

CSN

# ALFa

Revista de seguridad nuclear y protección radiológica

Número 7  
III trimestre 2009



## Aumentos de potencia en centrales nucleares

La inspección del Consejo en las centrales nucleares

Entrevista con Manuel Perlado, director del Instituto de Fusión Nuclear de la UPM

El retorno del uranio



# Media central nuclear más

En los próximos meses el Consejo de Seguridad Nuclear deberá pronunciarse sobre la solicitud del titular de la central nuclear de Almaraz para incrementar la potencia de generación de sus dos unidades hasta alcanzar el 109,5 % de la potencia térmica original. Este tipo de operaciones son bien conocidas y llevan tanto tiempo implantándose en todo el mundo que hay bastante experiencia operativa como para evaluar su seguridad con conocimiento. De hecho, la mayor parte de las unidades españolas ha llevado a cabo operaciones de este tipo hace años, destacando la central de Cofrentes, cuya potencia actual alcanza el 111,85 %. En conjunto, puede decirse que la suma de los aumentos de potencia realizados equivalen a media central nuclear más.

Las tecnologías que se utilizan para conseguir estas transformaciones son diversas, y suponen siempre un reto para el titular de la instalación y también para el Consejo de Seguridad Nuclear que debe dar el visto bueno a la reforma en cuanto atañe a la seguridad. Para explicar cómo son estas tecnologías y la historia de su implantación y experiencia, *Alfa* incluye en este número un artículo técnico que pretende profundizar en el concepto y en los diferentes tipos de modificaciones que permiten llevar a cabo estos aumentos de potencia.

Se incluye también en este número un reportaje sobre la inspección que el CSN realiza a las centrales nucleares y a las instalaciones radiactivas, que constituye el eje central de su labor de control y vigilancia de la seguridad nuclear y radiológica española. Cada año se llevan a cabo más de 2.000 inspecciones, en las que participan 220 técnicos. Además, en el caso de las centrales nucleares, la labor de inspección se realiza de forma continua, ya que en cada una de ellas hay dos inspectores residen-

tes que llevan a cabo una vigilancia desde el interior de la propia instalación.

Durante los primeros años del siglo XXI el precio del uranio en los mercados internacionales ha crecido de forma espectacular hasta alcanzar una cierta estabilidad en cifras que rondan los 110 dólares por kilo, cinco veces más que el precio que tenía en el año 2002. Esta subida permite plantear la reapertura de antiguas minas que se habían dejado de explotar por su escasa rentabilidad, entre ellas, algunas españolas que están siendo evaluadas por la empresa australiana Berkeley Resources. El tema es objeto de otro reportaje incluido en la revista.

La entrevista, en esta ocasión, es con Manuel Perlado, director del Instituto de Fusión Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid y experto en fusión nuclear por confinamiento inercial mediante láser, una tecnología diferente a la que utiliza el reactor ITER que se construye actualmente en Francia, y que cuenta con posibilidades de atajar el largo camino que lleva hasta el empleo de la fusión para la generación abundante de energía. En Estados Unidos se ha puesto en marcha este año la National Ignition Facility, una gigantesca instalación con 192 potentes láseres, que está ya realizando experimentos en esta línea.

Este número de *Alfa* incluye también un artículo donde se explica la Directiva europea sobre Seguridad Nuclear, recientemente aprobada, que pretende ofrecer un marco común a las actividades de control en esta materia en el conjunto de los Estados miembro de la Unión. Finalmente, contamos con una detallada exposición de las medidas que se emplean en las instalaciones portuarias españolas para la detección de material nuclear y radiactivo. ©

“  
Hay ya en el mundo bastante experiencia operativa como para evaluar con conocimiento la seguridad de los aumentos de potencia de las centrales  
”

## REPORTAJES

## 4 Cómo funciona la inspección del Consejo en las centrales nucleares

Desde su creación en 1980, el CSN tiene la responsabilidad de controlar adecuadamente la seguridad de todas las instalaciones nucleares y radiactivas españolas. Para ello cuenta con más de 220 expertos que realizan cada año cerca de 2.000 inspecciones. En este reportaje se analiza especialmente la seguridad de los ocho reactores nucleares que funcionan en la actualidad en España.

**How does the Council inspection work at the nuclear power plants?** Since it was created in 1980, the CSN has been responsible for suitably controlling the safety of all the Spanish nuclear and radioactive facilities. For this mission the Council has more than 220 experts who perform almost 2,000 inspections every year. This report analyses especially the safety of the eight nuclear power plants currently operating in Spain.

## 10 El retorno del uranio

Con más de 436 reactores nucleares en el mundo, que generan el 17 % de la electricidad, el elemento químico número 92 de la tabla periódica, el uranio, es uno de los materiales más deseados en la industria energética. La subida que ha experimentado su precio en los últimos años ha hecho renacer el interés por reabrir algunos yacimientos en nuestro país.

**The return of uranium.** With more than 436 nuclear reactors throughout the world generating 17% of the total electricity, uranium, chemical element number 92 in the periodic table, is one of the most widely sought materials on the energy scene. The increase in the price of this mineral that has occurred in recent years has renewed interest in reopening certain deposits in our country.

## RADIOGRAFÍA

## 18 Organización de Respuesta ante Emergencias del CSN

**CSN Emergency Response Organisation**

## ENTREVISTA

## 20 Manuel Perlado, director del Instituto de Fusión Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid (UPM): “En fusión nuclear el partido todavía se está jugando y no se sabe aún qué tecnología ganará”

La fusión nuclear lleva años como la gran promesa de la producción de energía limpia. Manuel Perlado analiza la tecnología de fusión inercial por láser que está desarrollándose con la puesta en marcha este año en Estados Unidos de la instalación NIF y, en Europa, del programa HiPER. La fusión inercial por láser se configura como alternativa a las tecnologías de confinamiento magnético.

**Manuel Perlado, director of the Institute of Nuclear Fusion of the Polytechnic University of Madrid (UPM): “As regards nuclear fusion, the game is still being played and nobody yet knows who will win”.** For many years now, nuclear fusion has promised the production of clean energy. In this interview Manuel Perlado analyses the laser-induced inertial fusion technology that is being developed with the started up this year of the NIF facility in the United States and the HiPER programme in Europe. Laser-induced inertial fusion constitutes an alternative to the magnetic confinement technologies.

## Fe de erratas

Los autores del reportaje *Descripción y consecuencias radiológicas de la liberación de partículas radiactivas en Ascó I*, publicado en el número 6 de *Alfa*, son Ignacio Amor Calvo, coordinador técnico de Protección Radiológica (que por error no se incluyó su nombre); M<sup>a</sup> Teresa Sanz Alduán, coordinadora técnica de Protección Radiológica del Público y Vigilancia Radiológica Ambiental; José Ignacio Serrano Renedo, jefe de Área de Evaluación de Impacto Radiológico; Rosario Salas Collantes, jefe de Área de Vigilancia Radiológica Ambiental, todos ellos del CSN.

En el reportaje *Evaluación radiológica del apilamiento de fosfoyesos de las marismas del río Tinto (Huelva)* publicado en el número 1 de la revista *Alfa* existe un error de unidades referida a la dosis por ingestión susceptible de ser recibida por grupo crítico de consumidores que corresponde a 60  $\mu\text{Sv/año}$  en lugar de 60 mSv/año.

## 27 ACTUALIDAD

### ARTÍCULOS TÉCNICOS

#### 32 Aumentos de potencia en centrales nucleares

En breve plazo, el CSN emitirá los dictámenes técnicos correspondientes a un aumento hasta el 109,5 % de la potencia térmica original en las dos unidades de Almaraz. Este artículo analiza los aumentos de potencia como un medio eficaz y fiable para mejorar la capacidad de producción de las centrales nucleares.

**Nuclear power plant power upgrades.** In the near future the CSN will issue its technical findings on the upgrading of the two Groups of the Almaraz plant to 109.5 % of their original thermal output. This article analyses power upgrades as an efficient and reliable way to improve the production capacity of the nuclear power plants.

#### 42 Directiva 2009/71/Euratom del Consejo de la Unión Europea

Resumen de la Directiva 2009/71 aprobada por la Unión Europea el 25 del pasado mes de junio. Este texto establece un nuevo marco comunitario para la seguridad de las instalaciones nucleares e incluye el análisis de cuestiones como la reactivación de los programas nucleares, el alargamiento de los periodos de explotación de las centrales más allá de su vida teórica o la necesidad de disponer de unos requisitos de seguridad aceptados por todos los Estados miembro.

**European Union Council Directive 2009/71/Euratom.** Summary of Directive 2009/71, approved by the European Union on June 25th last. This text establishes a new Community framework for the safety of nuclear facilities and includes an analysis of issues such as the reactivation of nuclear programmes, the extension of the operating lifetime of the plants beyond their theoretical period of service and the need for safety requirements accepted by all the Member States.

#### 48 Arquitecturas nacionales de detección de material nuclear y radiactivo en instalaciones portuarias

Las arquitecturas nacionales de detección tienen como objetivo básico el proteger a las personas y al medio ambiente de un posible uso malintencionado de los materiales nucleares y radiactivos. Este tema ha adquirido una mayor importancia en los últimos años teniendo en cuenta que en la actualidad el transporte marítimo supone el 80% del comercio mundial, pasando de transportar 83 millones de unidades en 1990 a 334 millones en 2005.

**National architectures for the detection of nuclear and radioactive materials at port facilities.** The basic objective of the national architectures is to protect people and the environment against a possible misuse of nuclear and radioactive materials. This issue has become even more important in recent years because maritime transport currently amounts to 80% of world trade, growing from 83 million shipments in 1990 to 334 million in 2005.

## 57 EL CSN INFORMA

## 70 SISC

## 72 PUBLICACIONES

# alFa

Revista de seguridad nuclear  
y protección radiológica

Editada por el CSN

Número 6 / II trimestre 2009

#### Comité Editorial

- Presidenta:  
Carmen Martínez Ten
- Vicepresidente:  
Luis Gámir Casares
- Vocales:  
Purificación Gutiérrez López  
Juan Carlos Lentijo Lentijo  
Isabel Mellado Jiménez  
J. Alberto Torres Pérez
- Asesor externo:  
Manuel Toharia
- Coordinador externo:  
Ignacio F. Bayo

#### Comité de Redacción

- J. Alberto Torres Pérez
- Concepción Muro de Zaro
- Natalia Muñoz Martínez
- José Luis Butragueño Casado
- Antonio Gea Malpica
- Victor Senderos Aguirre
- Ignacio F. Bayo

#### Edición y distribución

Consejo de Seguridad Nuclear  
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11  
28040 Madrid  
Fax 91 346 05 58  
peticiones@csn.es  
www.csn.es

#### Coordinación editorial

Divulga S.L.  
Diana, 16 - 1º C  
28022 Madrid

#### Fotografías

Archivo del CSN y Javier Fernández

#### Impresión

Gráficas Varona  
Polígono "El Montalvo"  
37008 Salamanca

#### Depósito legal:

ISSN-1888-8925

© Consejo de Seguridad Nuclear

#### Fotografía de portada

stock.xchng

Las opiniones recogidas en esta publicación son responsabilidad exclusiva de sus autores, sin que la revista *Alfa* las comparta necesariamente.

