a ser compensadas por los daños causados por las radiaciones ionizantes.

Las autoridades nacionales fueron pioneras en crear las bases legales del reconocimiento y articulación de tal idea. El artículo 45 de la Ley 25/1964 de Energía Nuclear (Ley, 1964) asigna a los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas la responsabilidad por los daños que puedan ocasionar. Tal responsabilidad es '*objetiva y limitada en su cuantía el límite de cobertura...*' como se especifica en la propia Ley. El capítulo octavo de la Ley, con el título *De la cobertura del riesgo nuclear*; el capítulo noveno, *De la reclamación de indemnización por daño nuclear*, y el capítulo décimo, *De la intervención del Estado en la reparación de daños nucleares*, desarrollan en numerosos artículos el tema. Las prescripciones de la Ley fueron muy pronto desarrolladas en el Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares (Decreto, 1967), lo que revela la importancia que se ha dado a la responsabilidad civil por daños nucleares y a la correspondiente cobertura de los riesgos nucleares.

El Gobierno español decidió también ser parte del Convenio de París de 1960 (Convenio, 1960) sobre responsabilidad civil en materia de energía nuclear y posteriormente del Convenio de Bruselas de 1983 (Convenio, 1963), complementario del anterior, ambos promovidos por la NEA/OECD. Estos Convenios han sido revisados en 1964 y 1982. En 1986 el accidente de Chernobyl-4 demostró la necesidad de aumentar la cobertura y la tipología de los daños a cubrir, lo que llevó a las partes a adoptar un Protocolo conjunto para enmendar los citados Convenios aún pendiente de ratificación.

Las enmiendas propuestas suponen una revisión en profundidad de elementos esenciales, que requieren la revisión de la legislación anterior. El Gobierno entendió que era más sencillo promulgar una nueva ley y desarrollar sus reglamentos de aplicación que modificar la legislación ya existente. La ley 12/2011, de 27 de mayo, sobre *Responsabilidad civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos* (Ley,

2011) es el fruto de este desarrollo legal. La nueva Ley entrará en vigor de forma completa cuando el Protocolo Anexo sea ratificado por dos terceras partes de los 16 países que han ratificado el Convenio de París.

El Protocolo Anexo, recogido en la Ley 12/2011, incrementa la cobertura. La cobertura mínima que debe cubrir el Titular es de 700 millones de euros, de acuerdo con la Convención de París. Se requiere que tal cantidad esté avalada por una póliza de seguro o garantía financiera autorizada por el Ministerio de Economía en el caso español. De acuerdo con el Convenio de Bruselas, se introduce un segundo tramo, comprendido entre 700 millones y 1.200 millones de euros, cuya responsabilidad puede recaer en el Titular o en el Estado, de acuerdo con la legislación nacional, que en el caso de España se ha asignado al Titular.

De acuerdo con el Convenio de Bruselas se ha establecido un tercer tramo, comprendido entre 1.200 millones y 1.500 millones de euros que sería sufragado, de ser necesario, con fondos públicos aportados por los 12 Estados que son parte del Convenio de Bruselas, de forma proporcional al Producto interior bruto, PIB, (35%) y a la potencia nuclear instalada (65%).

También se modifican otros aspectos importantes relacionados con el ámbito geográfico, que ahora incluye a los países firmantes del Protocolo Común de los Convenios de París y de Viena, los países afectados que no tengan instalaciones nucleares y a aquellos cuya legislación contenga coberturas recíprocas equivalentes. La extensión del plazo de reclamación por daños nucleares personales pasa de 10 a 30 años. Las exclusiones de responsabilidad del Titular se limitan a actos de conflicto armado, hostilidades, guerra civil o insurrección, eliminando las catástrofes naturales excepcionales que figuraban de forma explícita en la legislación anterior.

Un cambio significativo es la ampliación del concepto de daño nuclear. En la legislación anterior el daño se limitaba a la pérdida de vidas humanas o lesiones corporales producidas por las propiedades radiactivas o su combinación con las propiedades explosivas o tóxicas de los combustibles nucleares o de los productos o residuos radiactivos que se encuentren, procedan, originen o se envíen a una instalación nuclear o cuando así se declaren por el tribunal competente. En la nueva legislación se añaden las pérdidas económicas que se deriven de los daños a las personas o a los bienes, el lucro cesante que se relacione directamente con el uso y disfrute del medio ambiente degradado, el coste de las medidas preventivas de emergencia y las pérdidas y daños causados por tales medidas, así como el coste de restauración del medio ambiente degradado. La nueva ley crea un régimen de compensaciones muy amplio y constituye una respuesta muy generosa para cubrir los riesgos nucleares.

10.2 CONSIDERACIONES SOCIALES SOBRE LA GESTIÓN DE LOS RESIDUOS RADIATIVOS

Se ha creado un régimen de responsabilidades y una supervisión nacional e internacional sobre la gestión temporal y definitiva de los residuos radiactivos, para que el impacto radiológico asociado sea considerado aceptable y poco significativo, tanto

para las generaciones presentes como futuras. El régimen creado se basa en la transparencia, información y participación social en las decisiones significativas, y en un sistema satisfactorio de compensaciones sociales y económicas que contribuyan al desarrollo social y sostenible de las poblaciones afectadas por las instalaciones y actividades derivadas de la gestión de los residuos radiactivos y del combustible usado.

10.2.1 El régimen de responsabilidad, regulación y supervisión nacional e internacional

Hasta su aceptación por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Enresa, la gestión de los residuos generados en las centrales nucleares corresponde a los titulares de estas instalaciones; una vez aceptado el residuo, la gestión definitiva corresponde a Enresa, que cumple con las responsabilidades reglamentadas bajo la supervisión del CSN.

Las normativas específicas, aplicaciones tecnológicas y capacidades de gestión de la seguridad y protección de las personas y del medio natural, que se aplican en la gestión de los residuos, garantizan la aceptabilidad del impacto radiológico sobre las personas y ambiental en el entorno territorial del almacén centralizado de residuos radiactivos de media y baja actividad de El Cabril y en las instalaciones para el almacenamiento temporal del combustible usado y los residuos de baja y media actividad en las centrales nucleares.

Con el objetivo de ayudar a los Estados Miembros a crear sistemas seguros y fiables de gestión de los residuos radiactivos, el OIEA ha establecido, y se encuentra en constante proceso de evolución y perfeccionamiento, un régimen de principios, requisitos y guías de seguridad, que emanan del Principio 7, sobre la *Protección de las generaciones presentes y futuras*, del documento *Principios Fundamentales de Seguridad* (OIEA, 2007). Este principio y los documentos derivados inciden en mostrar que las decisiones ya tomadas o que se tomen en el futuro estarán también sujetas a normas de seguridad que protegen el bienestar y calidad de vida del mañana. Al mismo tiempo, tales decisiones favorecen la transferencia de tecnología y conocimientos que heredará la sociedad del futuro de modo que las cargas necesarias para mantener su propia protección sean mínimas.

La Convención conjunta sobre *Seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos* (Convención, 2001) es la iniciativa internacional de mayor alcance para la supervisión internacional de los sistemas de gestión de los países que son parte de la Convención. Este documento, ya glosado en la publicación *Seguridad del parque nuclear español* del Foro Nuclear (Foro Nuclear, 2010) marca los propósitos para lograr y mantener un alto grado de seguridad, prevenir accidentes y asegurar que en todas las etapas de la gestión haya defensas eficaces contra posibles riesgos.

Las Partes en el Convenio tienen la obligación de elaborar, cada tres años, un informe normado sobre sus actividades, que se hace público entre las Partes, y que son analizados y evaluados en sesiones de trabajo que durante dos semanas consecutivas se celebran en la sede del OIEA en Viena. Los informes que elabora Enresa y respalda el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, MITYC, son públicos.

La aceptación social de la energía nuclear aumenta de forma considerable cuando los gobiernos deciden establecer medidas efectivas para la gestión de los residuos radiactivos y el combustible nuclear usado

De interés para los fines de esta publicación, cabe señalar que entre los objetivos de la Convención, reiterados en los anteriores y en el actual 3º Informe nacional de España (MITYC, 2008), se destaca la importancia de facilitar el acceso a la información y participación pública a fin de considerar, en la toma de decisiones, las argumentaciones que se puedan formular sobre las cuestiones relativas a la seguridad en la gestión de residuos radiactivos. Este derecho se considera una premisa básica para ganar confianza social en los procesos de gestión de los residuos radiactivos en España.

10.2.2 La percepción social sobre el riesgo de los residuos radiactivos

El estudio epidemiológico promovido por el CSN en el entorno de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible (CSN, 2009), no aprecia una influencia negativa sobre la salud de las poblaciones cercanas cuando se compara con la salud de las poblaciones de áreas de referencia alejadas de las instalaciones. Desde un enfoque social, esta realidad debería tener un reflejo positivo sobre la percepción que las poblaciones de los municipios del área de influencia de estas instalaciones deberían tener sobre el riesgo remoto a que están sometidas, ya que han podido comprobar que no se aprecia afección negativa alguna sobre los habitantes de sus municipios o comarcas en el transcurrir de más de 250 años de convivencia mutua integrada entre dichas instalaciones y municipios.

Además, las empresas del sector nuclear promueven la transparencia informativa sobre los métodos de gestión de los residuos radiactivos que producen. También han surgido instituciones interesadas, competentes en la gestión de residuos radiactivos, cuyo objetivo es promover la transparencia informativa y la participación pública de los actores sociales de la población. Una de las instituciones más notables es COWAM (*Cooperative research on the governance of radioactive waste management*) creada con el apoyo de la Comisión Europea y con una amplia participación de las instituciones de los Estados Miembros. A instancias de la Asociación de Municipios en Áreas con Centrales nucleares, AMAC, se creó COWAM España, bajo el patrocinio de Enresa y el CSN con una amplia participación universitaria¹⁰⁶.

Sin embargo, se mantiene la postura discrepante de los sectores sociales más recelosos que rechazan la presencia de instalaciones nucleares en todo el territorio nacional y en lugares concretos, por considerar que la potencial capacidad de las instalaciones y procesos, en especial la gestión de los residuos radiactivos, para producir impactos sociales y ambientales supera los beneficios obtenidos en el uso de la energía nuclear que los genera. Este hecho dificulta el apoyo social, lo que repercute de forma negativa en las decisiones políticas y en el consenso a nivel local, autonómico o nacional para la puesta en marcha de instalaciones temporales o definitivas para la gestión de los residuos radiactivos existentes hasta ahora y los que se produzcan en el futuro.

¹⁰⁶ Las publicaciones de esta entidad se pueden encontrar en www.cowam.com

Se ha podido comprobar que la desconfianza y las preocupaciones de algunos actores y sectores de las poblaciones locales van más allá del estricto cumplimiento de las regulaciones sobre la protección de la salud y seguridad de los trabajadores, de la población y el medioambiente¹⁰⁷, para entrar en el campo del dogmatismo.

En 2006 el Ayuntamiento de Hornachuelos, cuyo término municipal alberga las instalaciones de El Cabril, se incorporó a la Agenda 21 Local¹⁰⁸ y creó un Foro para el análisis de la sostenibilidad de las actividades agrarias e industriales del municipio, sobre el que las actividades de Enresa tienen un impacto relevante. Algunos sectores sociales concretos, que se consideran potencial o realmente desfavorecidos, interpretan que un centro de almacenamiento de residuos radiactivos *perjudica fuertemente la imagen del municipio*. Interpretan que tal instalación podría repercutir negativamente, entre otros aspectos, en la revalorización de los productos agro-ganaderos y alimenticios endógenos en general. Por otra parte, también les preocupa la posibilidad de hipotecar el presente y futuro social, ambiental y económico de sus municipios y comarcas por estar en el área de influencia directa de una instalación de almacenamiento de residuos radiactivos.