› Rosa Martín  
Periodista y redactora  
del diario *El Mundo*

# Cómo funciona la inspección del Consejo en las centrales nucleares

El CSN tiene la responsabilidad de controlar adecuadamente la seguridad de todas las instalaciones nucleares y radiactivas españolas. Para ello resulta esencial el trabajo que llevan a cabo los más de 220 expertos con que cuenta y que realizan cada año cerca de 2.000 inspecciones. Especial atención merece la seguridad de las centrales nucleares, actividad en la que se centra este reportaje, donde se realizan inspecciones programadas y reactivas (las que son consecuencia de algún suceso), entre otras. El CSN mantiene además dos inspectores residentes en cada una de estas instalaciones.

Hace 41 años que la primera central nuclear española, José Cabrera, en Guadalajara, abrió sus puertas a la producción de un tipo de energía, la de fisión, que no ha dejado de despertar la polémica en determinados sectores de la sociedad desde entonces, sobre todo por lo relativo a la seguridad de las instalaciones, ya que en su interior se maneja un combustible de alta radiactividad y por tanto peligroso para la salud y el medio ambiente, y por la falta de una solución definitiva a los residuos que se generan. Dos cuestiones en las que garantizar la máxima seguridad es fundamental.

Desde sus inicios, la administración pública ha sido y es la encargada de autorizar las instalaciones y garantizar el cumplimiento de las normas en cuanto a control y vigilancia, primero mediante la Junta de Energía Nuclear, actual Ciemat, y desde 1980 con la creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), garante independiente de que las ocho centrales españolas, tras el cierre de José Cabrera, sean lo suficientemente seguras.

¿Cómo hacerlo sin que nada escapara a su ojo avizor? El camino que se eligió entonces, y aún continua, fue el de revisar minuciosamente el funcionamiento

de las centrales, tanto a través de las inspecciones programadas como mediante otras realizadas cuando ocurre un suceso —unos 5-10 por central y año pero la mayoría de escasa importancia— o se realiza una modificación de diseño o reparación técnica importantes —aunque también la mayor parte de éstas son sencillas y sólo requieren un seguimiento genérico e inspecciones programáticas—. De manera más permanente, el CSN actúa a través de la labor de inspección continua y cotidiana que realizan *in situ* los llamados inspectores residentes de las instalaciones, con el fin de que los titulares de las mismas transmitan información que podría ser de interés general.

## Inspectores residentes

Al principio, la tarea de aquellos inspectores del CSN, que se metían por todos los rincones de las centrales y hacían preguntas incómodas sin previo aviso, era bastante complicada, como recuerda Javier Zarzuela, uno de los primeros en asumir aquel poco envidiable papel y hoy subdirector de Instalaciones Nucleares en el CSN.

Este técnico del Consejo se refiere a una figura, la de los inspectores residen-



En cada central, el CSN mantiene dos inspectores residentes. En la foto, la central nuclear Vandellós II.

tes, que se repite en todas las centrales españolas, y por duplicado, para que no falten ni en vacaciones. Se trata de personal del CSN que está todos los días laborables en las instalaciones para verificar personalmente que el reactor y el resto de los elementos que conforman la seguridad de la central funcionan correctamente.

Cada 10 años, estos inspectores residentes tienen que cambiar de central, según marca su reglamento interno, por lo que siempre tienen en el horizonte un nuevo destino. «No conviene que estén en la misma central de por vida porque la familiaridad que se crea en las relaciones entre las personas podría interferir en

sus funciones. Y menos tiempo tampoco es aconsejable porque necesitan un mínimo para conocer bien la central, tanto técnicamente como en su organización. Además, van con sus familias y no pueden estar cambiando de residencia cada pocos años», explica Zarzuela.

Su trabajo diario no deja de ser entretenido, dentro de la rutina. Cada jornada, a primera hora visitan la sala de control, que es donde se registra toda la actividad de la instalación, comprueban las alarmas para conocer las posibles incidencias de la noche y a continuación descuelgan su *teléfono rojo* para comunicar a sus jefes, en la sede madrileña del

CSN, cómo ha *dormido* la central. Una vez terminada la ronda con todas las centrales y con esos datos en la mano, el responsable de descolgar esa llamada informa en una reunión a los especialistas de cada área, que son quienes valoran la información enviada desde cada una de las centrales.

A continuación, los inspectores continúan la ronda por la planta, visitan los puntos más importantes y presencian las pruebas de seguridad. Es decir, observan si el caudal y la presión del agua que refrigera los sistemas de la central son los adecuados, examinan las bombas, los generadores eléctricos de emergencia, com-

# El sistema SISC

Hace casi tres años que el CSN puso en marcha un nuevo Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC) que pone *los colores* a las instalaciones y que viene a ser como el boletín evaluador de un escolar, el que determina el funcionamiento de cada una.

Se trata de una valoración de todos los datos obtenidos de la propia central y de los “hallazgos” de inspección (problemas e incumplimientos por parte de la central nuclear) que se han tenido a lo largo del año. Todos se publican trimestralmente en la página web del Consejo para que el acceso sea público: *verde* significa una desviación leve; *blanco* y *amarillo*, una importancia media; y, por último, el *rojo* es muy importante. El concepto de “gravedad” se relaciona con el peligro, mientras que la “importancia” se relaciona con la atención que se le dedica y el esfuerzo para corregirlo. Un hallazgo *rojo* es importante, pero no tiene por qué implicar peligro, ni por tanto gravedad.

Hallazgos de los últimos: *rojos*, de momento, no ha habido, pero sí *amarillos*, como fue el caso de la fuga en Ascó

ya mencionado, que fue motivo de numerosas inspecciones y que acabó con un cambio en la dirección de la central. Además, los gestores tuvieron que ampliar la plantilla y mejorar los procedimientos internos de comunicación, que fallaron parcialmente.

Cuando se trata de incumplimientos de tipo reglamentario, se imponen sanciones, que rondan los 20.000 euros (si no son graves). En 2008 fueron dos: una a la central de Ascó y otra a la de Almaraz, por no cumplir con las horas lectivas de formación que impone el reglamento a parte de su personal técnico. En el CSN aseguran que la media suele ser de cuatro cada año. En 2009 se han impuesto multas a la central de Ascó por las infracciones relacionadas con el citado suceso de liberación de partículas radiactivas al exterior, que totalizaron 15.390.000 euros.

La infracciones leves, que no han tenido impacto ni supuesto peligro alguno, en que la central ha colaborado en el esclarecimiento de los hechos y ha solucionado el problema con diligencia, pueden gestionarse como “apercibimientos”. Aunque no tienen que pagar sanciones, sí que supone una *regañina* pública que les resulta embarazosa, porque se enteran los accionistas y la prensa. Y hace efecto, porque intentan por todos los medios hacer las cosas bien para evitarlos. ©

prueban que funcionen los sensores contraincendios y, cómo no, pasan revista al estado radiológico de la instalación para comprobar que todo está dentro de los parámetros normales. Además, en el caso de que los responsables de la central tengan previsto hacer una operación determinada ese día (cambio de un equipo, una reparación importante, etcétera) alguno de los dos inspectores residentes estará presente.

Cuando observan algo que les llama la atención o que no funciona como debiera, primero investigan qué puede estar pasando y avisan a quienes dirigen la instalación para que lo corrijan cuanto antes; a continuación, llaman para informar al Consejo. Aquí, en función de la gravedad que detectan los especialistas, se toma una u otra medida. Ante la tentación de presionar a los inspectores residentes, los titulares de las centrales sa-

ben que las decisiones se toman en la sede del CSN y eso evita problemas.

## Inspecciones reactivas

Por otra parte, existen las llamadas inspecciones reactivas, es decir, las que se realizan cuando se detecta un problema técnico de gravedad (una parada del reactor inesperada con algún fallo anormal, un sistema de seguridad que no funciona correctamente, etcétera) y hay que ponerse en marcha inmediatamente. Se trata de los denominados «sucesos importantes». En el CSN aseguran que suelen ser fallos que tienen «un arreglo sencillo», por lo que centran sus esfuerzos en averiguar las razones por las que se han producido, para que no vuelvan a repetirse errores de naturaleza similar, aunque sea en un equipo diferente.

Lo habitual es que el suceso en cuestión haya sido notificado por la

propia central nuclear (ésta es su responsabilidad si algo va mal), verificado por el inspector residente, que es quien la vigila cada día. A veces, no se ha producido aún el desajuste, pero si durante sus rondas diarias el inspector observa una potencial avería que no es atendida desde la central nuclear, el Consejo entra en acción y requiere que el problema se solucione.

Según los datos del CSN, cada año se producen unos 80 sucesos de este tipo en los ocho reactores en activo. En 2008, según su memoria anual, hubo 71, 23 menos que el año anterior. «Son muchas las causas que pueden dar lugar a una inspección reactiva. La última que tuvimos se debió a que no funcionaban bien los instrumentos que miden el caudal (caudalímetros), del agua de alimentación auxiliar a los generadores de vapor; la anterior por unas fugas a



La notificación de un suceso puede dar lugar a una o varias inspecciones como ocurrió en 2008 en la central de Ascó (en la imagen).

través del asiento de unas válvulas de seguridad, que aunque radiológicamente no tiene importancia, al producirse dentro del edificio de contención, perjudican su buen funcionamiento y recuerdo también el incendio dentro del edificio de turbina que hubo en Vandellós el año pasado, que al final fue poco importante para la seguridad, pero mantuvo mucho tiempo parada la central por la complejidad de la reparación», enumera Zarzuela.

Otras veces el problema adquiere una mayor dimensión y exige una atención preferente en el CSN, como ocurrió con el problema que tuvo lugar en Ascó (Tarragona) en noviembre de 2007 (aunque notificado en abril de 2008): una fuga radiactiva que figura como uno de los cuatro incidentes más graves de la historia nuclear española, al ser un nivel 2 en la Escala INES.

El incidente ocurrió durante la parada de recarga de combustible en el reactor. Los elementos de combustible pasan del edificio de contención al de combustible por un canal sumergido en agua. Una vez terminada la carga de combustible del núcleo, el agua del canal se almacena en un tanque especial, pero en el fondo del canal quedan unos restos de agua muy radiactiva, al contener partículas metálicas radiactivas, procedentes del circuito primario del reactor y adheridas a la superficie de los elementos de combustible. Los restos de agua se succionan con una aspiradora que los almacena en un bidón de 50 litros, que fueron arrojados a la piscina donde está el combustible. En su trayectoria hacia la piscina, el chorro del agua arrojada pasó por la proximidad de las rejillas de aspiración del sistema de ventilación que lanzó al exterior parte de las partículas radiactivas.

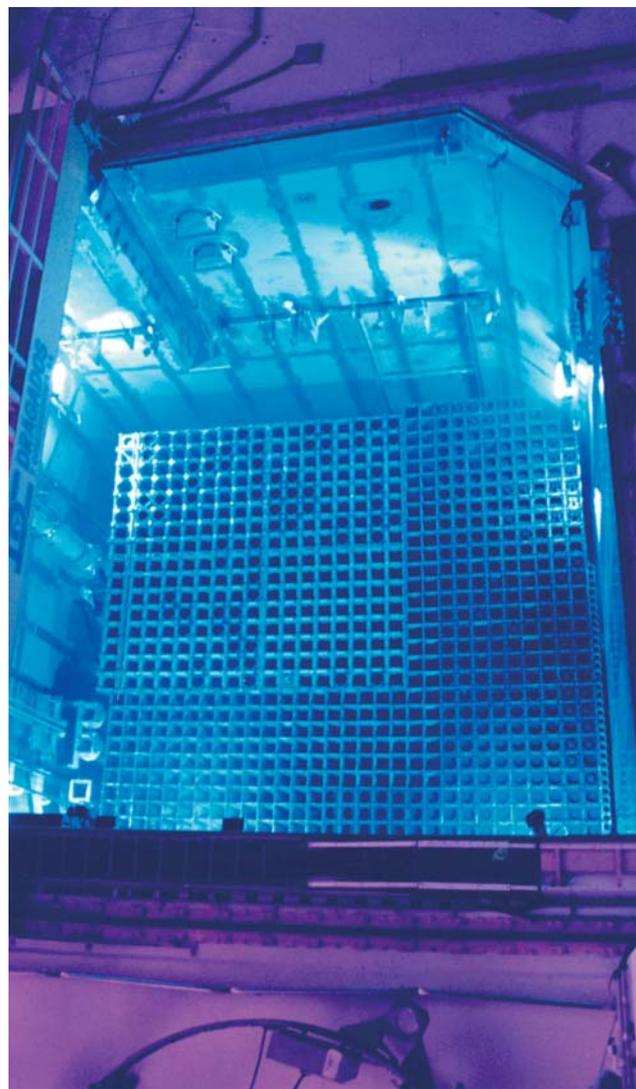
Otro importante suceso tuvo lugar en la central nuclear de Garoña en 2004, cuando la empresa que la gestiona, Nucenor, envió por error un camión con chatarra radiactiva a una acería de Vizcaya. Este suceso fue clasificado como de nivel 1 en la Escala INES. En todos estos casos hubo inspecciones reactivas, además de sanciones importantes a los gestores de las centrales.

En el Consejo destacan, por contra, que las centrales españolas tienen un «buen récord» en otro asunto de importancia: nunca se ha detectado una sobreexposición de radiación en una persona por encima de los límites que están permitidos legalmente. El control se efectúa mediante dosímetros que son comprobados por la empresa, aunque no pueden ser manipulados, y los inspectores del CSN los revisan periódicamente para comprobar que están en

buenas condiciones de medición. Los datos se envían mensualmente al Banco Dosimétrico Nacional, que gestiona el CSN.

### Inspecciones anuales

En todo caso, haya o no problemas, las centrales tienen que pasar un calendario de inspecciones, que suelen ser bienales, por parte del Consejo. En total, se hacen entre 15 y 20 de diferentes temas al año a cada central, muchas coincidiendo con la parada del reactor para recargar combustible, el momento más apropiado para dar un repaso al estado general de todos los mecanismos.



Durante las paradas por operaciones de recarga de combustible se aprovecha para realizar ciertas inspecciones.

Son citas conocidas de antemano por los gestores de las centrales para que tengan el material preparado, y en ellas el personal del CSN se desplaza hasta la central en cuestión para comprobar todos sus procesos, desde sus procedimientos de vigilancia sobre el funcionamiento del reactor, hasta los sistemas de seguridad o las pequeñas reparaciones que se tienen que hacer para mantenerla en buen estado, pasando por los programas de formación del personal, y que deben quedar documentadas para que el Consejo pueda dar su visto bueno. También se comprueba la gestión de los residuos radiactivos, desde las características del hormigón o los bidones en los que se almacenan, hasta los isótopos que acumulan.

El sistema de inspecciones incluye también otras revisiones que no tiene por qué tener que ver con lo que ocurre en España, sino con fallos detectados en otros países y que podrían darse aquí. Es lo que ocurrió cuando en una central sueca observaron que los materiales que aíslan térmicamente las tuberías del reactor, en caso de rotura se arrastrarían hasta los sumideros de la contención y podrían atascarlos y que era algo que podía ocurrir igualmente en otras instalaciones. A raíz del descubrimiento, el Consejo empezó a revisar estos sumideros en todas las centrales y a requerir medidas para prevenir su ocurrencia en las instalaciones españolas.

### Inspecciones de licenciamiento

Algo muy distinto son las inspecciones denominadas “de licenciamiento”. En estos momentos, no se trata de autorizar nuevas centrales nucleares, puesto que la última se puso en marcha en 1988, sino de autorizar modificaciones importantes sobre sus características actuales.

Ahí está el caso de Almaraz, que este otoño quiere ampliar su potencia un 8% sobre los 980 megavatios que produce. Es algo que requiere cambios que deben ser autorizados, puesto que hay que verificar si sus sistemas, sobre todo las de seguridad, están preparados para esta nueva potencia. Éste es uno de los trabajos que ha mantenido muy ocupados a los inspectores del Consejo en los últimos meses, aunque ya tienen experiencia en el tema: Cofrentes, Ascó y Vandellós también han aumentado su potencia después de estar en funcionamiento.

Más engorrosas son las renovaciones de autorizaciones. El caso más reciente, que ha tenido una gran repercusión pública, ha sido el de la central nuclear de Garoña, cuya actividad el Gobierno ha decidido prorrogar hasta el año 2013. Según el calendario, las siguientes renovaciones serán las de Almaraz y Vandellós (mediados de 2010), Cofrentes (marzo 2011), Ascó (octubre de 2011) y Trillo (noviembre de 2014).

Las renovaciones se vienen autorizando cada 10 años. Según el informe que emitió el CSN, Garoña podría funcionar otra década, pero la última palabra la tiene en este caso el Ejecutivo, que decidió darla solamente por cuatro años. En el caso de Almaraz, que ahora pide ampliar la potencia, evidentemente cuentan con obtener la renovación, que también han pedido por otros 10 años sin que suponga sobrepasar los 40 años de funcionamiento.

Frente a quienes argumentan que una central con muchos años de funcionamiento es sinónimo de más averías, y



Sala de control de Vandellós II. Muchos de los parámetros de seguridad de la instalación que se manejan desde aquí se reciben también en el CSN.

por tanto más riesgo, los inspectores del Consejo dan mucha menos importancia a la antigüedad de la central que “a la calidad de la operación y organización por parte de la empresa explotadora”. ¿No son dos factores a tener en cuenta por igual? Pues depende, porque, las mismas fuentes añaden que, salvo los edificios y parte del circuito primario, todos los equipos de una central que se puede considerar “vieja” pueden ser nuevos si con los años se han ido renovando paulatinamente. “Si hay un buen mantenimiento, un buen programa de inspección y, en general, una buena operación, una central funciona bien, no depende de los años que lleve en activo”, argumentan.

### ¿Accidentes?

No es extraño que cuando sale la palabra “accidente” a relucir acuda a la mente el caso de Chernóbil (Ucrania), donde en 1986 se liberó al ambiente 500 veces más material radiactivo que con las bombas de Hiroshima durante la Segunda Guerra Mundial.

La posibilidad de que se produzca un accidente tan catastrófico como aquel en España es nula, según asegura el CSN,

por la sencilla razón de que la tecnología de aquella instalación y la de las centrales de Occidente son muy distintas: en Chernóbil no había un edificio de contención ni tampoco mecanismos intrínsecos que pudieran frenar la potencia en caso de retroalimentación en el reactor.

No obstante, reconocen que sí podrían ocurrir de otro tipo, como el que tuvo lugar en la Isla de las Tres Millas (Estados Unidos) a finales de los años 70, cuando un reactor se llegó a fundir porque falló el sistema de refrigeración. La instalación fue irrecuperable, aunque no hubo ningún vertido radiológico al exterior.

No ha vuelto a ocurrir nada parecido, entre otras cosas porque aquel accidente sirvió para introducir numerosas mejoras. Y de que no ocurra se encarga, en el caso de España, un cuerpo de inspectores, que ya cuenta con casi 200 personas, de las 450 que forman la plantilla del CSN, especializadas *full time* en controlar que nada falle en estos generadores de energía.

Y su control no sólo debe ser dentro de la central, sino también fuera, donde se almacenan los residuos que se generan y duran activos miles de años, un proble-

ma para el que no se termina de encontrar una solución definitiva. Los que son de baja y media actividad radiactiva se almacenan en El Cabril (Córdoba), en un almacén de Enresa (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos). Controlar su transporte hasta allí y en qué condiciones se encuentran los residuos también forma parte de las tareas del servicio de inspectores.

Pero los más preocupantes son los de alta actividad, que se almacenan en las propias centrales nucleares. Incluso en la de José Cabrera, cerrada hace tres años, siguen en su interior, y ahora se han trasladado a unos contenedores de acero y hormigón, emplazados a la intemperie dentro del mismo terreno que ocupa la central.

Sobre esta situación, los expertos lo tienen claro, asegurando que “tener siete almacenamientos como éste en varios puntos del país no es lógico. Lo ideal sería que hubiera uno centralizado. A nivel técnico no hay problemas, y ya existe un diseño que hemos evaluado en el Consejo, pero también en este caso se trata de un asunto político y social, porque hay que buscar un emplazamiento que sea aceptado por los que viven en los alrededores”. De momento no se ha encontrado. ©

Nuevas prospecciones para reabrir la explotación de este mineral en España

## El retorno del uranio

› **María García de la Fuente**  
Periodista, redactora  
del diario *Público*

La subida de los precios del uranio en 2007 provocó que compañías extranjeras explotadoras de yacimientos mostraran su interés por conocer las reservas españolas y evaluar la viabilidad de reabrir las minas abandonadas e incluso explotar otras nuevas. La Empresa Nacional del Uranio, Enusa, firmó a principios de este año un acuerdo con la australiana Berkeley Resources para que analice hasta julio de 2010 la situación de los yacimientos de Salamanca. Enusa mantiene la planta Quercus en Saelices El Chico (Ciudad Rodrigo, Salamanca) sin desmantelar a la espera de decidir si es rentable la explotación de las minas y volver a extraer uranio.

El uranio es uno de los minerales más rentables para la producción de energía. Con un kilogramo se pueden generar 50.000 kWh de electricidad, mientras que por la misma cantidad de carbón sólo se obtienen 3 kWh, y por uno de petróleo, 4 kWh. Por eso la búsqueda de yacimientos de uranio no ha cesado desde los comienzos de la producción de energía en centrales nucleares, con el impulso inicial de Estados Unidos y Reino Unido en los años 60 del siglo XX. En la actualidad, hay 436 reactores en el mundo, que generan el 17% de la electricidad, y su fuente de alimentación es el elemento químico número 92 de la tabla periódica.

En España, donde la minería del uranio comenzó al mismo ritmo que la construcción de las centrales nucleares en los años 60, se estima que cada uno de los ocho reactores actuales consume 19.000 kilos de uranio enriquecido al año, lo que supone 142,5 tU\* enriquecido para todo el parque nuclear español.