Desde la perspectiva social, la acumulación de residuos radiactivos que han de ser controlados durante cientos de años podría chocar con el concepto de desarrollo sostenible, pues efectivamente son un legado de responsabilidad para generaciones futuras. Pero se olvida que el residuo radiactivo está controlado desde su generación hasta la clausura y cierre de las instalaciones de almacenamiento, evitando cualquier impacto sobre la salud y seguridad de personas y medioambiente, al tiempo que asegura con anticipación el coste económico-financiero para hacer efectivo dicho fin. Por ello, es preciso transmitir a la sociedad española y demostrar al tejido político responsable de la toma de decisiones, que la gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado, desde su producción hasta su disposición final, sigue estrictas normas de ética responsable.

10.2.3 El impacto social de la gestión de los residuos radiactivos

La consideración ética sobre el impacto social derivado de la gestión de residuos radiactivos fue contemplada muy tempranamente por el OIEA en su documento *Principios para la gestión de residuos radiactivos* (OIEA, 1996). Desde esta perspectiva, la gestión de residuos radiactivos se contempla como una acción sostenible en el ámbito social, económico y ambiental, tanto para la población actual como para las generaciones futuras (ver figura 10.1).

¹⁰⁷ Esta circunstancia se ha podido comprobar en el proyecto de investigación de la Cátedra de Medio Ambiente-Enresa de la Universidad de Córdoba, creada para analizar la importancia de la práctica de la gestión social participativa y su implicación en el desarrollo sostenible de los municipios del entorno de instalaciones ambientales conflictivas. Este proyecto, denominado "Encuentros Locales por el Desarrollo Sostenible", aplica una metodología de Investigación-Acción-Participación (IAP) específicamente diseñada y practicada en los municipios del entorno geográfico del Almacén centralizado de residuos de baja y media actividad de El Cabril.

¹⁰⁸ La Agenda 21 Local es un documento que desarrolla el Plan Estratégico Municipal basado en la integración, con criterios sostenibles, de las políticas ambientales, económicas y sociales del municipio.

Figura 10.1
La gestión de residuos radiactivos y combustible usado
desde la perspectiva de la sociedad



Fuente: Elaboración propia

La consideración ética es el argumento aplicado en España en la gestión social de los residuos radiactivos y el combustible usado, tanto en El Cabril, como en los almacenes temporales de residuos de explotación, en las piscinas de desactivación y en los almacenes en seco del combustible usado que se ubican en las centrales nucleares y se aplicará también en el ATC, para el combustible usado y residuos de alta actividad.

El impacto social de la gestión de residuos radiactivos es el objetivo principal del Foro sobre la confianza de los agentes interesados (*FSC, Forum on Stakeholder Confidence*) creado por la NEA/OECD. Entre las actividades del Foro destacan la publicación en varios idiomas de notas de opinión sobre los diversos aspectos sociales relacionados con la gestión de residuos radiactivos. Una de estas notas (FSC, 2009) destaca cómo la sociedad, especialmente la población local de los municipios que alberguen o estén en el entorno de instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos, deben recibir una atención preferencial y particularizada de información y participación pública.

El impacto social positivo de una instalación de almacenamiento de residuos radiactivos o combustible usado para la comunidad local se refleja, de una parte, en valores sociales como el empleo, la compatibilidad con otros sectores productivos y la diversificación económica atraída por los nuevos servicios demandados por esta instalación. Por otra parte, los activos municipales por conceptos tributarios pueden ser notables en virtud de las ordenanzas municipales vigentes del Ayuntamiento en cada momento. También cuentan otras tasas autonómicas como, por ejemplo, la ecotasa de la Ley de Fiscalidad Ecológica de la Junta de Andalucía sobre El Cabril.

El impacto social también ha de valorar la potencial o real alteración del *statu quo* del municipio y entorno territorial (repercusión en la economía local y los sectores productivos, aspectos sociales y culturales y desarrollo de infraestructuras), y tener en cuenta los argumentos expuestos desde la perspectiva de los diversos actores y sectores poblacionales, que consideran que una instalación de almacenamiento de residuos radiactivos o combustibles usados, que se ubica para largo plazo, pudiera repercutir en las aspiraciones de un desarrollo socioeconómico alternativo.

10.2.4 Mantenimiento y mejora del sistema social y el progreso económico

La consolidación de los avances sociales y la sostenibilidad económica de las poblaciones del área de influencia de instalaciones de gestión de residuos radiactivos se basan en la información y participación activa de sus miembros e instituciones en la toma de decisiones que les afecten; este ejercicio debe ser facultado en todas las fases de la vida de las instalaciones, desde su concepción hasta el cese definitivo.

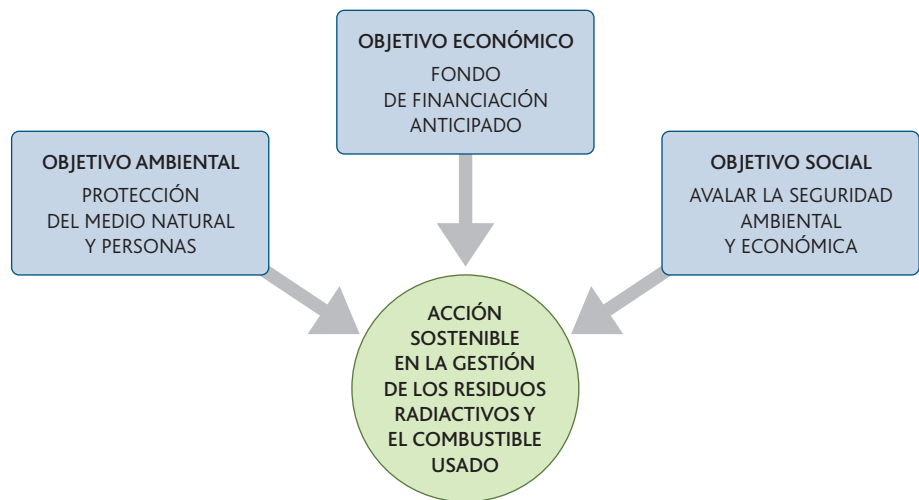
La tarea de hacer efectivo el derecho legitimado de la participación pública depende y recae en la integridad de los actores y sectores sociales privados y organismos públicos interesados, involucrados o competentes en la producción y gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado. En esta misión también pueden jugar un papel significativo los medios de comunicación de masas y otras entidades con fines divulgativos del sector nuclear, transmitiendo una información documentada y contrastada que ayude a la ciudadanía a formar una opinión crítica razonada sobre esta problemática social.

Esta visión constructiva de la instalación de almacenamientos de residuos radiactivos y combustible usado como una empresa local comprometida con el municipio hospedador y colindantes estará más cerca de conseguir el necesario apoyo de la población local (FSC, 2009). Además, al tiempo que se facilita el desarrollo de sus actividades y la readaptación de las mismas a los requerimientos que vayan surgiendo, se motivará el acuerdo de intereses en beneficio de la comunidad local¹⁰⁹ (ver figura 10.2).

Los programas de comunicación y participación pública son herramientas sociales para construir vínculos de confianza permanente con el entorno social de los municipios cercanos a los centros de almacenamiento. Estos programas han de mantenerse actualizados, evolutivos y expectantes, especialmente para adaptarse a nuevas condi-

¹⁰⁹ El proyecto de investigación de la Cátedra de Medio Ambiente-Enresa de la Universidad de Córdoba denominado "Encuentros Locales por el Desarrollo Sostenible" se basa en este argumento. Este proceso participativo, desarrollado con la colaboración directa de los municipios del entorno geográfico de El Cabril, está posibilitando a su población percibir esta instalación como una empresa local integrada y cointeressada en una evolución sostenible del ámbito territorial en que necesariamente han de convivir. Los resultados obtenidos hasta ahora de este proyecto de investigación se pueden consultar en la página electrónica de la Cátedra de Medio Ambiente-Enresa de la Universidad de Córdoba.

Figura 10.2
La instalación de almacenamiento de residuos radiactivos y combustible
usado desde la perspectiva de la población local de su entorno



Fuente: Elaboración propia

ciones, como puede ser la necesidad de transmitir a la población que gestionar un mayor volumen de residuos y combustible usado, a causa de la operación a largo plazo de las centrales nucleares, supondrá un efecto positivo adicional para el entorno social y ambiental, y para sus estrategias de dinamización socioeconómica y progreso territorial en pro de un óptimo avance hacia el desarrollo sostenible.

*Actividades sociales para la información y la participación pública en el ámbito local
(Fuente: Cátedra de Medio Ambiente - Enresa - UCO)*



10.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

La fobia nuclear y la radio-fobia de la sociedad tienen la potencialidad de conseguir el abandono de la tecnología nuclear como medio para generar energía eléctrica. Dichas fobias pueden conseguir sus objetivos a través de la acción directa o influyendo a las personas e instituciones que toman las decisiones. La percepción social de que el riesgo asociado a las centrales nucleares es muy elevado y que la gestión de los residuos radiactivos de vida larga no puede garantizar la salud y seguridad de la generación presente y de las futuras se encuentran en las raíces del rechazo social.

La experiencia acumulada de 15 milenios en la explotación de las centrales nucleares del parque mundial claramente indica las ventajas económicas y sociales de la energía nuclear, su elevada seguridad y escaso impacto sobre la salud y seguridad de las personas y sobre el medioambiente; sin embargo, los tres accidentes graves que se han registrado en la historia de la energía nuclear han reforzado la fobia nuclear. El desarrollo de tecnologías relevantes no ha estado exento de accidentes, cuyo estudio ha servido para mejorar la tecnología en cuestión. Las tecnologías sólo prevalecen si la seguridad puede ser aceptada y no existen otras tecnologías que cumplan el mismo fin y la sustituyan con ventaja. La generación de energía eléctrica de base, fiable y económica, sin emitir gases de invernadero, sólo es ahora posible en centrales nucleares, cuya seguridad merece ser aceptada por la sociedad.

La gestión segura de los residuos radiactivos, a corto y medio plazo, está garantizada por la experiencia y la investigación ya efectuada. Las instalaciones de El Cabril son almacenes seguros para los residuos radiactivos de actividad media, baja y muy baja. El almacén temporal centralizado, ATC, que se va a construir en Villar de Cañas, es sólo un compás de espera para los residuos de alta actividad y de actividad media y vida larga, que probablemente podrán encontrar su destino final en un almacén geológico profundo. El ATC es también una solución segura temporal para decidir la política más acertada para la gestión del combustible usado. El reciclado del combustible usado permitirá recuperar el elevado valor energético allí encerrado y transmutar los elementos transuránicos y los actínidos minoritarios, reduciendo así la importancia de los residuos de elevada actividad.

La educación de la sociedad y la información son las claves del puente que una la sociedad civil y los estamentos políticos con la sociedad científica y tecnológica. Este puente hará posible que las propuestas tecnológicas nucleares sean mejor comprendidas por los políticos, empresarios, financieros, que han de tomar las decisiones sobre los desarrollos energéticos que más favorecen al país, y por la sociedad civil que ha de aceptar las decisiones que se tomen.