A lo largo de varias décadas, España ha extraído de sus yacimientos 5.028 tU, pero desde el año 2000 no se explota este mineral, al considerarse poco rentable esta explotación. Ahora la situación ha cambiado y se plantea su reapertura merced a un factor determinante: la subida de su cotización internacional. Así, a raíz del fuerte crecimiento del precio del uranio en el mercado internacional en 2007, varias empresas extranjeras mostraron su interés por volver a estudiar y realizar prospecciones en las antiguas zonas mineras de España, con el fin de determinar si es rentable. "Salamanca es la zona en la que existen más investigaciones mineras, pero actualmente hay solicitudes de permisos de investigación de minería del uranio en cuatro comunidades autónomas: Castilla y León, Extremadura, Castilla-La Mancha y Cataluña", explican desde el Consejo de Seguridad Nuclear.

De hecho, el uranio tuvo precios estables a lo largo de la década de los 90 del siglo pasado, pero a partir del año 2004 su valor fue creciendo paulatinamente de año en año. 2004 se cerró con un precio de 45 dólares el kilo de óxido de uranio, el doble de lo que valía en 2002; pero en 2005 la subida fue aún mayor, ya que a finales de año había aumentado hasta 81 dólares, y un año más tarde se había duplicado hasta los 160 dólares. 2007 fue el año en el que se dispararon los precios del uranio y llegaron hasta los 300 dólares el kilo, en una subida que parecía imparable, según datos de Uranium Trade Tech. Aunque luego se moderó, este crecimiento exponencial en los precios hizo que las compañías

\*El combustible nuclear se cuantifica en toneladas de uranio equivalente, magnitud que expresa la cantidad de uranio que incorpora.



Vista aérea de la mina de uranio El Pedregal, en La Haba, cerca de Don Benito [Badajoz].

explotadoras comenzaron a mirar a antiguos países productores para volver a analizar sus yacimientos, como en el caso de España, donde la empresa australiana Berkeley Resources ya realiza prospecciones. La compañía argumenta que desde que en España se dejó de extraer este mineral en el año 2000 los precios de mercado han pasado de 22 dólares el kilo de uranio a 110 dólares.

Tras el fuerte crecimiento de los precios del uranio hasta 2007, al año siguiente se produjo una vuelta a valores más normales. Así, durante 2008 los precios de concentrados de uranio disminuyeron y a finales de año estaban un 40% por debajo de los precios regis-

trados doce meses antes. Los precios se han mantenido moderados a lo largo de este año 2009 y a finales de julio se pagaban 107 dólares, según Ux Consulting (UxC), la compañía de servicios especializada en análisis y documentación sobre el mercado del uranio. Una de las razones de esta fluctuación es la depreciación del euro respecto del dólar, que es la moneda de referencia en las transacciones en el mercado del uranio, explican fuentes de Enusa. Además, el mercado del uranio no es ajeno a las fluctuaciones de otras materias primas, añaden.

A pesar de que el uranio es ubicuo en la Tierra y es un metal muy común,

se presenta en concentraciones muy bajas, por lo que es preciso remover grandes cantidades de tierra para obtener el preciado mineral. Se estima que hay 500 gramos de uranio por cada tonelada de tierra extraída en un yacimiento. La explotación minera y el procesado en la fábrica de uranio son los más costosos del proceso, ya que suponen un 46% del coste total, seguido del enriquecimiento, que representa el 38% del coste de la obtención final del combustible para las centrales.

### Reservas mundiales

Apenas 15 países cuentan con reservas de uranio de extracción a bajo precio, encabezados por Australia, Canadá y Kazajistán. Así, en el mundo se estima que las reservas de uranio alcanzarían las 1.766.400 toneladas si el precio que se paga por kilo fuera de 40 dólares, pero si el precio en el mercado se duplica, las reservas ascenderían a 2.598.000 toneladas; y si el precio sube a 130 dólares, los yacimientos rentables para explotar podrían suministrar más de 3.338.000 tU, según la última edición del *Libro Rojo del Uranio*.

Las iniciales dudas sobre si hay capacidad en las reservas mundiales de uranio para suministrar el combustible necesario para que funcionen los 436 reactores del mundo, más los 43 en construcción, parece que han quedado disipadas, y ahora la batalla se centra en el precio.

En el caso de España, las reservas existentes sólo serían rentables a partir de un precio de 40 dólares el kilo, y se podrían obtener 2.500 tU al año; pero si se paga a 130 dólares, sería rentable explotar más yacimientos y la producción ascendería a 4.900 toneladas.

Por eso, España ha sido el foco de atención de una de las principales empresas de exploración, la australiana Berkeley Resources. Fuentes de la compañía explican que “el interés en la re-

**Tabla 1. Producción de Uranio en el mundo**

País	Hasta 2004	2004	2005	2006	2007
Alemania (b)	219.240	77 (c)	94 (c)	65 (c)	45 (c)
Argentina	2.512	1	0	0	0
Australia	113.305	8.982	9.512	7.593	7.600
Bélgica	686	0	0	0	0
Brasil	1.599	159	110	200	340
Bulgaria	16.357	0	0	0	0
Canada	375.107	11.597	11.628	9.862	9.850
Congo, Rep. Dem.	25.600*	0	0	0	0
China	27.689*	730*	750*	750*	750*
<b>España</b>	<b>5.028</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>0</b>	<b>0</b>
Estados Unidos	356.482	943	1.171	1.805	2.000
Finlandia	30	0	0	0	0
Francia	75.965	6* (c)	4* (c)	3* (c)	2
Gabón	25.403	0	0	0	0
Hungría	21.043	2 (c)	3 (c)	2 (c)	3
India	7.963*	230*	230*	230*	270*
Irán	0	0	0	5*	20*
Japón	84	0	0	0	0
Kazajistán (d)	98.409	3.719	4.346	5.281	7.245
Madagascar	785*	0	0	0	0
México	49	0	0	0	0
Mongolia	535	0	0	0	0
Namibia	78.736	3.038	3.146	3.067	3.800
Níger	94.137	3.185	3.322	3.443	3.633
Pakistán	961*	38*	40*	40*	40*
Polonia	650	0	0	0	0
Portugal	3.717	0	0	0	0
República Checa (a)	108.649	412	409	375	309
Rumanía	17.989	90	90*	90*	90*
Rusia	123.036	3.290	3.285	3.190	3.381
Sudáfrica	153.253	747	673	534	750
Suecia	200	0	0	0	0
Ucrania (d)	9.900*	855	830	808	900
URSS (e)	123.086	0	0	0	0
Uzbekistán (d)	23.682	2.087	2.300*	2.260*	2.300*
Yugoslavia	380	0	0	0	0
Zambia	102	0	0	0	0
<b>OCDE</b>	<b>1.280.235</b>	<b>22.019</b>	<b>22.821</b>	<b>19.705</b>	<b>19.809</b>
<b>TOTAL</b>	<b>2.112.349</b>	<b>40.188</b>	<b>41.943</b>	<b>39.603</b>	<b>43.328</b>

\*Datos estimados. (a) Incluye 102.241 tU procedentes de la antigua Checoslovaquia y CSFR desde 1946 hasta finales de 1992. (b) Incluye 213.380 tU de RDA hasta final de 1989. (c) Procedente en exclusiva del reacondicionamiento de minas. (d) Producción solo desde 1992. (e) Incluye la producción de las antiguas Repúblicas S.S de Estonia, Federación Rusa, Kirguizistán, Turkmenistán, Ucrania y Uzbekistán desde 1945 hasta el final de 1991.  
Fuente: "Libro Rojo". Uranium 2007: Resources, Production and Demand (NEA).

visión de la exploración de los yacimientos en España” se ha debido al “nuevo entorno de precios del uranio”, y añaden que desde que se dejó de extraer este mineral de los suelos españoles, el precio se ha multiplicado por cinco, por lo que el objetivo es “determinar si hay un nuevo potencial económico”. En los últimos años, la compañía ha invertido 19 millones de euros en las exploraciones realizadas en España.

Los últimos movimientos en prospecciones de uranio en España tuvieron como punto de inicio el 29 de enero de este año, cuando Enusa firmó con Berkeley un acuerdo de colaboración para realizar un estudio de viabilidad y analizar la posibilidad de explotar los activos mineros en Salamanca, donde se encuentran las reservas estatales transferidas a Enusa.

Entre 2000 y 2007 Enusa consideró que la reapertura de la mina de Saelices el Chico, en la localidad salmantina de Ciudad Rodrigo, no era viable, por lo que empezó a dismantelar las instalaciones de su planta de procesado Elefante. Sin embargo, mantuvo la planta Quercus sin actividad, en situación de “cese definitivo de su explotación”, pero en pie.

Ante las fluctuaciones en el precio del uranio registradas en 2007 y la incertidumbre de su evolución futura, se optó por evaluar la situación de los yacimientos españoles. Así, el acuerdo suscrito entre Enusa y Berkeley en enero de este año se circunscribe a los depósitos del entorno de la mina Fe, de la localidad salmantina de Saelices el Chico (Ciudad Rodrigo), y al uso de la Planta Quercus de procesado de uranio situada en la misma localidad y parada desde 2003. La adjudicación a Berkeley se realizó tras un proceso de evaluación de ofertas entre enero y mayo del año pasado. En julio de 2008 se produjo la adjudicación y se evaluaron los requisitos de responsabilidades medioambientales y los plazos de eje-

cución del estudio de viabilidad.

Berkeley dispondrá de al menos 18 meses para realizar un estudio de la viabilidad de la explotación de activos mineros, y para determinar si es factible y rentable a nivel económico, técnico y ambiental. Dependiendo del resultado de este estudio se decidirá definitivamente si procede o no reiniciar la explotación. Por lo tanto, antes del verano de 2010 no se conocerá si los recursos de uranio de Salamanca podrán finalmente ver la luz ni a qué precio, y hasta entonces, por lo menos, la Planta Quercus de Enusa no sabrá su futuro. “Es pronto para conocer cuál es el precio al que sería rentable la extracción del uranio en España, ya que precisamente uno de los objetivos del estudio de viabilidad es determinar el coste de producción”, apunta la compañía australiana.

Ambas empresas son conscientes de que abrir una explotación de uranio necesitará importantes inversiones, pero por ahora no se pueden cuantificar hasta no conocer dónde se encuentran las mejores vetas de uranio. Fuentes de Berkeley explican que “todavía es pronto para conocer los resultados del estudio de viabilidad, que requerirá fondos y recursos importantes”, y que los elementos que se tendrán en cuenta incluyen “la responsabilidad ambiental, la protección radiológica y el conocimiento por parte de las comunidades locales”.