11. CONSIDERACIONES AMBIENTALES NO RADIOLÓGICAS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

11. CONSIDERACIONES AMBIENTALES NO RADIOLÓGICAS DE LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO

Como en cualquier otra industria de magnitud comparable, la construcción y explotación de las centrales nucleares genera impactos de carácter convencional sobre el medio ambiente del entorno. Algunos de estos impactos no son muy distintos de los que se producen en otras instalaciones de generación de energía eléctrica, en especial los asociados a las centrales de combustibles fósiles, con excepción de la generación de dióxido de carbono y la necesidad de disponer de grandes almacenamientos de combustible, que no aparecen en las nucleares; los grandes parques de energías renovables también producen impactos considerables sobre el medio ambiente, en especial el excesivo uso del territorio, que acrecienta el impacto estético.

Existen normas específicas, de carácter nacional y autonómico, que evalúan y controlan los impactos específicos en las instalaciones mencionadas, incluidas las centrales nucleares. En especial la disposición adicional cuarta del RINR (Decreto, 1999) se refiere al procedimiento de evaluación del impacto ambiental de las instalaciones nucleares, que remite al proceso considerado en el Real Decreto legislativo 1/2008 (Decreto, 2008b) por el que se aprueba el texto refundido de la Ley de Evaluación del Impacto Ambiental. La mencionada disposición adicional indica que *'...el procedimiento de evaluación del impacto ambiental se ha de incardinar en los procedimientos sustantivos de autorización...'* de las centrales nucleares que se contemplan en el RINR.

La confección, estudio y evaluación del impacto ambiental es la herramienta utilizada para analizar y estimar los efectos ambientales no radiológicos de las centrales nucleares. La experiencia ha demostrado que durante la explotación de las centrales el uso de agua para refrigerar el condensador de la turbina es el impacto ambiental más notable que cabe atribuir a las mismas. Por tal motivo, el desarrollo de este capítulo se ha dividido en dos partes; en primer lugar se analizan con carácter general los impactos ambientales asociados a la explotación de las centrales; en el segundo se analiza, de forma separada, el uso del agua de refrigeración.

11.1 IMPACTOS AMBIENTALES POR CONTAMINANTES QUÍMICOS Y EFECTOS FÍSICOS

Los impactos ambientales por contaminantes químicos incluyen las emisiones de gases a la atmósfera y de desagües al dominio público hídrico. Los efectos físicos son fundamentalmente los estéticos y los derivados del ruido, la contaminación lumínica y el tráfico pesado. Las centrales nucleares son instalaciones limpias, emiten muy pocos residuos, tanto en forma gaseosa como líquida o sólida y los impactos físicos que producen son también menores.

11.1.1 Emisión de gases a la atmósfera y vertidos de agua al dominio público hídrico

El proceso de fisión del combustible nuclear genera pequeñas cantidades de gases nobles radiactivos, que permanecen en el interior del combustible. La activación del agua de refrigeración y sus impurezas puede también generar pequeñas cantidades de

otros gases, que tienen una vida muy corta. La potencial liberación de estos gases radiactivos al medioambiente ha sido objeto de tratamiento en el apartado 9.3.

La fisión nuclear es una reacción anaeróbica, sin presencia de aire, por tanto no se generan gases de efecto invernadero. En el proceso de conversión de la energía liberada en la fisión en energía eléctrica tampoco se producen gases de invernadero, lo que hace que las centrales nucleares sean un mecanismo limpio de generación de energía eléctrica. Sin embargo, los expertos han considerado oportuno ampliar la llamada *huella del carbono* de una determinada tecnología de generación de energía eléctrica a todo el carbono atribuible al ciclo del combustible, desde la minería hasta la gestión de los residuos, y a la extracción y preparación de los materiales de construcción, fundamentalmente hormigón y aceros, a la construcción misma y a las operaciones de mantenimiento de las instalaciones.

Todas las instituciones relevantes relacionadas con la energía han valorado la huella de carbono de cada una de ellas. En todos los casos se concluye que la energía nuclear y la eólica ofrecen el valor más pequeño, que varía entre 4 y 16 toneladas de CO₂/MWh producido, cuyo impacto medioambiental es tan pequeño que no se considera. Igualmente es muy pequeña y limitada la huella de carbono asociada a la operación normal, cuyo componente más significativo se debe a las pruebas periódicas de los generadores diésel de emergencia, a los ejercicios de lucha contra incendios, que por lo general usan gasóleos, a calderas auxiliares para la generación de vapor para calefacción u otros usos industriales y al parque de vehículos propios que se utilizan en el mantenimiento y vigilancia de las instalaciones. En todo caso, la contaminación ambiental derivada es inferior a los límites establecidos para la calidad del aire y están vigilados y controlados por las autoridades competentes, por lo general de la Comunidad Autónoma correspondiente.

También se consideran las llamadas emisiones difusas, como por ejemplo la posibilidad de generación de polvo en procesos de carga y descarga de materiales y equipos, la emisión de compuestos orgánicos volátiles en el uso de pinturas, los olores generados en el tratamiento de aguas, las emisiones producidas por la circulación de vehículos o las extracciones no tratadas de talleres y naves industriales. Todos los impactos ambientales mencionados son considerados de carácter no significativo y cumplen los requisitos establecidos por las autoridades.

De la misma forma, todas las centrales nucleares disponen de autorizaciones de vertido de aguas residuales al dominio público hídrico, procedentes del tratamiento biológico de aguas sanitarias, de la lavandería y del tratamiento químico de aguas industriales, que pueden contener biocidas, inhibidores de la corrosión u otros productos químicos. De nuevo, estos vertidos no son significativas y se mantiene la calidad de las aguas públicas impuesta y controlada por las autoridades de las Confederaciones Hidrográficas correspondientes.

11.1.2 Aspectos estéticos, auditivos y lumínicos e intensidad del tráfico

El mayor impacto físico de una central nuclear se produce durante la construcción, fase fuera del objetivo de este análisis. Durante los primeros años de explotación el

Central nuclear Santa María de Garoña
(Fuente: Nuclenor)





Central nuclear de Trillo (Fuente: CNAT)

terreno no ocupado por los edificios es por lo general convertido en jardines, césped y parterres y se plantan árboles propios de la zona donde se ubica la central. A veces es también necesario construir nuevos edificios auxiliares con el fin de mejorar los sistemas de refrigeración del condensador de la turbina, por ejemplo construyendo torres de refrigeración o para almacenar grandes piezas sustituidas por otras mejores; en la práctica nacional tales edificios albergan, en particular, generadores de vapor o tapas de la vasija del reactor.

En otras ocasiones ha sido necesario construir almacenes o silos especializados para albergar materiales con elevada actividad específica o almacenes temporales de combustible usado. La construcción de tales edificios auxiliares ha de ser autorizada, lo que también requiere la evaluación del impacto ambiental que produce.

Durante la operación a largo plazo permanecen los impactos físicos propios de la existencia y explotación de la central y sus edificios e instalaciones auxiliares. Tales impactos son fundamentalmente estéticos, acústicos y luminosos y los derivados del aumento de tráfico en los alrededores de la central.

Vista la central desde la lejanía, el impacto estético es apreciable en las centrales refrigeradas por torres de tiro natural de gran volumen; sin dichos componentes el impacto estético está dominado por el edificio del reactor, por lo general un cilindro rematado por una cúpula semiesférica y por un gran edificio paralelepípedo, también de gran volumen, donde se ubican la turbina y el condensador; el aprecio estético de esta composición de formas geométricas puras es subjetivo.

Central nuclear Santa María de Garoña (Fuente: Nuclenor)



El impacto acústico en los límites del vallado de la central es muy limitado y por debajo de los límites establecidos por las normas de protección de la contaminación acústica establecidas y controladas por las autoridades competentes. La contaminación lumínica es intensa; durante la noche, la central y sus edificios más significativos han de estar iluminados de forma continuada para facilitar las situaciones de emergencia y mejorar la vigilancia del recinto.

En la fase de explotación, el tráfico ordinario no origina impactos significativos, durante la operación normal el tráfico incluye el desplazamiento de los trabajadores, proveedores de servicios y equipos y visitantes. De forma muy esporádica puede ocurrir algún transporte pesado de residuos radiactivos solidificados. Durante las recargas, generalmente cada 18 meses, el tráfico individual aumenta de forma considerable y el combustible nuevo requiere generalmente dos transportes pesados, también es posible en esta fase transportar alguna pieza pesada de repuesto o sustitución, si la pieza sustituida está contaminada permanece en el emplazamiento, en caso contrario es exportada fuera de la central.

Algunos Titulares han elaborado estudios de movilidad sostenible con el objetivo de evaluar la situación actual y proponer medidas y actuaciones enfocadas a promover los valores de seguridad, sostenibilidad e integración social en un nuevo modelo de movilidad. Las propuestas que se han formulado se integran en tres líneas estratégicas: ampliación del servicio privado de transporte colectivo; promoción del coche compartido, e inicio de campañas de sensibilización entre el personal de la central.

11.2 EL SUMIDERO FINAL DE CALOR: EL MAYOR IMPACTO AMBIENTAL NO RADIOLÓGICO

Durante la explotación de las centrales nucleares, el mayor impacto ambiental no radiológico es el uso de agua para refrigerar el condensador de la turbina y los efectos térmicos que el calor extraído tiene sobre el sistema hídrico afectado o la atmósfera. Las centrales nucleares generan vapor saturado a elevada presión y temperatura. Aunque se haya intentado, no ha sido posible recalentar el vapor para incrementar el rendimiento termodinámico del sistema. Por ello, el rendimiento térmico de la turbina es limitado, sólo una tercera parte de la energía producida en el núcleo del reactor, y transportado por el vapor hasta la turbina, se transforma en energía eléctrica, mientras que dos terceras partes ha de ser devueltas al sistema hídrico disponible o a la propia atmósfera en forma de vapor de poca calidad. Para conseguir tal transporte de calor es necesario que un gran caudal de agua pase a través del condensador y la deposite en el *sumidero final*, la atmósfera¹¹⁰ o una gran masa de agua. El agua a utilizar depende del límite que se imponga al incremento de temperatura del agua entre la salida y la entrada en el condensador de la turbina; para un incremento de 10 °C, el caudal requerido puede ser de hasta 45 m³/s para un central de 1.000 MWe de potencia.

¹¹⁰ Aunque el sumidero final de calor sea, en todo caso, la biosfera, en el lenguaje técnico también forman parte del sumidero final de calor todas las estructuras y equipos que extraen el calor del condensador de la turbina y lo transportan o depositan en el medio ambiente.

11.2.1 Tipos de sumideros finales de calor

Para conseguir la refrigeración deseada se utilizan dos tipos de sistemas. En los sistemas de un solo paso, el agua se toma de un gran sistema hídrico —un río caudaloso, un lago natural o artificial o del mar— y se descarga en el mismo sistema hídrico a temperatura más alta. El punto de descarga no debe afectar la temperatura del agua en el punto de toma. Las torres de toma de agua, las bombas de impulsión y los canales de descarga han de estar diseñados con criterios estrictos para que puedan cumplir su función de la forma prevista.

En los circuitos cerrados, el agua del condensador es refrigerada en torres de tiro natural o forzado o en estanques provistos de aspersores. En los tres casos, parte del agua se evapora de forma que el calor de evaporación refrigera el resto. El sistema requiere la aportación al sistema del agua que se evapora. En muchas centrales nucleares se utilizan combinaciones de sistemas abiertos y cerrados a fin de acomodarse al agua disponible y a los requisitos establecidos; por ejemplo, en el caso de ríos es posible utilizar circuitos abiertos en invierno cuando la temperatura del agua es baja y el caudal elevado; mientras que en verano cuando la temperatura del agua es elevada y el caudal bajo, puede ser necesario usar sistemas cerrados.