Además de los aspectos de salud, medio ambiente y comunicación, el estudio de viabilidad de Berkeley incluirá el aná-

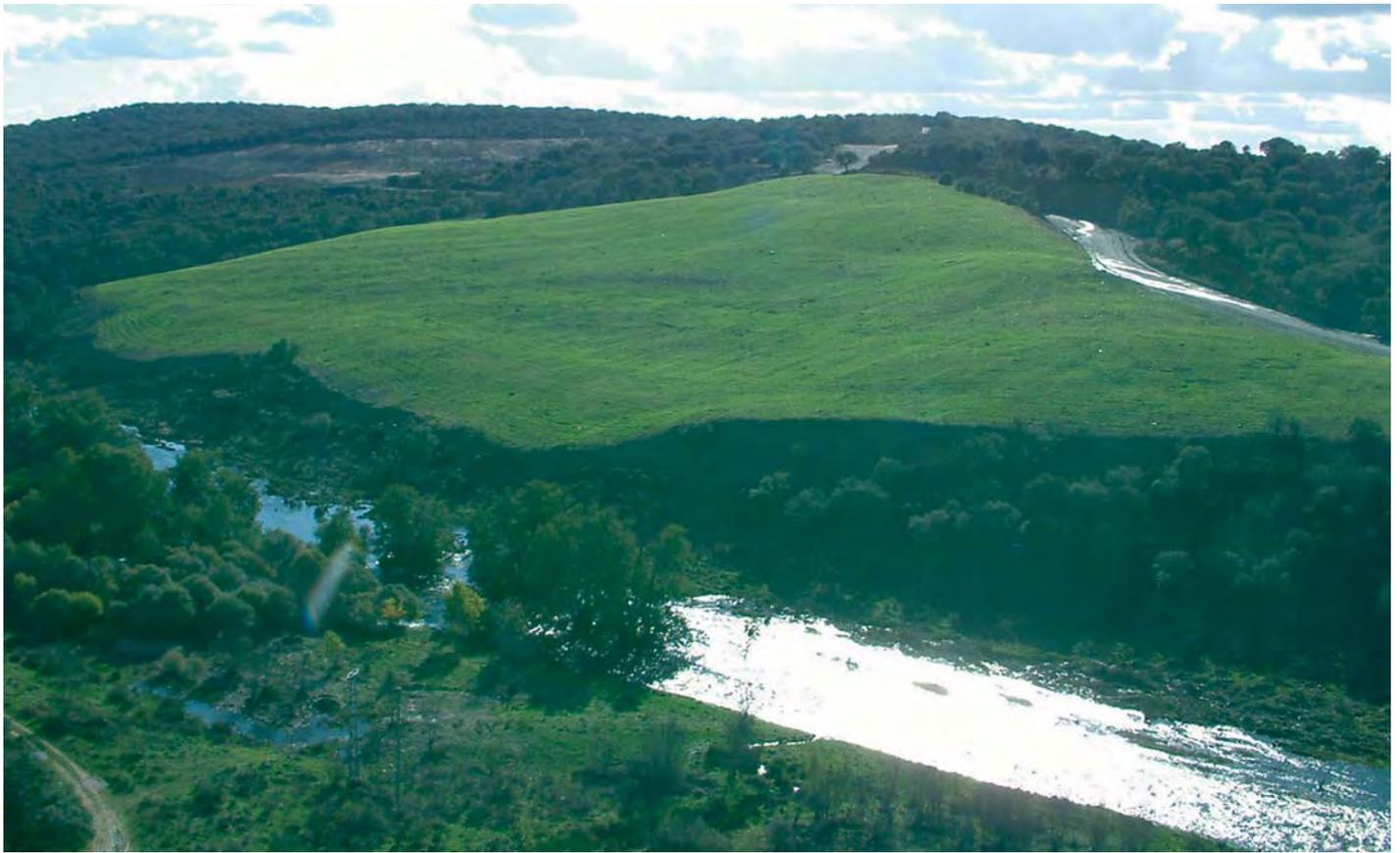


La mina D, en Saelices el Chico, antes de su restauración (mayo 2004).

lisis de otros, como geología y recursos; metalurgia y procesos; estudios de minería; y aspectos legales, como permisos y licencias. Dicho estudio tendrá un coste de cinco millones de euros y la compañía cuenta para su realización con 19 empleados y el apoyo de un equipo de consultores, tanto externos como internos.

Según el acuerdo firmado, Berkeley realizará un número “limitado” de sondeos, para verificar los resultados ofrecidos por Enusa, y la mayor parte de sus trabajos consistirán en valorar los datos suministrados. Además, queda claro que Enusa mantendrá la titularidad de los derechos para la exploración, investigación y explotación de los yacimientos de uranio, sin perjuicio de la colaboración con Berkeley. La multinacional australiana ha creado, para llevar a cabo los trabajos, la empresa Minera de Río Alagón S.L.

Las empresas que pretenden la reapertura de las minas de uranio en España deberán desarrollar actividades de exploración y actividades de investigación minera, para las cuales se deben obtener los correspondientes permisos por parte del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). En el primer caso no es preciso



Vista de la mina D, en Saelices el Chico, una vez restaurada [octubre 2005].

que el CSN informe las actividades, ya que las exploraciones no alteran la situación natural de los emplazamientos estudiados. En el segundo caso, “el CSN sí debe informar antes de la concesión de los permisos, ya que las actividades y sondeos realizados pueden alterar los emplazamientos y se plantean situaciones de exposición del personal laboral a los testigos y muestras extraídas, que precisan de la adopción de ciertas medidas de protección radiológica”, apuntan fuentes del organismo. A este respecto el CSN requiere que cada permiso de investigación otorgado esté condicionado a una serie de requisitos y controles de protección radiológica a tener en cuenta durante dichas actividades. Y, por supuesto, la concesión de las autorizaciones de explotación de los yacimientos de uranio, tras las fases de exploración e investigación, precisa del informe previo del Consejo de Seguridad Nuclear.

### **Importaciones y exportaciones españolas**

En la actualidad el 35% de los concentrados de uranio para aprovisionar a las centrales nucleares españolas procede de Rusia, la cuarta parte de Canadá y el 19% de Australia, como principales países suministradores. Además, un 8% se adquirió en Níger el año pasado, el 6% en Uzbekistán, el 3% en Namibia, y Kazajistán y Sudáfrica proporcionaron el 2% cada uno. En total, Enusa suministró el año pasado a las plantas nucleares españolas 172 tU de distintos grados de enriquecimiento.

Además, en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca), Enusa fabricó el año pasado combustible con un total de 309 tU equivalente, con las que se pueden generar 110.000 GWh, lo que equivale a la mitad del consumo eléctrico anual de España. Sin embargo, un 60% de este combustible se destinó a

la exportación, y concretamente se suministraron a Alemania, Francia, Finlandia, Bélgica y Suecia. Desde que la fábrica de Juzbado empezó a operar se han fabricado 4.697 tU, tanto para centrales de agua a presión como de ebullición.

Un factor importante en el sector nuclear es que España, además de contar con numerosas empresas de ingeniería, dispone de yacimientos de reservas de mineral y una fábrica de procesamiento, con lo que se puede cubrir buena parte el ciclo de combustible con participación de empresas españolas, y eso reduce la vulnerabilidad ante la dependencia exterior.

### **Restauración de minas y desmantelamiento de fábricas de concentrado de uranio**

Una vez que la mina ha agotado los recursos o ha dejado de ser rentable, el propietario debe restaurar el entorno y

garantizar que la actividad no va a generar problemas de contaminación en las aguas o suelos colindantes, de la misma forma que con las fábricas de procesamiento de uranio que dejan de funcionar. Tras el cierre de las explotaciones mineras, se exige un plan de restauración del emplazamiento minero. En el caso de la minería de uranio es obligado el informe del CSN antes de que la autoridad competente autorice el correspondiente plan de restauración. Finalizada ésta, el CSN requiere evaluar el correspondiente informe final de obras de restauración y establece el denominado periodo de cumplimiento (habitualmente entre tres y cinco años) para verificar el cumplimiento de los criterios de restauración y comprobar que las obras realizadas se comportan según lo previsto, según explican fuentes del Consejo.

La antigua Junta de Energía Nuclear, hoy Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat), confió a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa) la restauración de 19 minas de uranio, de las cuales trece se encontraban en Extremadura y seis en Andalucía. El plan de recuperación de terrenos de antiguas minas de uranio en estas dos comunidades finalizó en enero de 2000 y el presupuesto total fue de 7,81 millones de euros.

En Castilla y León, concretamente en Salamanca, existen, al menos, otros seis emplazamientos de antiguas explotaciones mineras que precisan restauración (dos de ellos están siendo restauradas actualmente). En esta provincia, donde desde hace 36 años Enusa ha venido realizando las actividades de explotación de yacimientos de uranio, la restauración de las minas de Saelices el Chico y la planta Elefante, finalizada en 2004, se realizó mediante la colaboración entre Enusa y Enresa; al igual que en la planta Lobo G en el municipio de La Haba (Badajoz).

**Tabla 2. Reservas (1) de uranio. Desglose por países y rango de coste**

tU País	Rango de coste		
	≤ \$40/kg U	≤ \$80/kg U	≤ \$130/kg U
Argelia (b) (c)	NA	19.500	19.500
Alemania (b)	0	0	3.000
Argentina	5.100	9.000	9.000
Australia	709.000	714.000	725.000
Brasil (e)	139.600	157.400	157.400
Canadá	270.100	329.200	329.200
Congo, Rep. Dem. (a) (b) (c)	NA	1.400	1.400
Chile (c)	NA	NA	800
China (c)	31.800	44.300	48.800
Dinamarca (a) (b) (c)	0	0	20.300
Eslovenia (b) (c)	0	1.000	1.000
<b>España (b)</b>	<b>0</b>	<b>2.500</b>	<b>4.900</b>
Estados Unidos (b)	NA	99.000	339.000
Finlandia (b) (c)	0	0	1.100
Gabón (a) (b)	0	0	4.800
Grecia (a) (b)	1.000	1.000	1.000
India (c) (d)	NA	NA	48.900
Indonesia (a) (b) (c)	0	300	4.600
Irán (c)	0	0	500
Italia (a) (b)	NA	4.800	4.800
Japón (b)	0	0	6.600
Jordania (c)	44.000	44.000	44.000
Kazajistán (c)	235.500	344.200	378.100
Malawi (a) (b) (c)	NA	9.600	11.600
México (a) (b) (c)	0	0	1.300
Mongolia (a) (b) (c)	8.000	46.200	46.200
Namibia* (e)	56.000	145.100	176.400
Níger	21.300	44.300	243.100
Perú (c)	0	1.400	1.400
Portugal (a)	0	4.500	6.000
República Centro Africana (a) (b) (c)	NA	6.000	12.000
República Checa	0	600	600
Rumanía (a)	0	0	3.100
Rusia	47.500	172.400	172.400
Somalia (a) (b) (c)	0	0	5.000
Sudáfrica (b) (f)	114.900	205.900	284.400
Suecia (a) (b)	0	0	4.000
Turquía (b) (c)	0	7.300	7.300
Ucrania (c)	27.400	126.500	135.000
Uzbekistán (a) (c) (e)*	55.200	55.200	72.400
Vietnam (c)	NA	NA	1.000
Zimbawe (a) (b) (c)	NA	1.400	1.400
<b>TOTAL (g)</b>	<b>1.766.400</b>	<b>2.598.000</b>	<b>3.338.300</b>

(1) Reservas «razonablemente aseguradas» en tU a 1 de enero de 2007. ND: Datos no disponibles. \* Datos estimados. (a) No han dado datos en 2007. Los que aparecen están basados en el anterior «Libro Rojo». (b) Evaluación no realizada en los últimos 5 años. (c) Datos corregidos. (d) Por falta de datos, los recursos se muestran en el tramo inferior a \$130. (e) Datos basados en anterior «Libro Rojo», hecha la deducción de la producción pasada. (f) Las estimaciones de reservas no se consideran para producción. (g) Los totales que figuran hasta \$ 40 y hasta \$ 80 son en realidad mayores, pues hay países que no dan datos, principalmente por razones de confidencialidad. Fuente: «Libro Rojo» Uranium 2007: Resources, Production and Demand (N.E.A.).

Tabla 3. Estimación de las necesidades de uranio en el mundo

tU (**)	2007	2010		2015		2020		2030	
		Baja	Alta	Baja	Alta	Baja	Alta	Baja	Alta
Alemania	3.490	1.800	2.000	1.100	1.500	200	350	0	0
Argentina	120	95*	250*	250*	475*	475*	475*	400*	825*
Armenia*	90	90	90	90	90	0	180	0	300
Bélgica	1.065	1.075	1.075	750	1.075	750	1.075	0	1.075
Bielorusia*	0	0	0	0	0	0	180	0	180
Brasil	450	450	810	450	810	810*	810*	1.000*	2.000*
Bulgaria	505	1.320	1.320*	1.050	1.050*	1.050	1.050*	1.050	1.050*
Canadá	1.900	1.900	2.000	1.900	2.000	2.000	2.300	2.600*	2.900*
Corea, Rep.de	3.200	3.200	3.600	4.400	5.000	4.800	5.300	4.800	5.300
República Checa	740	695	770	650	710	650	710	650	710
China (a)	1.500	2.340	3.600	4.500	6.300	5.400	7.200	9.000	10.800
Egipto*	0	0	0	0	0	0	110	0	380
Eslovaquia	475	385	385	400	595	385	585	195	395
Eslovenia	250	250	250	250	250	250	750	250	750
España	1.310	1.830	1.830	1.010	1.010	1.400	1.400	1.400	2.040*
Estados Unidos	22.825*	22.625	22.625	23.860	23.865	24.510	25.245	22.265	26.615
Finlandia	470	440	470	640	700	640	700	640	700
Francia+	9.000	8.500	9.500	8.000	9.000	8.000	9.000	8.000*	9.000*
Hungría	380	380	380	380	380	380	380	380	380
India*	445	880	880	1.140	1.400	2.825	2.825	2.825	5.200
Indonesia*	0	0	0	0	0	0	160	160	650
Irán	5	160	160	160	160	255	255	2.475	2.475
Japón	8.790	8.875	8.875*	11.340*	11.340	12.500*	13.940*	13.980*	16.000*
Kazajistán	0	0	0	0	60	0	90*	0	90*
Lituania	90	0*	0*	0*	270*	270*	270*	270	540*
Malasia*	0	0	0	0	0	0	0	0	160*
México	200+	210+	410+	210+	410*	215*	425+	215+	425*
Países Bajos	70	70	70	70	70	70	70	70	70
Pakistán*	65	155	155	90	110	135	155	330	1.180
Polonia*	0	0	0	0	0	0	0	660	660
Reino Unido	1.900*	1.700	1.900	800	1.100	400	1.900*	300	2.200*
Rumanía*	200	200	200	200	300	300	300	300	455
Rusia	4.100	5.400	5.400	7.200	7.700	8.200	9.700	9.200	13.000
Sudáfrica	290	290	290	295	1.310	1.570	2.145	3.175	3.235
Suecia +	1.600*	1.400	1.800	1.400	1.800	1.500	1.800	1.500	1.800
Suiza	275	370	385	320	385	500	565	0	445
Turquía *	0	0	0	200*	650*	650*	650*	650*	700*
Ucrania	2.480	2.480	2.480	2.480	3.230	3.020	3.660	3.600	4.800
Vietnam*	0	0	0	0	0	0	180	180	540
<b>OCDE</b>	<b>57.690</b>	<b>55.455</b>	<b>58.075</b>	<b>57.435</b>	<b>61.590</b>	<b>59.550</b>	<b>66.395</b>	<b>57.645</b>	<b>70.755</b>
<b>TOTAL</b>	<b>69.110</b>	<b>70.395</b>	<b>75.020</b>	<b>76.870</b>	<b>86.385</b>	<b>85.390</b>	<b>98.600</b>	<b>93.775</b>	<b>121.955</b>

\* Estimación basada en datos del OIEA (Viena) de julio 2007. (\*\*) tU redondeadas en múltiplos de 5. (+) Datos obtenidos de "Datos de energía nuclear" (AEN, París 2007). (a) Los siguientes datos de Taiwan están incluidos en el total del mundo, pero no en los totales de China: 830 tU/año en 2007; 830 y 1.280 tU/año en 2010 [baja y alta] respectivamente; 1.280 tU/año en 2015 [baja y alta]; 1.280 y 1.510 en baja y alta de 2020 respectivamente; y 1.075 y 1930 tU/año en baja y alta de 2030 respectivamente. (b) Datos preliminares. Fuente: «Libro Rojo» Uranium 2007: Resources, Production and Demand (N.E.A.).

La principal preocupación de los técnicos encargados del desmantelamiento de las fábricas de concentrados de uranio es que el dique de estériles no tenga fugas, y por eso antes de realizar cualquier actuación lo primero es medir y tomar muestras. El director del almacén de residuos de baja y media radiactividad de El Cabril, Carlos Pérez Estévez, lo sabe bien porque entre 1991 y 1994 trabajó en la recuperación de los terrenos que ocupaba la fábrica de uranio de Andújar (Jaén), donde se trató el mineral extraído de la zona. Así, para asegurar que la obra mantenga su integridad durante un periodo mínimo de mil años, los calculados en su vida de diseño, los ingenieros realizaron estudios de sismicidad e hidrogeología, midieron la radiactividad de la zona y evaluaron la incidencia en aguas superficiales y subterráneas. El plan contemplaba que los terrenos y el dique fueran capaces de soportar los peores terremotos, riadas y lluvias torrenciales simuladas en los cálculos teóricos, explica Pérez Estévez.

De hecho, “el diseño del dique se hizo para que fuera estable en caso de un terremoto de 7,5 a 8 en la escala sismológica de Richter, y por eso tiene unos taludes de un 20% de pendiente y cuenta con protección contra avenidas de hasta 35.000 metros cúbicos por segundo, que se podrían producir en caso de que la presa del Tranco de Beas se rompiera y el Guadalquivir tuviera una riada”, expone el director de El Cabril. Ambos supuestos son teóricos, pero los técnicos contemplaron incluso los escenarios más apocalípticos, aunque improbables.

Los edificios e infraestructuras de la fábrica se demolieron, trocearon y compactaron, y al final se obtuvieron 22.000 metros cúbicos de materiales que se introdujeron en 400 jaulas de acero hormigonadas. Estos productos del desmantelamiento se colocaron en el fondo del dique habilitado y se cubrieron con

escombros de demolición y estériles. El dique de estériles también se diseñó a prueba de infiltraciones de lluvia y de las raíces vegetales, y para todo ello se superpusieron hasta 10 capas de diferentes materiales, para lograr la mayor estabilidad y durabilidad. Así, de abajo a arriba se colocó una capa de zahorra de 46 centímetros, una de arcilla de 60 cm como barrera contra la dispersión del radón y el uranio, otra de gravilla de 25 cm de espesor, una de 30 cm de roca (como barrera biointrusiva para evitar que los roedores puedan penetrar), un filtro de arena limpia de 25 cm que separa la siguiente capa de medio metro de suelo vegetal (una barrera de protección contra la erosión, con tierra vegetal para que la vegetación arraigue) y finalmente una capa de 3 cm de vegetación. El director de El Cabril apunta que la selección de los arbustos, plantas y árboles, en total 1.710 ejemplares, se hizo excluyendo especies con raíces largas, para evitar que realizaran perforaciones en la capa de arcilla y hubiera infiltraciones. En estas labores trabajaron 200 personas, con una media diaria de 100 empleados.

En la restauración de minas, las labores de sellado con tierras es similar al dique de estériles diseñado tras el cierre de la fábrica de Andújar, con diferentes capas de cobertura para las minas a cielo abierto, expone Pérez Estévez. Y en el caso de las minas subterráneas, con profundidades de hasta 400 metros y galerías de varios kilómetros, lo primero es rellenar todo, incluidos los pozos y escombreras, pero no son necesarias tantas capas de cobertura, ya que la actividad fue siempre subterránea y además hay menor riesgo de contaminación que en la fábrica, ya que la mina se clausura porque ha dejado de tener mineral para explotar. Pasado un año de la restauración, lo que antes era un yacimiento ahora es tierra agrícola y ganadera.

La única planta que permanece en pie, aunque sin actividad desde 2003, es la Planta Quercus de fabricación de concentrado de uranio en Saelices el Chico (Salamanca), propiedad de Enusa, quien pidió al Ministerio de Industria que suspendiera el proceso de licenciamiento del desmantelamiento, concedido el 15 de julio de 2008. Enusa solicitó esta suspensión ante una posible reanudación de sus operaciones, dada la evolución de los precios de concentrados de uranio. El CSN consideró que era posible seguir manteniendo la situación de cese definitivo de operación por un plazo de dos años, condicionado a la presentación por parte de Enusa de un plan de mantenimiento de la instalación. Desde el CSN se explica que “la autorización del desmantelamiento solicitado no se ha concedido aún debido a varias prórrogas solicitadas por Enusa”, la última de las cuales “para que se suspendiera *sine die* el proceso de licencia de la autorización de desmantelamiento solicitada se contestó el 15 de julio de 2008, prorrogando por dos años la actual situación de cese de explotación”.

La planta se dedica en la actualidad al tratamiento de efluentes líquidos para su acondicionamiento y vertido. Y de momento es la única planta que podría volver a producir concentrados de uranio, en caso de que los yacimientos en prospección fueran rentables para Enusa y Berkeley. En tal caso, si las empresas decidieran utilizar la Planta Quercus, se exigiría una nueva autorización de explotación de la misma, que deberá conceder el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, tras el informe preceptivo que el Consejo de Seguridad Nuclear emitiera. “La nueva puesta en marcha exigiría un nuevo proceso de pruebas de los sistemas importantes de la instalación”, añaden. En definitiva, la decisión final deberá tomarse en julio de 2010. ©

# Organización de Respuesta ante Emergencias del CSN

> Eugenia Angulo  
Química y divulgadora

Datos que vuelan en tiempo real, ordenadores funcionando a toda marcha, teléfonos que suenan a la vez en puntos diferentes. A pesar de que las emergencias nucleares o radiológicas rara vez ocurren —desde 1990, ningún suceso notificado por las centrales nucleares españolas ha adquirido la categoría de “accidente” ni “incidente importante”— la actuación ante ellas está perfectamente diseñada y la organización, en todos sus niveles, funciona como una máquina bien engrasada. Para ello, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), además de velar por la seguridad en el día a día de estas instalaciones, cuenta con una estructura operativa establecida específicamente y lista para actuar: la Organización de Res-

puesta ante Emergencias (ORE) y su Plan de Actuación ante Emergencias (PAE).