11.2.2 Uso de agua en las centrales nucleares españolas

Cada central nuclear española tiene un sumidero final de calor distinto. La central nuclear de Almaraz está refrigerada por un lago artificial unido al río Tajo mediante una presa dotada de turbinas que pueden transvasar agua del río al lago y viceversa. Ascó, junto al río Ebro, está refrigerada por un sistema mixto que incluye un lazo abierto al río Ebro y una torre de refrigeración de tiro natural. Cofrentes está refrigerada por dos torres de refrigeración de tipo natural, las pérdidas de agua por evaporación son aportadas por el río Júcar; Santa María de Garoña está refrigerada en circuito abierto por el río Ebro; Trillo dispone de una torre de refrigeración conectada con el río Tajo, y Vandellós está refrigerada por agua del mar Mediterráneo. Todas las centrales disponen de concesiones de uso de agua.

La central nuclear de Almaraz. La refrigeración de la central tiene lugar mediante la recirculación del agua del embalse de Arrocampo, construido a tal efecto. La descarga se hace a través de un sistema de aspersión que facilita el enfriamiento del agua caliente descargada. Una pantalla de separación a lo largo del embalse obliga a que el agua recorra el embalse en un movimiento de ida y vuelta entre descarga y toma. A lo largo del recorrido del agua se produce la disipación del calor por radiación térmica y evaporación. El embalse de Arrocampo está alimentado por el río del mismo nombre y otros tributarios menores que no suministran agua suficiente para compensar las pérdidas por evaporación, que ha de ser aportada del embalse de Torrejón-Tajo.

La central nuclear de Ascó. La captación de aguas se realiza directamente del río Ebro, a través del canal de toma, y en las condiciones indicadas en la concesión de aprovechamiento de aguas públicas superficiales del río Ebro, con destino al abastecimiento

Tipos de sumideros finales de calor



*Balsa de la central nuclear Vandellós II
(Fuente: ANAV)*



*Canal de toma de agua de la central nuclear
Vandellós II (Fuente: ANAV)*



*Toma de agua de la central nuclear Santa María
de Garoña (Fuente: Nuclenor)*



*Embalse de Arrocampo. Central nuclear
de Almaraz (Fuente: CNAT)*



*Toma del río y torres de tiro forzado.
Central nuclear de Ascó (Fuente: ANAV)*



*Torre de refrigeración de la central nuclear
de Ascó (Fuente: ANAV)*



*Torres de refrigeración de la central nuclear
de Trillo (Fuente: CNAT)*



*Torres y balsa de retención. Central nuclear
de Cofrentes (Fuente: CN. Cofrentes)*

de aguas y refrigeración y servicios de los grupos I y II de la central nuclear de Ascó. La concesión para fines de refrigeración asciende a 48,24 m³/segundo.

La evacuación de las cargas térmicas se realiza a través de circuitos abiertos al río, con disipación a la atmósfera de buena parte de estas cargas por medio de la torre de refrigeración de tiro natural, auxiliada por las torres de refrigeración de tiro forzado.

La actual autorización de vertidos establece dos límites de temperatura del agua del río aguas debajo de la descarga, uno relativo y otro absoluto, para aquella sección en la que pueda considerarse efectuada la mezcla. Dicho punto se encuentra situado a unos 6 km del canal de descarga y es conocido como *Pas de l'Ase*.

El límite relativo corresponde al incremento máximo de temperatura de 3 °C entre la temperatura del agua en la toma y la ya citada sección, aguas abajo, en la que puede considerarse efectuada la mezcla. En este punto se establece, además, un segundo límite de temperatura máxima absoluta, de 30 °C. La verificación del cumplimiento del condicionado térmico que acompaña a la autorización de vertido de aguas se realiza diariamente, de acuerdo con el procedimiento de vigilancia de parámetros físico-químicos del río Ebro.

La central nuclear de Cofrentes. La refrigeración del condensador se realiza mediante un circuito cerrado que incluye dos torres de refrigeración húmedas de tiro natural. Además existe un circuito auxiliar, también cerrado, que tiene tres torres de refrigeración de tiro mecánico. El agua de reposición se toma de la cola del embalse de Cortes, construido en el año 1990, perteneciente al río Júcar y situado aguas abajo de la central. Para ello, se dispone de la correspondiente concesión de captación y consumo de agua industrial y de la autorización de vertido de la Confederación Hidrográfica del Júcar. La mayor parte del agua captada se utiliza para refrigeración, siendo el consumo inferior al 2% del volumen necesario para este fin.

Puesto que la mayor parte del calor residual es transferido a la atmósfera a través de las dos torres de refrigeración, el incremento de temperatura sobre las aguas del río Júcar es despreciable y no supone ningún riesgo para la vida del río, como se viene demostrando desde el inicio del funcionamiento de la central. Por otra parte, los efluentes líquidos permanecen durante varios días en las balsas de vertido antes de su descarga al río, disminuyendo de este modo aún más la temperatura de las aguas vertidas.

La central nuclear de Santa María de Garoña. La refrigeración del condensador se realiza en circuito abierto con el río Ebro. La concesión de toma y vertido de agua de refrigeración es de 24,33 m³/s; este caudal corresponde a un uso no consuntivo, ya que el aprovechamiento es igual al volumen de vertido. Las características fisicoquímicas de las aguas de refrigeración no deben sufrir variación respecto de las aguas de captación, excepto la temperatura en el río. El máximo incremento admisible de la temperatura tras la zona de dispersión térmica respecto a la temperatura aguas arriba se limita a 3 °C. Para su control se ha establecido un sistema de vigilancia con cuatro puntos de medición distribuidos desde la central de Quintana Martín Galíndez hasta el embalse de Sobrón. Las mediciones son recogidas mensualmente.

La central nuclear de Trillo I. La refrigeración del condensador de la central tiene lugar mediante evaporación de agua en torres de refrigeración, lo que implica un consumo asociado, tomando agua del río Tajo, en virtud de una concesión administrativa. Dado que la refrigeración se realiza mediante evaporación de agua, no se produce impacto térmico significativo en el sistema hídrico asociado atribuible a la refrigeración de la central.

La central nuclear de Vandellós II. La central dispone de dos suministros de agua: el suministro de agua de mar exclusivamente para refrigeración, y el suministro de agua potable, a través del *Consorci d'Aigües de Tarragona*, para el resto de necesidades de la instalación. El agua de mar se capta por medio de una conducción de hormigón armado depositada en el fondo marino que se adentra en el mar unos 250 metros desde la línea de costa y que termina en dos torres de captación, cuya situación está señalizada mediante una boya. La captación de agua de mar para refrigeración es próxima a 45 m³/segundo.

En 2008 se editó el estudio *Verificación del incremento de temperatura por vertidos al mar Mediterráneo por la actividad de la explotación de la central nuclear de Vandellós II*, en el que se concluye que no se observan efectos sustanciales en las características térmicas de la columna de agua a causa del vertido procedente de la explotación de la central.

11.2.3 Efectos de los sumideros finales de calor sobre la biota

En los sistemas abiertos, los incrementos de temperatura pueden dañar los organismos que viven en el agua, ser perturbados por las rejillas de la toma de agua o introducidos en los tubos del condensador con la corriente de refrigeración. A veces, la acumulación masiva de algas en las rejillas de entrada impiden o limitan la operación de la central. En otros casos, la acumulación de moluscos en las estructuras de descarga pueden impedir el comportamiento correcto del sistema de refrigeración. También se producen efectos perniciosos en el uso de biocidas u otros aditivos que provoquen cambios en la calidad del agua, el contenido de oxígeno o el aumento de la salinidad. Todos estos efectos deben ser conocidos de antemano a fin de cumplir con los requisitos medioambientales correspondientes.

Para controlar la aparición de bacterias y prevenir la corrosión en las torres de refrigeración, en especial las de tiro natural, se utilizan una gran variedad de productos químicos. Muchos de ellos podrían ser descargados en aguas públicas adyacentes en las sangrías que se hacen en el agua circulante para limitar la concentración de impurezas. Tales descargas tienen que ser controladas y no pueden ser vertidas en aguas públicas sin un tratamiento adecuado para satisfacer los requisitos medioambientales. Tales productos químicos pueden también ser arrastrados a la atmósfera por las pequeñas gotas de agua que arrastra el vapor y depositarse sobre el suelo o el agua cercana. Tal efecto tiene que ser vigilado aunque los diseños más modernos limitan el arrastre de gotas y reducen el efecto.

11.3 RESUMEN Y CONCLUSIONES

De la exposición anterior se deduce que los impactos no radiológicos atribuibles a la explotación de las centrales nucleares son limitados, menores de los que cabe atribuir a otras instalaciones de generación de energía eléctrica de magnitud comparable. Tales impactos están regulados, se contemplan en el Estudio de Impacto Ambiental y se someten a las normas específicas, nacionales y autonómicas, relativas a la calidad del aire, el agua, el medio ambiente exterior, el nivel acústico y el impacto estético.

Cuando se comparan con otras centrales que usan combustibles fósiles de capacidad equivalente, destacan las enormes diferencias entre el poder calorífico de la fisión del uranio y la combustión del carbón o del gas, de forma que las centrales nucleares no necesitan almacenar enormes parvas de combustible ni los residuos de la combustión, en el caso del carbón, ni peligrosos almacenamientos de gas, en el caso de las centrales de gas. El espacio ocupado por los edificios, instalaciones al aire libre y viales de una central nuclear varía entre 50 y 70 hectáreas y la zona bajo control del explotador en el que se ubica ocupa alrededor de 300 hectáreas.

Las centrales nucleares envían al grupo turbo-alternador vapor saturado, mientras que las centrales de combustibles fósiles generan vapor recalentado; esta diferencia hace que la eficacia termodinámica del ciclo nuclear sea de 33% a 36%, mientras que las centrales térmicas convencionales alcanzan eficacias superiores, por lo que las centrales nucleares generan un impacto térmico mayor sobre el sistema que se use como sumidero final de calor.

La Operación a largo plazo, OLP, de las centrales nucleares no supondrá un cambio en los impactos anuales de esas mismas centrales antes del funcionamiento a largo plazo; la experiencia adquirida podrá servir para disminuir, en todo caso ligeramente y siempre por debajo de los límites establecidos, el uso de fungicidas y bactericidas y la evacuación de residuos químicos al medio ambiente. Durante OLP puede ser necesario sustituir componentes convencionales e incluso remozar o construir nuevas estructuras, lo que podrá generar residuos y escombros convencionales y el aumento del tráfico a causa del transporte del personal, de los escombros producidos, el aporte de componentes y materiales de construcción.

El desmantelamiento previsto para las centrales nucleares españolas supone la restauración completa del emplazamiento. En el apartado 9.2 se ha explicado que el 90% de los residuos convencionales son triturados de hormigón, que se utilizan en la reposición del propio emplazamiento, menos del 5% son materiales convencionales reciclables, que se envían a los lugares previstos de destino, mientras que un porcentaje pequeño incluye productos tóxicos y peligrosos que se destinan a vertederos industriales. Todas estas actividades suponen un incremento temporal de los impactos correspondientes. El transporte a sus lugares de destino de los residuos producidos aumentará considerablemente el tráfico previsto, ligero y pesado, en distintas épocas de la operación de desmantelamiento que previsiblemente se realiza en siete años desde el cierre de la central. Por su lado, el desmantelamiento de las centrales de combustible fósil, no es tan estricto como el de las nucleares; por lo general se limita a recuperar los materiales metálicos reciclables, mientras que se abandonan las estructuras y edificios, si el emplazamiento no tiene un uso inmediato.