La estructura operativa de la ORE está liderada por un mando único, el director de emergencia —cargo que corresponde al presidente del CSN— que cuenta con el consejo de un comité asesor. Bajando en el escalafón, un director de operaciones de emergencia —el director técnico de seguridad nuclear o el de protección radiológica, alternándose mientras dure la emergencia— recibe y organiza la información que suministran cuatro grupos operativos, reflejos de la propia organización normal del CSN. Son los grupos de Análisis Operativo, Radiológico, Información y Comunicación y Coordinación.



Esta estructura jerarquizada tiene como fin llevar a cabo dos labores fundamentales. En primer lugar, elaborar un análisis técnico de la situación; en segundo, y a partir de dicho informe, decidir las recomendaciones de protección en función de las características de la emergencia que garanticen la protección y la seguridad efectiva de la población. Además, el CSN despliega también equipos de intervención en la zona para identificar la magnitud de la situación *in situ*.

La ORE opera físicamente desde una sala conocida como Salem: la Sala de Emergencias, el corazón desde el cual coordina todas sus actuaciones así como su interacción con el resto de autoridades y organismos que participan en la gestión de emergencias: las centrales nucleares, como responsables de la propia instalación, delegaciones y subdelega-

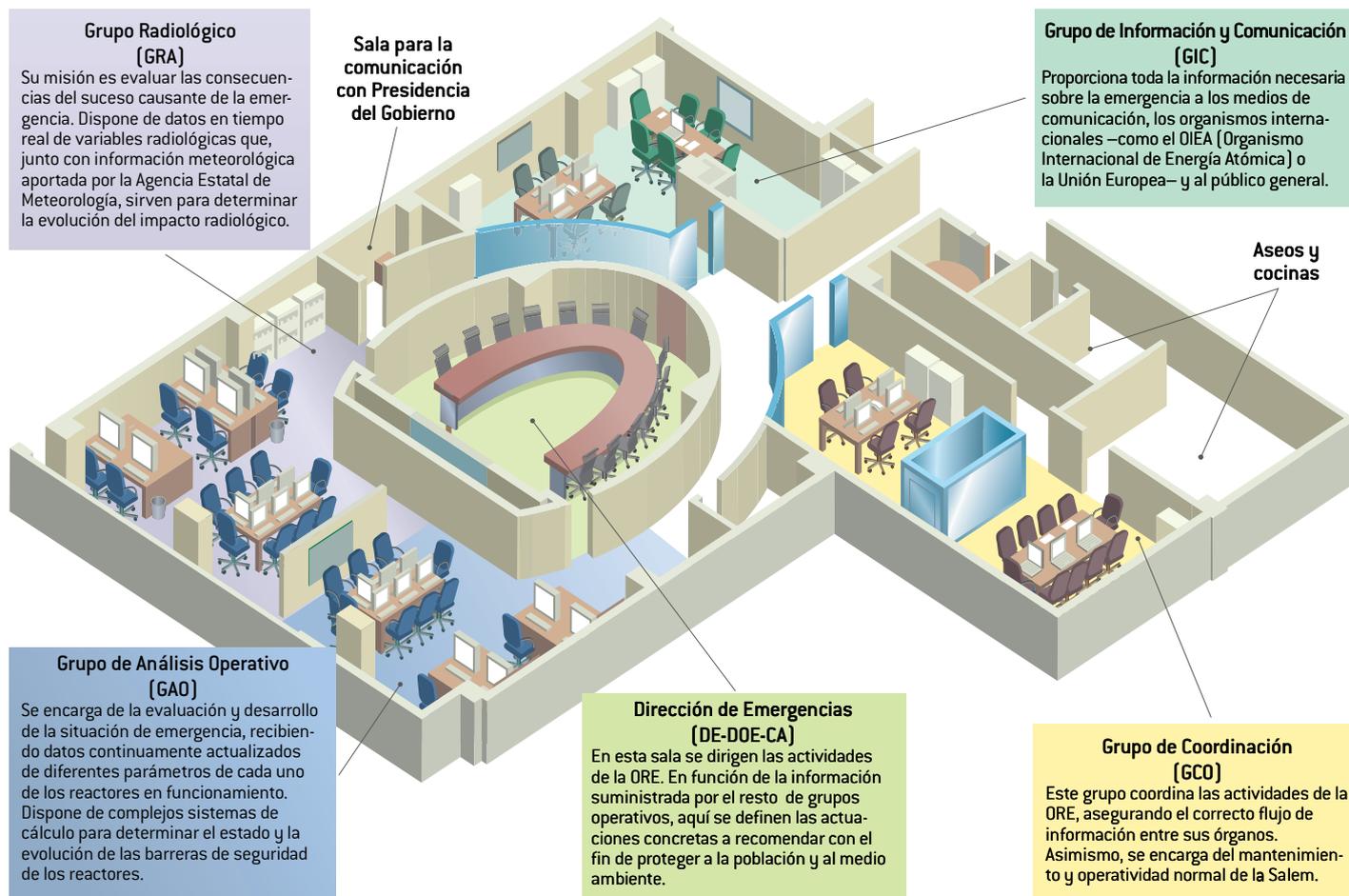
ciones del Gobierno, comunidades autónomas y la Dirección General de Protección Civil y Emergencias.

### Salem

Con una superficie de 400 metros cuadrados y en estado de alerta permanente las 24 horas al día los 365 días del año, la Salem es el lugar donde la estructura humana de la ORE toma las decisiones tras un análisis riguroso de lo que ocurre, realizado con el concurso de los diferentes especialistas. Está distribuida en cinco dependencias y dispone de sistemas de comunicaciones y herramientas de evaluación para conocer la evolución del accidente, el nivel de emergencia que sea preciso activar, sus consecuencias potenciales y las medidas de protección que deben ponerse en práctica en función de la gravedad del suceso.

### Simulacros

Anualmente, el CSN en coordinación con el resto de organismos que participan en la gestión de emergencias (las propias centrales nucleares, comunidades autónomas, subdelegaciones del Gobierno y Protección Civil) organiza simulacros de emergencia para comprobar el correcto funcionamiento de los dispositivos y el entrenamiento del personal. Un hipotético acontecimiento anómalo, el suceso iniciador, evoluciona desfavorablemente tras una serie de fallos concatenados hasta alcanzar la categoría de emergencia. Tras dar la alarma, se constituyen los grupos de emergencia y se activan las comunicaciones, todo con el objetivo de comprobar la capacidad de respuesta, la agilidad de las comunicaciones y de los sistemas de transmisión de datos o la fiabilidad de los métodos de cálculo. 



› Ignacio F. Bayo  
Divulga

Manuel Perlado Martín (Madrid, 1950) se licenció y doctoró en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid, la misma en la cual es actualmente catedrático de Física Nuclear y director de su Instituto de Fusión Nuclear. Ha sido profesor invitado en el Instituto de Ingeniería del Láser de Osaka, científico asociado al CERN y, desde 1987 hasta hoy, investigador invitado del Lawrence Livermore National Laboratory estadounidense. Su labor investigadora se ha centrado en la fusión nuclear inercial por láser, campo en el que ha publicado más de un centenar de artículos científicos en revistas internacionales de impacto y dirigido o participado en numerosos proyectos de investigación, especialmente del Programa Marco Europeo Euratom y del OIEA. Ha ocupado numerosos cargos institucionales y en la actualidad es miembro de Consejo de Gobierno del Comité Internacional del Programa de Fusión Inercial (IFSIA), y representante español en el Comité Consultivo de EURATOM. Además, coordina el Grupo 8 (Seguridad, Medio Ambiente y Tecnología de la Fusión), del proyecto europeo HiPER (High Power Laser Energy Research) puesto en marcha este año.

## “En fusión nuclear el partido todavía se está jugando y no se sabe aún qué tecnología ganará”

**N**os conocimos hace ya casi un cuarto de siglo, cuando organizó, junto a su padre científico y mentor, el hoy catedrático emérito Guillermo Velarde, la IV Conferencia Internacional de Sistemas de Energía Nuclear Emergentes y guió a este periodista en los enrevesados senderos de la fusión nuclear para la realización de un largo reportaje sobre el tema. Aquel encuentro reunió a lo más granado de los especialistas mundiales en confinamiento inercial en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid.

Hoy, el confinamiento inercial, que pretende utilizar decenas o centenas de haces de rayos láser que confluyen en un punto para comprimir y calentar el combustible de la fusión (núcleos de deuterio y tritio, cuya unión genera gigantescas cantidades de energía) apenas asoma por los medios de comunicación, que informan con mucha más abundancia del confinamiento magnético, la otra vía para alcanzar el mismo resultado. Y dentro del confinamiento magnético, la palma se la lleva el sistema *tokamak*, que es el que se empleará en el famoso reactor ITER que se está construyendo en Cadarache (Francia), frente al sistema *stellarator*.

Para recordarnos que el confinamiento inercial no sólo no ha muerto sino que está más vivo que nunca, Manuel Perlado nos habla, con el mismo apasionamiento

de hace 23 años, de la National Ignition Facility (NIF), una gigantesca instalación de rayos láser del Lawrence Livermore National Laboratory estadounidense, que ha empezado sus experimentos este año, y del proyecto HiPER de fusión por láser que Europa ha puesto en marcha y en el que España participa intensamente. Aunque bromeaba ya entonces con que el final del camino para el aprovechamiento energético de la fusión nuclear está siempre en el horizonte, a una distancia constante porque se mueve a medida que avanza la investigación, mantiene un moderado optimismo sobre el futuro, lejano eso sí, porque está convencido de que antes o después la humanidad dará caza al horizonte.

**PREGUNTA:** *Viendo lo que aparece en los medios parece que la fusión nuclear es sólo el confinamiento magnético y el ITER...*

**RESPUESTA:** En sus orígenes no era así. La fusión nuclear no se obtuvo por primera vez por confinamiento magnético, y en usos militares se emplea siempre el confinamiento inercial. La primera idea pues no fue la magnética. Pero sí fue la primera tecnología que salió a la luz con el objetivo de generar energía, que se inicia en los años 50 con Spitzer y los *stellarator* y luego el *tokamak* de Artsimovich y Sajarov; siempre Sajarov que también estuvo en el inicio de la fusión inercial.

**P:** *¿La razón del éxito del modelo tokamak es que es el más sencillo de abordar?*



**R:** Mi opinión es que es el que demostró ser más inteligente al plantear una tecnología posible en aquel momento, en los años 50 y 60. Un *tokamak* necesita imanes superconductores perfectamente elípticos, formas y sistemas sencillos, dicho muy entre comillas claro porque en absoluto son sencillos, pero si comparado con otros sistemas. El *stellarator*, que es la otra opción, necesita unas bobinas muy retorcidas, tremendamente complicadas, con campos brutales. A pesar de los problemas, que sea pulsado o no, interrupciones, escapes del plasma y demás, la gente se lanzó por esa línea y su visibilidad tecnológica sigue siendo mucho mayor que la del *stellarator*. Afortunadamente ha habido gente, como la del Ciemat, que ha apostado por otras líneas, y en España tenemos una maravillosa máquina, el TJII, que es un stellarator. Y se siguen haciendo otros como el de Waldenstein en Alemania y el Large Helical Device (LHD) de Japón, que es el más grande del mundo.