12. EPÍLOGO

12. EPÍLOGO

BASES REGULADORAS Y TECNOLÓGICAS, BENEFICIOS Y REQUISITOS TÉCNICOS Y CONSIDERACIONES SOCIALES ASOCIADAS A LA OPERACIÓN A LARGO PLAZO DEL PARQUE NUCLEAR ESPAÑOL

La experiencia de operación de las centrales nucleares ha demostrado la posibilidad tecnológica de mantener la explotación segura y económica de las centrales nucleares durante 60 o más años, al menos 20 años adicionales a los considerados en el diseño original. Esta operación a largo plazo, OLP, requiere el establecimiento de un sistema estricto y eficaz de gestión del envejecimiento de los materiales, las estructuras, los sistemas y los componentes, ESCs.

A petición de los Titulares de centrales nucleares estadounidenses, el organismo regulador del país, la *Nuclear Regulatory Commission*, NRC, revisó el procedimiento de concesión de la autorización de explotación y creó uno nuevo para renovar durante 20 años la autorización de explotación de aquellas centrales cuyos Titulares lo solicitaran. El sistema se ha aplicado con éxito y se espera que se solicite y acepte para casi todas las centrales nucleares del país. El nuevo sistema ha sido reconocido por fabricantes y suministradores que ya lo aplican a sus diseños y ofertas.

Por otro lado, los diseños alemanes dejaban abierto el límite superior de funcionamiento de las centrales, que se hacía depender de la seguridad de las instalaciones; aunque la valoración de la seguridad de cada unidad era continuada, se estableció un régimen de evaluación en profundidad cada diez años, sin límites, creando el concepto de evaluación periódica de la seguridad, que fue recogido, promovido y normalizado por el Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, y aceptado por muchos países.

El Consejo de Seguridad Nuclear, CSN, aceptó el concepto de la evolución periódica de la seguridad, EPS, ligado a la autorización de explotación de la década siguiente, que puso en práctica en cada una de las centrales españolas en la segunda mitad de los años 90 del siglo pasado. El CSN ha promulgado Guías e Instrucciones sobre el proceso a seguir. Además, ha aceptado y puesto en práctica el proceso de autorización de la NRC cuando el período de 10 años a autorizar incluye los 40 años supuestamente asignados en el proyecto original, lo que supone una redundancia no necesaria. La normativa vigente tampoco aclara el régimen de autorización a seguir en las décadas siguientes a la que incluye los 40 años originales, lo que permitiría la explotación de las centrales durante 60 o más años.

La operación a más largo plazo de las centrales nucleares supone el conocimiento preciso de los mecanismos de envejecimiento de los materiales, las estructuras, los sistemas y los equipos de la central y el establecimiento de un plan para la gestión de la vida de la central. A tal fin, los Titulares de las centrales nucleares españolas establecieron pronto planes piloto y crearon una metodología propia de gestión de la vida de cada una de las centrales nucleares del parque nacional. Posteriormente, los propios

titulares, agrupados en Unesa, establecieron, junto con el Consejo de Seguridad Nuclear, un plan de investigación sobre la gestión del envejecimiento que ha permitido al país colaborar a nivel de igualdad con otros países europeos en los planes de investigación de EURATOM, y en los establecidos por la Agencia de Energía Nuclear de la Organización para la Cooperación y Desarrollo Económico, NEA/OECD, y por el *Electric Power Research Institute*, EPRI, de Estados Unidos.

La decisión de operar las centrales nucleares a largo plazo no sólo depende de la existencia de un régimen normativo, todavía incompleto en España, y de un sistema de vigilancia del envejecimiento basado en la investigación. Los desarrollos energéticos han de satisfacer los requisitos impuestos por la Unión Europea y los condicionados nacionales. Tales requisitos tienen como objetivo fundamental definir y planificar las fuentes de energía en general y las tecnologías que se deben usar en la generación de energía eléctrica, que resulten más rentables y apropiadas para cubrir las necesidades del país, fomentar el desarrollo industrial y mejorar el empleo. También es necesario considerar las opiniones de la sociedad a la que sirven y los impactos nacionales y mundiales sobre el medioambiente.

Para definir la composición de la generación nacional de energía eléctrica es necesario analizar cada sistema energético individual y crear y comparar distintos escenarios posibles. La fobia nuclear de la sociedad exige un esfuerzo adicional de justificación para que esta tecnología no deje *a priori* de ser considerada en la elaboración de los planes energéticos nacionales. La justificación de la operación a largo plazo de las centrales del parque nacional es el objetivo de este documento.

De acuerdo con el principio 4, *Justificación de las instalaciones y actividades*, de los Principios Fundamentales de Seguridad del OIEA, una instalación o actividad nuclear está justificada si produce más beneficios que perjuicios. En el sentido anterior, la operación a largo plazo de las centrales del parque nuclear español está plenamente justificada.

El balance que requiere la aplicación del principio de la justificación analiza, por un lado, los beneficios nacionales, autonómicos, regionales, locales e individuales que se derivan del uso de la energía nuclear para la generación de energía eléctrica, bien social imprescindible en el desarrollo económico y social de los pueblos. En el otro lado, es preciso contemplar todos los requisitos y consideraciones de naturaleza social, económica y medio ambiental que se derivan del uso de la energía nuclear en la generación imprescindible de energía eléctrica.

No es posible valorar en términos numéricos comparables, por ejemplo en valores económicos, los beneficios, los requisitos técnicos y, en especial, las consideraciones sociales, de todas las partidas que forman parte de la ecuación de la justificación. Para ello, sería necesario dar valores monetarios a la garantía de potencia y a la mejora de la independencia energética del país; al desarrollo industrial y económico y a la mejora del sistema social; a la seguridad nuclear de las instalaciones y actividades nucleares, en especial la gestión de los residuos radiactivos y el combustible usado y a las dosis de radiación recibidas y evitadas, y al impacto sobre el medio ambiente y sobre la calidad del aire, el agua y el suelo, entre otros conceptos, muchos de ellos de carác-

ter subjetivo; sin embargo, sí es posible cuantificar numéricamente y comparar otras partidas de donde se deduce que los beneficios que suministra la energía nuclear son muy superiores a los requerimientos técnicos y sociales asociados.

En el campo de los beneficios se ha de reconocer, por ejemplo, que:

1. La participación de la energía nuclear en la generación económica y fiable de energía eléctrica de base está reconocida tanto por los propietarios de las instalaciones como por los usuarios de la energía eléctrica generada.
2. El coste del combustible representa sólo el 10% del coste de explotación; aunque la materia prima, el uranio natural, sea importada, la industria nacional, a través de Enusa Industrias Avanzadas tiene intereses comerciales en la explotación de yacimientos de uranio, además fabrica gran parte de los elementos combustibles que se introducen en el reactor nuclear evitando así la importación de combustibles fósiles.
3. La reacción nuclear es anaerobia y, por tanto, no produce gases de efecto invernadero, por lo que la energía nuclear debe ser considerada como una energía limpia en tal sentido.
4. El desarrollo nuclear español ha creado una industria de servicios y suministros de alta tecnología con repercusión internacional.
5. Como cualquier otra gran industria, las centrales nucleares ofrecen ventajas sociales considerables, favoreciendo el empleo de media y alta calificación, tanto en la propia instalación como en las empresas que aportan bienes y servicios.
6. Aporta al tesoro público cantidades significativas en forma de tasas e impuestos y tiene internalizados todos sus costes, incluidos la gestión de los residuos radiactivos y del combustible usado y el coste de desmantelamiento; también contribuye de forma libre y generosa al desarrollo cultural y social de las poblaciones del entorno.

Entre los requisitos exigidos, se reconoce que:

1. Además de energía, la fisión del uranio produce isótopos radiactivos, cuyas radiaciones son perjudiciales para la salud, lo que exige que el diseño de la instalación y su operación alcancen un elevado nivel de seguridad para evitar la liberación incontrolada de tales productos tanto en operación normal como accidental.
2. Los elementos combustibles, después de irradiados en el núcleo del reactor hasta el nivel máximo posible, han acumulado un inventario significativo de isótopos radiactivos y también han generado nuevo combustible nuclear, lo que convierte a los elementos combustibles usados, al mismo tiempo, en residuos radiactivos de muy alta actividad y en un nuevo recurso energético significativo, lo que requiere una gestión que garantice su seguridad y pueda aprovechar la energía latente acumulada. La seguridad de las actividades e instalaciones necesarias para tal gestión se garantiza de la misma forma que la propia central nuclear.

3. La presencia de neutrones activa los fluidos y los materiales estructurales que finalmente aparecen en forma solidificada como residuos radiactivos de operación de actividad baja y media, que son gestionados y almacenados de forma definitiva y segura por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, bajo la supervisión del Consejo de Seguridad Nuclear.
4. Algunos de los nucleidos radiactivos generados en la explotación de las centrales, en especial el tritio, algunos gases nobles y pequeñas cantidades de isótopos de elementos volátiles no pueden ser completamente solidificados y son vertidos al exterior a través de los efluentes líquidos y gaseosos de forma limitada y controlada. Los programas de vigilancia de la radiactividad ambiental y los cálculos de las dosis radiológicas potenciales demuestran que no cabe esperar afecciones causadas por la radiación de dichos vertidos, circunstancia confirmada por los estudios epidemiológicos que se han realizado a nivel nacional por organizaciones independientes.
5. Como cualquier otra gran industria, las centrales nucleares crean impactos visuales sobre la fisonomía de los parajes donde se ubican, requieren sumideros finales de calor para la refrigeración del condensador de la turbina, asociados a sistemas hídricos, mar, ríos, lagos artificiales o naturales o torres de refrigeración de tiro natural o forzado, lo que crea en estos sistemas un incremento térmico; también producen residuos sólidos y vertidos de naturaleza convencional, tanto a la atmósfera como a las aguas del dominio público. Todos estos impactos están regulados y controlados y son, por lo general, muy inferiores a los de otras industrias de igual magnitud.

A lo largo de los más de 250 años acumulados de operación integrada de las centrales nucleares españolas, se han evaluado los beneficios obtenidos y se han considerado en detalle los requisitos técnicos y consideraciones sociales asociadas, llegando a la conclusión firme que la operación de las centrales nucleares está justificada en los términos definidos por el Principio de la Justificación del Organismo Internacional de Energía Atómica. Si esto es así, parece intuitivo que también esté justificada la operación a más largo plazo de estas mismas centrales, e incluso que aumenten las ventajas frente a los supuestos requisitos y consideraciones. Este ha sido el objetivo de este trabajo, cuyos resultados confirman las conclusiones esperadas, que se han expuesto al final de cada uno de los capítulos.



13. REFERENCIAS



13.1 REFERENCIAS BIBLIOGRÁFICAS

- ABC (1983), *El drama de la paralización de las obras de las centrales nucleares*, ABC, 7 de octubre de 1983, Madrid.
- AEC (1957), *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*, WASH-740, US Atomic Energy Commission, Washington.
- ANAV (2011), *Impacto económico de ANAV en el territorio*, Departamento de Economía, Universidad Rovira i Virgili, Tarragona.
- ANL (2005), *Irradiation-assisted stress corrosion cracking in austenitic stainless steels applicable to LWR core internals*, NUREG/CR-6892, ANL-04/10, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- CEIDEN (2011), *Capacidades españolas para afrontar un nuevo proyecto nuclear*, Plataforma Tecnológica CEIDEN, Madrid.
- Congreso de los Diputados (2010), *Informe de la Subcomisión de Análisis de la Estrategia Energética Española para los próximos 25 años*, Boletín Oficial de las Cortes, Serie D: General, nº 501, Congreso de los Diputados, Madrid.
- Convención (2001), *Instrumento de ratificación de la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, hecha en Viena el 5 de septiembre de 1997*, BOE nº 97, de 23 de abril, Madrid.
- Convenio (1960), *Convenio de París, de 29 de julio de 1960, ratificado por Instrumento de 1961, sobre responsabilidad civil en materia de energía nuclear*, BOE nº 28, de 2 de febrero de 1967, Madrid.
- Convenio (1963), *Convenio de Bruselas, de 31 de enero de 1963, ratificado por Instrumento de 1 de abril de 1965, complementario al Convenio de París*, BOE nº 281, de 22 de noviembre de 1975, Madrid.
- CSN (1992), *Informe del año 1991 del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado*, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- CSN (1995), *Informe del año 1994 del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado*, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- CSN (2008), *Plan de I+D del Consejo de Seguridad Nuclear 2008-2011*, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- CSN (2009), *Estudio epidemiológico del posible efecto de las radiaciones ionizantes derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo de combustible nuclear españolas sobre la salud de la población que reside en su proximidad*, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.

- Decreto (1967), *Decreto 2177/1967, de 22 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Cobertura de riesgos nucleares*, BOE nº 223, de 18 de septiembre, Ministerio de Hacienda, Madrid. (Modificado por el Decreto 742/68, de 28 de marzo de 1968).
- Decreto (1972), *Decreto 1860/1972, de 21 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, BOE nº 255, de 24 de octubre, Ministerio de Industria, Madrid. (Modificado por el Real Decreto 1836/1999, BOE nº 313, de 31 de diciembre, Ministerio de Industria y Energía, Madrid).
- Decreto (1999), *Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*, BOE nº 313, de 31 de diciembre, Ministerio de Industria y Energía, Madrid. (Modificado por Real Decreto 35/2008, BOE nº 18, de 18 de enero, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid).
- Decreto (2001), *Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes*, BOE nº 178, de 26 de julio, Ministerio de la Presidencia, Madrid.
- Decreto (2004), *Real Decreto 1546/2004, de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear*, BOE nº 169, de 14 de julio, Ministerio del Interior, Madrid.
- Decreto (2008a), *Real Decreto 35/2008, de 18 de enero, por el que se modifica el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, aprobado por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre*, BOE nº 42, de 18 de febrero, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid.
- Decreto (2008b), *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*, BOE nº 23, de 26 de enero, Ministerio de Medio Ambiente, Madrid.
- Decreto (2010), *Real Decreto 134/2010, de 12 de febrero, por el que se establece el procedimiento de resolución de restricciones por garantía de suministro y se modifica el Real Decreto 2019/1997, de 26 de diciembre, por el que se organiza y regula el mercado de producción de energía eléctrica*, BOE nº 51, de 27 de febrero, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid.
- Decreto-Ley (1967), *Decreto Ley 7/1967, de 30 de junio, por el que se regula la concesión de bonificaciones arancelarias de la importación de mercancías destinadas a la fabricación de bienes de equipo*, BOE nº 161, 7 de julio, Jefatura del Estado, Madrid.
- Directiva (1996), *Directiva 96/29/EURATOM, de 13 de mayo, por la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes*, Diario Oficial nº L 159, de 29 de junio, Luxemburgo.
- Directiva (2009), *Directive 2009/28/EC of the European Parliament and the Council of 23 April 2003 on the use of energy for renewable sources*, Official Journal of the European Union L/40/16 EN 5.6.2003, Luxemburg.

- Enresa (2006), *Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, aprobado en el Consejo de Ministros celebrado el 23 de junio de 2006*, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Madrid.
- Enresa (2007), *Memoria del desmantelamiento, 1998-2003, Central Nuclear de Vandellós I*, diciembre de 2007, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Madrid.
- Enresa (2009), *Plan I+D 2009-2013*, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Madrid.
- Enresa (2011), *Proyecto de clausura de la central nuclear José Cabrera*, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Madrid.
- Foro Nuclear (1986), *La Industria Nuclear Española*, Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid.
- Foro Nuclear (2007a), *Resultados y Perspectivas Nucleares, 2007, un año de energía nuclear*, Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid.
- Foro Nuclear (2007b), *Mix de generación en el sistema eléctrico español en el horizonte 2030*, Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid.
- Foro Nuclear (2010), *Seguridad del Parque Nuclear Español*, Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid.
- Foro Nuclear (2011), *La Industria Nuclear Española*, Foro de la Industria Nuclear Española, Madrid.
- FSC (2009), *Hacia instalaciones de gestión de residuos que se conviertan en parte duradera y atractiva del tejido de una comunidad local: características principales para su diseño*, Forum on Stakeholder Confidence, Francia.
- García Rodríguez, A. (1987), *Trabajar en la industria nuclear*, Fundación Universidad-Empresa, Madrid.
- Guía de Seguridad (1988), *Control y vigilancia radiológica de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos emitidos por centrales nucleares*, Guía de Seguridad, GSG-04.01, Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid.
- Guía de Seguridad (1993), *Diseño y desarrollo de programas de vigilancia radiológica ambiental para centrales nucleares*, Guía de Seguridad, GSG-04.01, Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid.
- Guía de Seguridad (1995), *Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares*, Guía de Seguridad 01.10, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- Guía de Seguridad (2008), *Revisiones periódicas de la seguridad de las centrales nucleares*, Guía de Seguridad 01.10 (Rev.1), Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- IAEA (2000), *Safety of nuclear power plants: Operation safety requirements*, Safety Standards Series NS-R-2, International Atomic Energy Agency, Vienna.

- IAEA (2003a), *Periodic Safety Review of Nuclear Power Plants*, Safety Guide NS-G-2.10, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA (2003b), *Assessment and management of ageing of major nuclear power plant components important to safety*, TECDOC-1361, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- IAEA (2009), *Ageing Management for Nuclear Power Plants*, Safety Guide NS-G-2.12, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- ICE (1980), *La participación española en el equipamiento de las centrales de energía*, Información Comercial Española, Madrid.
- INSAG (2003), *Maintaining the design integrity of nuclear installations throughout their operating life*, INSAG-19, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- INSAG (2011), *A framework for an integrated risk informed decision making process*, INSAG-25, International Atomic Energy Agency, Vienna.
- Instrucción (2007), *Criterios radiológicos para la liberación de emplazamientos de instalaciones nucleares*, Instrucción IS-13, de 21 de marzo, BOE nº 109, de 7 de mayo, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- Instrucción (2009), *Requisitos de seguridad para la gestión del envejecimiento y la operación a largo plazo de las centrales nucleares*, Instrucción IS-22, de 1 de julio, BOE nº 166, de 10 de julio, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- Ley (1963), *Ley 152/1963, de 2 de diciembre, sobre industrias de interés preferente*, BOE nº 291, de 5 de diciembre, Madrid.
- Ley (1964), *Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre Energía Nuclear*, BOE nº 107, de 4 de mayo, Madrid.
- Ley (1997), *Ley 54/1997, de 27 de noviembre, Sector Eléctrico*, BOE nº 285, de 28 de noviembre, Madrid. (Modificada en el BOE nº 259, de 27 de octubre de 2009, disposición final 9ª, Madrid).
- Ley (1999), *Ley 14/1999, de 4 de mayo, de Tasas y precios públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear*, BOE nº 107, de 5 de mayo, Madrid. (Rectificada en BOE nº 131, de 2 de junio, Madrid).
- Ley (2006), *Ley 27/2006, de 18 de julio, por la que se regulan los derechos de acceso de la información, de participación pública y de acceso a la justicia en materia de medio ambiente (incorpora las Directivas 2003/4/CE y 2003/35/CE)*, BOE nº 171, de 19 de julio, Madrid.
- Ley (2007), *Ley 33/2007, de 7 de noviembre, Reforma de la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, BOE nº 268, de 8 de noviembre, Madrid.

- Ley (2011), Ley 12/2011, de 27 de mayo, *Responsabilidad Civil por daños nucleares o producidos por materiales radiactivos*, BOE nº 127, de 28 de mayo, Madrid.
- MITYC (2008), *Tercer informe nacional de la convención Conjunta sobre seguridad de la gestión de combustible gastado y de los residuos radiactivos*, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid.
- NRC (1975), *Reactor Safety Study (WASH-1400): A review of the draft report*, EPA-520/3-75-01/2, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (1988), *Radiation Embrittlement of Reactor Vessel Material*, Regulatory Guide 1.99 (Rev.2), Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (1991), *Requirements for Maintaining the Effectiveness of Maintenance at Nuclear Power Plants*, Title 10 CFR Part 50.65, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (1999), *Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants*, Title 10 Part 54.4, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2005), *Standard Format and Content for Applications to Renew Nuclear Power Plant Operating Licenses*, Regulatory Guide 1.188 (Rev.1), Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2006), *Requirements for Renewal of Operating Licenses for Nuclear Power Plants*, Title 10 CFR Part 54, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2008a), *Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities*, Title 10 CFR Part 50, Appendix G, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2008b), *Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities*, Title 10 CFR Part 50, Appendix H, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2009), *Domestic Licensing of Production and Utilization Facilities, Codes and Standards*, Title 10 Part 50.55a, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2010a), *Standard Review Plan for Review of License Renewal Application for Nuclear Power Plants*, NUREG-1800 (Rev.2), Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2010b), *Generic Aging Lessons Learned (GALL) Report*, NUREG-1801 (Rev.2), Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- NRC (2010c), *Fracture toughness requirements for protection against pressurized thermal shock events*, Title 10 Part 50.61, Nuclear Regulatory Commission, Washington.
- Nuclear España (2008), *Educación y gestión del conocimiento*, Nuclear España, nº 290, Sociedad Nuclear Española, Madrid.
- Nuclear España (2009), *Industria Nuclear Española en el mundo*, Nuclear España, nº 292, Sociedad Nuclear Española, Madrid.

- Nuclear España (2011), *Impacto socioeconómico del sector nuclear*, Nuclear España, nº 324, Sociedad Nuclear Española, Madrid.
- NUCLENOR (2007), *Estudio sobre la incidencia económica y social de la central nuclear de Santa María de Garoña*, 2ª Edición, Fundación General de la Universidad de Burgos, Burgos.
- OIEA (1996), *Principios para la gestión de residuos radiactivos*, Colección Seguridad N° 111-F, Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena.
- OIEA (2007), *Principios fundamentales de seguridad*, Colección de normas de seguridad nº SF-1, Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena.
- OIEA (2012), *Seguridad de las centrales nucleares: Puesta en servicio y explotación, Requisito de seguridad específico, SSR-2/2*, Organismo Internacional de Energía Atómica, Viena.
- Orden Ministerial (1982), *Orden de 29 de abril, por la que se concede a la entidad "Hispano Francesa de Energía Nuclear, S.A" (HIFRENSA) el permiso de explotación definitiva de la central nuclear de Vandellós*, BOE nº 156, de 1 de julio, Ministerio de Industria y Energía, Madrid.
- Orden Ministerial (1990), *Orden de 31 de julio de 1990 por la que se deja sin efecto, con carácter definitivo, la condición tercera del anexo a la Orden de 29- de abril de 1982, por la que se otorgó el permiso de explotación definitiva para la central nuclear de Vandellós 1, y se fijan las condiciones en las que el explotador acometerá la fase previa a su desmantelamiento y clausura, para mantener la central en parada segura y retirar el combustible del emplazamiento*, BOE nº 185, del 3 de agosto, Ministerio de Industria y Energía, Madrid.
- Orden Ministerial (1994), *Orden de 20 de diciembre de 1994 que sustituye a las Ordenes de 30 de diciembre de 1988 y 1 de diciembre de 1989, de desarrollo del Real Decreto 1522/1984, de 14 de julio, por el que se autoriza la constitución de la "Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, Sociedad Anónima" (ENRESA)*, BOE nº 308, de 26 de diciembre, Ministerio de Industria y Energía, Madrid. (Modificado por la Orden Ministerial del 13 de julio de 1998, BOE nº 170, de 17 de julio de 1998, Ministerio de Industria y Energía, Madrid y por la Ley 11/2009, de 26 de octubre, por la que se regulan las Sociedades Anónimas Cotizadas de Inversión en el Mercado Inmobiliario, BOE nº 259, de 27 de octubre, Jefatura de Estado, Madrid).
- Orden Ministerial (2002), *Orden ECO/2757/2002, de 14 de octubre, por la que se renueva la autorización de explotación de la central nuclear José Cabrera (Guadalajara)*, BOE nº 267, de 7 de noviembre, Ministerio de Industria y Energía, Madrid.
- Orden Ministerial (2009), *Orden ITC/1785/2009, por la que se acuerda como fecha de cese definitivo de la explotación de la central nuclear de Santa María de Garoña el día 6 de julio de 2013 y se autoriza su explotación hasta dicha fecha*, BOE nº 161, de 4 de julio, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid.

- Orden Ministerial (2010), *Orden ITC/204/2010, de 1 de febrero, por la que se autoriza la transferencia de la titularidad de la central nuclear José Cabrera de la empresa Gas Natural, S.A, a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos*, BOE nº 31, de 5 de febrero, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, Madrid.
- REE (2011), *Informe anual 2010*, Red eléctrica de España, Madrid.
- Revilla, J. L. y Solís, S. (2009), *La autorización de desmantelamiento de José Cabrera*, Alfa, nº 8, Consejo de Seguridad Nuclear, Madrid.
- SNE (1984), *La industria nuclear en sus aspectos básicos*, Sociedad Nuclear Española, Madrid.
- SNE (2004), *El comportamiento de los materiales estructurales y su influencia en la gestión de vida de las centrales nucleares*, nº 3, Monografías de la Sociedad Nuclear Española, Madrid.
- SNETP (2009), *Strategic Research Agenda*, SRA 2009, Plataforma tecnológica para la energía nuclear sostenible, Unión Europea.
- UNEP (1992), *Conference on Environment and Development. Río Declaration, United Nations Environmental Programme*, Río de Janeiro 13-14 June.
- Unesa (2007), *Prospectiva de generación eléctrica 2030*, Asociación Española de la Industria Eléctrica, UNESA, Madrid.
- Was GS (2007), *Environmental Assisted Cracking of Irradiated Metals and Alloys*, en *Fundamentals of Radiation Materials Science*, Springer, Berlin Heidelberg New York
- WENRA (2006), *Harmonization of Reactor Safety in WENRA Countries*, Western European Nuclear Regulators' Association, Unión Europea.

13.2 LISTA DE SIGLAS Y ACRÓNIMOS

- AEC, *Atomic Energy Commission* (Comisión de Energía Atómica).
- AEFT, Análisis del envejecimiento en función del tiempo.
- AELT, Análisis del Envejecimiento Limitado en el Tiempo.
- AMAC, Asociación de Municipios en Áreas con Centrales nucleares.
- AMES, *Ageing Materials Evaluation and Studies* (Estudios y evaluación del envejecimiento de los materiales).
- ANAV, Asociación Nuclear Ascó - Vandellós II.
- ANL, *Argonne National Laboratory* (Laboratorio Nacional de Argonne).
- API, *All Publications Index* (Todos los índices de publicaciones).
- APS, Análisis probabilista de seguridad.
- ASME, *American Society of Mechanical Engineers* (Sociedad americana de ingenieros mecánicos).
- ATC, Almacén temporal centralizado.
- ATI, Almacén temporal individualizado.
- ATWS, *Anticipated Transients Without Scram* (Transitorios previstos sin parada de emergencia).
- BAA, Base actual de autorización.
- BL, Base de licencia.
- BWR, *Boiling Water Reactor* (Reactor de agua en ebullición).
- CEA, *Commissariat à l'Énergie Atomique* (Comisariado de Energía Atómica).
- CEIDEN, Comité Estratégico de Investigación y Desarrollo sobre Energía Nuclear (Actualmente, Plataforma Tecnológica de Energía Nuclear de Fisión).
- Ciemat, Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.
- CIF, *Cost Insurance Freight*.
- CLB, *Current License Basis* (Base actual de la licencia).
- CNAT, Centrales Nucleares Almaraz – Trillo I.
- CNE, Comisión Nacional de Energía.
- CNRA, *Committee on Nuclear Regulatory Activities* (Comité sobre Actividades Reguladoras Nucleares).

- COWAM, *Cooperative research on the governance of radioactive waste management* (Cooperativa de investigación para el gobierno de la gestión de residuos radiactivos).
- CSN, Consejo de Seguridad Nuclear.
- CSNI, *Committee on the Safety of Nuclear Installations* (Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares).
- EDF, *Electricité de France*.
- EFD, Estudio de los fenómenos degradantes.
- EFS, Estudio final de seguridad.
- EGE, Estudio de gestión de envejecimiento.
- EIA, Evaluación de impacto ambiental.
- EIR, Estudio de impacto radiológico.
- EIS, *Environmental Impact Statement* (Informe de impacto ambiental).
- Enresa, Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A.
- Ensa, Equipos Nucleares, S.A.
- Enusa, Empresa Nacional del Uranio, S.A. (Actualmente ENUSA Industrias Avanzadas).
- EPRI, *Electrical Power Research Institute* (Instituto de investigación sobre la energía).
- EPS, Evaluación periódica de la seguridad.
- ESCs, Estructuras, Sistemas y Componentes.
- ETFs, Especificaciones Técnicas de Funcionamiento.
- FRP, *Fuel Reliability Program* (Programa de garantía del combustible).
- FSAR, *Final Safety Analysis Report* (Estudio final de seguridad).
- FSC, *Forum on Stakeholder Confidence* (Foro sobre la confianza de los agentes interesados).
- I+D, Investigación y Desarrollo.
- I+D+i, Investigación, Desarrollo e innovación.
- I&C, Instrumentación y Control.
- IAEA, *International Atomic Energy Agency* (Sus siglas en español, OIEA)
- IAGE, *Integrity and Ageing of Components and Structures* (Integridad y envejecimiento de los componentes y estructuras).
- IAP, Investigación - Acción - Participación.

- IASCC, *Irradiation Assisted Stress Corrosion Cracking* (Agrietamiento por corrosión bajo tensión asistida por radiación).
- IBI, Impuesto sobre bienes e inmuebles.
- ICE, Información Comercial Europea.
- ICRP, *International Commission on Radiation Protection* (Comisión Internacional de Protección Radiológica).
- IMPLAN, *Impact Analysis for Planning* (Plan de análisis de impacto).
- INPO, Institute of Nuclear Power Operations (Instituto de Operaciones Nucleares).
- INSAG, *International Nuclear Safety Group* (Grupo Internacional sobre Seguridad Nuclear).
- IPA, *Integrated Plant Assessment* (Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento).
- IPC, Índice de precios de consumo.
- IRPF, Impuesto de la renta de las personas físicas.
- ISI, Inspección en servicio.
- JAEA, *Japan Atomic Energy Agency* (Agencia Japonesa de Energía Nuclear).
- JEN, Junta de Energía Nuclear.
- LOCA, *Loss of Coolant Accident* (Accidente con pérdida de refrigerante).
- LTO, *Longer Term Operation* (Sus siglas en español, OLP).
- MCDE, Manual de cálculo de dosis en el exterior.
- MFP, Mecánica de la Fractura Probabilista.
- MINETUR, Ministerio de Industria, Energía y Turismo.
- MITYC, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.
- MORT, *Management Oversight and Risk Tree* (Árbol de supervisión de la gestión y su riesgo).
- MOX, Combustible nuclear tipo óxidos mixtos.
- NBP, *National Balancing Point* (Punto de equilibrio nacional).
- NDT, *Nil Ductility Temperature* (Temperatura de transición).
- NEA/OECD, *Nuclear Energy Agency* (Agencia de Energía Nuclear) / *Organization for Economic Cooperation and Development* (Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico).

- NRC, *Nuclear Regulatory Commission* (Comisión Reguladora estadounidense).
- OIEA, Organismo Internacional de Energía Atómica (Sus siglas en inglés, IAEA).
- OLP, Operación a largo plazo (Sus siglas en inglés, LTO).
- OMEL, Operador del mercado eléctrico (Actualmente, OMEI).
- PCI, Programa coordinado de investigación.
- PDCA, *Plan - Do - Check - Act* (Planificar – Hacer – Comprobar – Actuar).
- PDCC, Plan de desmantelamiento de componentes convencionales.
- PDPA, Plan de desmantelamiento de partes activas.
- PEE, Plan de emergencia exterior.
- PEI, Plan de emergencia interior.
- PGE, Programa de gestión del envejecimiento.
- PGRR, Plan general de residuos radiactivos.
- PGV, Plan de gestión de vida.
- PHARE, *Poland and Hungary: Assistance for Restructuring their Economies* (Programa de ayuda a países de Europa central y oriental).
- PIB, Producto interior bruto.
- PIEGE, Plan integrado de evaluación y gestión del envejecimiento.
- PIMIC, Plan integrado para la mejora de las instalaciones del Ciemat.
- PLABEN, Plan básico de emergencia nuclear.
- PLEX, *Plant Life Extension* (Extensión de vida de los reactores).
- PLIM, *Plant Life Management* (Gestión de vida de los reactores).
- PM, Programa marco.
- POEs, Procedimientos de operación de emergencia.
- PROCER, Programa de control de efluentes radiactivos.
- PSR, *Periodic Safety Review* (Sus siglas en español, RPS).
- PTS, *Pressurized Thermal Shock* (Choque térmico a presión).
- PVRA, Programa de vigilancia radiológica ambiental.
- PVRE, Planes de vigilancia radiológica en emergencias.
- PWR, *Pressurized Water Reactor* (Reactor de agua a presión).
- PWSCC, *Primary Water Stress Corrosion Cracking* (Agrietamiento por corrosión bajo tensión en el circuito primario).

- RBBA, Residuos de muy baja actividad.
- RMA, Residuos de media actividad.
- RBMA, Residuos de baja y media actividad.
- REE, Red Eléctrica de España.
- RIA, *Reactivity Induced Accident* (Accidentes de reactividad).
- RINR, Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas.
- RPS, Revisión periódica de seguridad (Sus siglas en inglés, PSR).
- RR, Residuos radiactivos.
- SALTO, *Safety Aspects of Long Term Operation* (Aspectos de seguridad de la operación a largo plazo).
- SBO, *Station Blackout* (Pérdida total de energía eléctrica).
- SCC, *Stress Corrosion Cracking* (Agrietamiento por corrosión bajo tensión).
- SERCOBE, Asociación Nacional de Fabricantes de Bienes y Equipo.
- SKALTO, *Safety Knowledge for Ageing and Long Term Operation* (Base de datos para el envejecimiento y la operación a largo plazo).
- SNE, Sociedad Nuclear Española.
- SNETP, *Sustainable Nuclear Energy Technological Platform* (Plataforma tecnológica de energía nuclear sostenible).
- TACIS, *Technical Aid to the Commonwealth of Independent States* (Ayuda a los países de la comunidad de Estados Independientes procedentes de la antigua Unión Soviética).
- TLAA, *Time Limited Aging Analyses* (Análisis del envejecimiento con vida limitada).
- TMI-2, Unidad 2 de la central nuclear de Three Mile Island (Estados Unidos).
- TSOs, *Technical Specifications for Operation* (Especificaciones técnicas de funcionamiento).
- UE, Unión Europea.
- Unesa, Asociación Española de la Industria Eléctrica, S.A.
- URSS, Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas.
- USE, *Upper Shelf Energy* (Energía Charpy).
- WENRA, *Western European Nuclear Regulators Association* (Asociación de Organismos Reguladores Nucleares de Europa Occidental).

13.3 LISTA DE TABLAS

Tabla 1.1

Situación actual (noviembre 2011) de las autorizaciones de explotación de las centrales nucleares del parque español.

Tabla 2.1

Clasificación de los factores de seguridad propuestos por el OIEA para la elaboración de revisiones periódicas de seguridad.

Tabla 2.2

Requisitos normativos de algunos países sobre la operación a largo plazo de las centrales nucleares y la práctica de las revisiones periódicas de la seguridad.

Tabla 3.1

Temas que han de ser analizados en las revisiones periódicas de la seguridad que define la Guía de seguridad 1.10 del Consejo de Seguridad Nuclear.

Tabla 4.1

Lista genérica de las estructuras, sistemas y componentes que forman parte del plan de gestión de vida, seleccionados y ordenados por importancia.

Tabla 4.2

Ejemplo de parejas componente-mecanismos de degradación identificados.

Tabla 4.3

Ejemplo típico del programa de extracción de probetas para el programa de vigilancia de la fragilización de los materiales de la vasija del reactor.

Tabla 4.4

Valores de RTNDT y USE en una planta PWR a 32 y 54 años efectivos a plena potencia (40 y 60 años).

Tabla 4.5

Actividades sectoriales (Unesa-CSN) de investigación y desarrollo sobre envejecimiento de materiales y gestión de vida de las estructuras, sistemas y componentes de las centrales nucleares.

Tabla 5.1

Parque peninsular generador de energía eléctrica en 2010.

Tabla 5.2

Crecimiento de la potencia instalada entre 1998 y 2010.

Tabla 5.3

Grado de cumplimiento de los objetivos obligatorios e indicativos de la Directiva 2009/28/CE en el año 2020.

Tabla 5.4

Evolución de la participación de la producción renovable sobre la demanda final de energía eléctrica.

Tabla 5.5

Estructura prevista de la producción de energía eléctrica en 2020.

Tabla 5.6

Balance energético más económico para el año 2012 con y sin producción nuclear.

Tabla 5.7

Variación mensual del precio de la energía eléctrica generada en España con y sin energía nuclear en el año 2012.

Tabla 5.8

Impacto esperado sobre el coste mínimo del suministro eléctrico con y sin centrales nucleares en el año 2012

Tabla 5.9

Evolución de la producción térmica en el período 2015-2020 con y sin centrales nucleares.

Tabla 5.10

Evolución estimada del coste medio anual de producción, en M€/año, con y sin energía nuclear.

Tabla 5.11

Perfil de inversión por alargamiento de vida.

Tabla 5.12

Coste de explotación de las centrales nucleares en 2010.

Tabla 5.13

Coste del alargamiento de vida.

Tabla 5.14

Comprativa del coste de producción nuclear y renovable.

Tabla 6.1

Emisiones de CO₂ previsibles sin centrales nucleares en el año 2012 y valor económico de los derechos de emisión asociados.

Tabla 6.2

Emisiones adicionales de CO₂ y coste de los derechos de emisión en el período 2015-2020 evitados por la explotación de las centrales del parque nuclear.

Tabla 6.3

Potencial generación nuclear en función de la explotación autorizada de las unidades del parque.

Tabla 6.4

Emisiones de CO₂ (MtCO₂) evitadas por la explotación a largo plazo de las centrales nucleares.

Tabla 6.5

Valor económico (M€₂₀₁₀) de las emisiones de CO₂ evitadas por la explotación a largo plazo de las centrales del parque nuclear.

Tabla 7.1

Características básicas de las centrales nucleares contratadas en España.

Tabla 7.2

Evolución de la participación nacional (%) en el diseño, construcción y montaje de las centrales nucleares españolas.

Tabla 8.1

Asignaciones reales y estimadas del Fondo económico de Enresa destinadas a los Ayuntamientos de las poblaciones afectadas (miles de euros referidos a 2006).

Tabla 9.1

Programa de desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera.

Tabla 9.2

Cobertura de los almacenamientos existentes y previstos en España.

13.4 LISTA DE FIGURAS

Figura 1.1

Representación esquemática de la aplicación del principio de la justificación y toma de decisiones.

Figura 2.1

Evolución conceptual del "índice global" cualitativo de seguridad de una central nuclear sometida a un proceso de renovación de la autorización de explotación.

Figura 2.2

Evolución conceptual del "índice global" cualitativo de seguridad de una central nuclear sometida desde el origen a un proceso de evaluación periódica de la seguridad.

Figura 3.1

Evolución conceptual del "índice global" cualitativo de seguridad de una central nuclear sometida al proceso nacional de evaluación periódica de la seguridad y operación a largo plazo.

Figura 3.2

Requisitos adicionales para la autorización de explotación a largo plazo.

Figura 3.3

Representación esquemática del proceso de solicitud de la renovación de la autorización de explotación a largo plazo de la central nuclear Santa María de Garoña.

Figura 4.1

Metodología de implantación del plan de gestión de vida de las centrales nucleares de acuerdo con la Metodología Unesa.

Figura 4.2

La rueda planificar-hacer-comprobar-actuar en la gestión del envejecimiento de las estructuras, sistemas y componentes de las centrales nucleares.

Figura 4.3

Representación esquemática de un péndulo Charpy y una probeta con una entalladura de tipo V para medir la ductilidad del material.

Figura 4.4

Evolución de la ductilidad del material en función de su temperatura antes y después de haber sido irradiado.

Figura 4.5

Representación esquemática de las condiciones que generan agrietamiento de materiales sensibles por corrosión bajo tensión. El fenómeno requiere la intersección de la tensión, la microestructura sensible del material y el ambiente corrosivo.

Figura 4.6

a) Pérdida de la resistencia del material por generación de grietas en un material sensible, de naturaleza intergranular, bajo corrosión y sometido a tensión b) Propagación de la corrosión intergranular. El fenómeno se amplía en presencia de la radiación.

Figura 5.1

Evolución del decrecimiento porcentual de la emisión de carbono en la demanda energética de los sectores más representativos que propone la UE para conseguir el objetivo de limitar las emisiones de carbono en 2050, por todas las causas, al 20% de las de 1990.

Figura 5.2

Producción adicional de las centrales del parque nuclear si la explotación autorizada de cada unidad del parque nuclear se aumentase de 40 a 60 años.

Figura 6.1

Evolución del precio de los derechos de emisión en el período 2005-2010.

Figura 6.2

Previsión del precio del derecho de emisión de CO₂.

Figura 6.3

Incorporación del coste de derecho de emisión al coste de producción de energía eléctrica.

Figura 7.1

Evolución del presupuesto de investigación del sector eléctrico nuclear en el período 2003-2008.

Figura 7.2

Esquema conceptual de los programas de I+D sobre energía nuclear en España.

Figura 8.1

Evolución del personal propio de los Titulares.

Figura 8.2

Evolución del personal permanente de empresas subcontratadas.

Figura 8.3

Evolución integrada de los gastos de formación del personal de explotación de las centrales nucleares españolas.

Figura 8.4

Evolución temporal integrada de los tributos pagados por las centrales nucleares españolas.

Figura 8.5

Evolución integrada de las aportaciones sociales realizadas por los titulares de las centrales nucleares españolas.

Figura 8.6

Evolución integrada de la facturación por suministradores de equipos y servicios a las centrales nucleares españolas.

Figura 8.7

Evolución integrada de las inversiones realizadas por las centrales nucleares españolas.

Figura 9.1

Evolución de la operación acumulada del parque nuclear mundial y ocurrencia de accidentes graves.

Figura 9.2

Representación esquemática del diagrama de sucesos del accidente de TMI-2.

Figura 9.3

Representación esquemática del diagrama de sucesos del accidente de Chernobyl-4.

Figura 9.4

Representación esquemática del accidente de Fukushima Daiichi en un diagrama de sucesos iniciado por el terremoto.

Figura 9.5

Representación esquemática del Almacén Temporal Centralizado.

Figura 9.6

Dosis promedio anual que recibe la población española.

Figura 9.7

Evolución de los valores promedios anuales de actividad de cesio-137 en suelos en el entorno de una central nuclear.

Figura 9.8

Evolución de los valores promedios anuales de actividad de estroncio-90 en suelos en el entorno de una central nuclear.

Figura 9.9

Evolución de los valores promedios anuales de dosimetría ambiental en el entorno de una central nuclear.

Figura 10.1

La gestión de residuos radiactivos y combustible usado desde la perspectiva de la sociedad.

Figura 10.2

La instalación de almacenamiento de residuos radiactivos y combustible usado desde la perspectiva de la población local de su entorno.

SOCIOS DE FORO NUCLEAR

- AREVA
- BERKELEY MINERA ESPAÑA
- BUREAU VERITAS
- CENTRAL NUCLEAR ALMARAZ
- CENTRAL NUCLEAR ASCÓ
- CENTRAL NUCLEAR COFRENTES
- CENTRAL NUCLEAR TRILLO
- CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II
- COAPSA CONTROL
- EMPRESARIOS AGRUPADOS
- ENDESA
- ENSA
- ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS
- GAS NATURAL FENOSA
- GE- HITACHI NUCLEAR ENERGY
- GHESA, INGENIERÍA Y TECNOLOGÍA
- GRUPO DOMINGUIS
- HC ENERGÍA
- IBERDROLA
- INGENIERÍA IDOM INTERNACIONAL
- KONECRANES AUSIÓ
- NUCLenor
- PROINSA
- SENER
- SIEMSA
- TAMOIN POWER SERVICES
- TECNATOM
- TÉCNICAS REUNIDAS
- UNESA
- WESTINGHOUSE ELECTRIC SPAIN
- WESTINGHOUSE TECHNOLOGY SERVICES

SOCIOS ADHERIDOS

- ANCI (Asociación Nacional de Constructores Independientes)
- AEC (Asociación Española para la Calidad)
- AMAC (Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares)
- Cámara Oficial de Comercio, Industria y Navegación de Barcelona
- CEMA (Club Español del Medio Ambiente)
- Consejo Superior de Colegios de Ingenieros de Minas de España
- Departamento de Ingeniería Eléctrica y Energética de la Universidad de Cantabria
- ENERMIT de la Universidad de Extremadura
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Caminos de Madrid
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Minas de Madrid
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Bilbao
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la UNED
- Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Valencia
- Fundación Empresa y Clima
- Instituto de la Ingeniería de España
- Oficemen (Agrupación de Fabricantes de Cemento de España)
- SEOPAN (Asociación de Empresas Constructoras de Ámbito Nacional)
- SERCOBE (Asociación Nacional de Fabricantes de Bienes de Equipo)
- Tecniberia (Asociación Española de Empresas de Ingeniería, Consultoría y Servicios Tecnológicos)
- UNESID (Unión de Empresas Siderúrgicas)





Boix y Morer, 6 • 28003 Madrid
correo@foronuclear.org
www.foronuclear.org
Tel.: +34 91 553 63 03