**P:** *No cabe desentenderse de ninguna de las opciones, vamos.*

**R:** Claro, no tiene sentido tirar la toalla en los momentos en los que estamos. Con el *tokamak*, que todavía no se sabe completamente cómo va a ser su ritmo de operaciones, si continuo o pulsado, cómo se va a mantener... tirar la toalla en otras alternativas no tiene sentido.

**P:** *Pero el tokamak es siempre pulsado ¿no?*

**R:** Finalmente debería ser continuo. Ahora mismo, ITER es pulsado, es un sistema de ingeniería más que un reactor, demostrador de algunos de los sistemas. Generará energía con pulsos de mil segundos, luego se parará y al cabo de un ratito arrancará con otro pulso de mil segundos. Es un tiempo largo pero no es continuo. Esos mil segundos es la previsión que hay, pero encuentras optimistas y pesimistas en esto, gente que te dice que va a durar menos y gente que lo sube hasta los dos mil segundos. Pero en definitiva se para, el sistema de ingeniería ITER se para, hacen todas las virguerías que le tengan que hacer y al cabo de un tiempo vuelve a arrancar. Por eso no tiene ningún sistema de rescate de energía. Sería imposible en un sistema de 500 megavatios sin un sistema de refrigeración, porque ITER no lo tiene, que funcionara de forma continua. Al cabo de esos mil segundos se para y la energía se disipa por irradiación, como en un cuerpo negro.

**P:** *¿No hay ningún sistema que recoja esa energía?*

**R:** No, no hay sistema de rescate de energía en ITER.

**P:** *¿En qué forma se genera la energía, calor y neutrones?*

**R:** El calor viene dado por las colisiones de los neutrones y de los rayos X y un poquito por parte de los gamma, que son más importantes desde el punto de vista del blindaje que del de generación de calor. A las partículas cargadas emergentes tratarán de desviarlas ya que podría haber una gran deposición de calor, lo bastante elevada como para fundir el material si dejas que toda esa energía se disipe en una distancia de micras, que es su rango. Los neutrones no preocupan tanto porque se depositan en rangos de centímetros y dejan su energía en un espacio mayor, que es lo que se desea.

**P:** *Pero van activando el material.*

**R:** Eso seguro, el neutrón es el elemento clave de la generación eficiente de energía por fusión, vamos de la que todos queremos como planta de potencia ¡caramba! y de la reproducción de tritio, pero es la parte peligrosa desde el punto de vista de activación y de producir efectos de modificación de las propiedades de los materiales que están en el sistema. Una óptica, por ejemplo, podría empezar a tener puntos oscuros al ser dañada por los neutrones, que impedirían que saliera la luz, y un material estructural deja de ser extremadamente dúctil y pasa a ser frágil, o se hincha o lo que sea, y eso lo hacen los neutrones. Pero sin ellos no habría fusión porque no conocemos otra forma de rescatar la energía generada si no es mediante los neutrones, que cedan su energía a un sistema, un moderador, refrigerante, reproductor de tritio... o todo a la vez.

**P:** *¿Cómo definiría el confinamiento inercial?*

**R:** Es un tipo de confinamiento que trata de conseguir mediante presión llevar la materia a las condiciones de temperatura que se necesitan para que se produzcan las reacciones de fusión, que es de decenas de kiloelectronvoltios, y comprimirla muchísimo para que en un periodo de tiempo muy corto se den esas reacciones y consigas mucha energía. Eso se puede hacer de manera incontrolada, como ocurre en la bomba de hidrógeno, o controlada.

**P:** *Y además hay diferentes sistemas ¿no? La sonoluminiscencia por ejemplo...*

**R:** La sonoluminiscencia es distinta. Sí, es por presión y es una posibilidad de obtener fusión nuclear, pero no está claro que tenga interés energético. Reac-

ciones de fusión nuclear sin interés energético se han conseguido de muchas maneras, incluso aquí en España hace 40 años, acelerando núcleos de deuterio a 30 kiloelectronvoltios y haciéndolos chocar con un blanco de tritio. Lo que pasa es que el número de reacciones que obtienes puede ser de interés para estudiar la física pero no tiene aplicación energética.

**P:** *España empezó a investigar en este campo antes que en el magnético.*

**R:** Si no antes por lo menos sí al mismo tiempo. España empieza a investigar en inercial realmente con pequeños grupos de simulación computacional desde mediados de los 70. En el 76, 77, ya estábamos dándole vueltas a hacer cosas sobre inercial. Comenzó en la Junta de Energía Nuclear (hoy Ciemat), donde Velarde era el director de investigación científica. Era un gran creyente en la fusión y en particular en la inercial, por la simplicidad de la idea, que nace en el momento en que aparece el láser, a principios de los sesenta, e inmediatamente hubo algunas mentes, como Nuckolls, Emmet, Basov... que pensaron que se podía conseguir, por un efecto cohete, comprimir la materia a muy altas densidades hasta provocar la fusión nuclear.

**P:** *La idea clave es generar una implosión.*

**R:** Eso es. Que haya algo que deposita energía, pongamos un láser de un rango de megajulios, en un tiempo de nanosegundos, en una esfera de un milímetro de radio con un miligramo de masa de combustible, de deuterio y tritio, y unas capas exteriores que tienen como fundamento recibir la energía del láser, calentarse, formar gas plasma y expansionarse contra el vacío de tal manera que el resto de la cápsula, que es tu combustible, se comprima hasta las densidades que necesitas.

**P:** *¿De qué material están hechas las capas externas de la esfera?*

**R:** En la versión mas sencilla, el interior es hueco, luego hay una pequeña capa que es criogénica, sólida, de deuterio y tritio, y el cierre es un plástico. Sobre esta base hay muchas variedades, con capas externas de berilio, de tungsteno...

**P:** *¿Que características debe tener esa capa externa?*

**R:** Tiene que ser un gran receptor de energía láser, tener una eficiencia muy alta para captar la energía láser, y luego producir un gran momento, un gran impulso para empujar el combustible hacia el interior y mantenerlo confinado el mayor tiempo posible. Por

eso nosotros ahora estamos estudiando materiales con estructura nanocrystalina, materiales ultraporosos metálicos con esas dos propiedades, que parece que podrían llegar a un mayor grado de compresión, empujan más, generan más presión, y además son capaces de mantener el combustible durante más tiempo comprimido. Hay que tener en cuenta que lo que dura la implosión son unos 200 picosegundos (billonésimas de segundo), y si en lugar de 200 consigues 300 es una gran diferencia.

**P:** *Esto está a nivel teórico bastante desarrollado ¿y en la práctica?*

**R:** A nivel teórico hay muchos números y cálculos muy serios que demuestran que se puede obtener ignición y ganancia. Y si se revisan los láseres que se han construido en Rusia, en Japón, en EEUU... resulta que se llevan 39 años haciendo experiencias desde el rango de los julios hasta los megajulios, y la gente ha ido aprendiendo los mecanismos, resolviendo muchísimas dudas. Y ahora estamos en un momento clave desde el punto de vista experimental, porque acaba de nacer en EEUU el NIF, que empezó a funcionar a pleno rendimiento a finales de febrero y conseguirá liberar 1,8 megajulios de energía en 10 nanosegundos, a través de 192 haces. Tiene una cámara esférica de 10 metros de diámetro, que está hecha de un aluminio especial, donde hay 192 penetraciones, por donde pasan los láseres, y toda una serie de agujeros, por decirlo así, por donde están todos los elementos de diagnóstico. Exactamente igual que ITER, NIF no es una maquina que genere energía eléctrica, sino que está destinada a demostrar que va a multiplicar la energía recibida por un factor de 10 a 30, depende de los optimistas o los pesimistas.

**P:** *¿Hay algún resultado ya?*

**R:** No, ahora lo que están haciendo es ir probando poco a poco, primero con cápsulas sencillas, para ver cómo va funcionando, que la energía corresponde con la prevista y cosas así. Eso es lo que ellos están probando ahora, y también que la iluminación es uniforme, todo aquello que no han podido probar nunca con una potencia así.

**P:** *¿Hasta qué punto debe ser uniforme la iluminación de la esfera?*



*“España está lanzada en el campo de la fusión nuclear”*



## “España podría albergar el sistema láser HiPER, si presenta su candidatura en 2013”

**P:** *¿Es HiPER el siguiente paso tras el NIF?*

**R:** HiPER es la apuesta europea, liderada por los británicos del Rutherford Appleton Lab, en la que España está comprometida como agencia financiadora. Es decir, la bandera española está junto a la italiana, la francesa, la británica y la checa, que son los países que lo financian, con el apoyo de la Unión Europea, porque es un proyecto ESFRI, de grandes infraestructuras europeas. Es la apuesta, la gran apuesta para conseguir un sistema de ingeniería que permita ir hacia el reactor de fusión por confinamiento inercial.

**P:** *¿Qué características tendrá?*

**R:** La primera característica es que la opción que se va a usar para iluminar el blanco, es distinta de lo que hasta ahora se ha utilizado; es lo que llamamos ignición rápida. En la inercial básica, el efecto de calentamiento y el de compresión se producen a la vez, es intrínseco el uno al otro, a pesar de que es muy complicado y se gasta mucha energía. Queremos gastar mucha menos energía y estar seguros de lo que hacemos y la idea es utilizar dos elementos, un láser de menos energía para comprimir, porque para eso no se necesita tanta energía, y otro láser de femtosegundos y de una potencia de petawatios, un tipo de láser que hasta ahora no existía, que lo que haga es abrir un canal en esa materia que se está comprimiendo y caliente justo en el centro, donde interesa calentar, en periodos de tiempo muy cortos.

**P:** *¿Qué problemas plantea?*

**R:** Primero hay que decidir entre distintas ideas. Una es abrir el canal y calentar; otra es inyectar a través de un cono anexo a la cápsula, un haz de electrones que se genera con láseres de femtosegundos hasta el centro, mientras el combustible se está comprimiendo; otra usar un esquema de pulsos que permitan con esos dos tipos de láseres provocar la ignición final mediante un shock; utilizar jets de plasma para conseguir ese efecto... Estas tres o cuatro opciones las va a estudiar HiPER y las están estudiando también laboratorios japoneses, americanos, europe-

os, que tienen proyectos funcionando en Osaka, en Rochester, en Livermore, en Burdeos y están pidiendo dinero para las fases sucesivas. La otra gran peculiaridad de HiPER es desarrollar la tecnología del láser repetitivo. Ahora tenemos láseres de baja eficiencia y no repetitivos y en un futuro podrán hacer repeticiones de cinco a diez veces por segundo y con eficiencias de entre el 12 y el 15%. Láseres de este tipo ya existen, que son lo que se llaman láseres de estado sólido bombeados por diodos, pero a

un nivel de energía de cien julios y yo necesito 200 o 300 kilojulios. Y finalmente HiPER se plantea con la mayor seriedad hasta el momento concentrar los esfuerzos de física e ingeniería en responder a los problemas y requerimientos de una planta demostradora de repetición.

**P:** *¿En qué fase se encuentra el proyecto?*

**R:** Está en fase preparatoria, eso significa que los países asociados tienen cuatro años, que han empezado a contar a principios de 2009, para hacer papeles, diseños y desarrollos teóricos. En el momento en que todo eso esté hecho, ese equipo dirá si se puede construir y habrá un esquema de diseño, de ingeniería, de costes y beneficios, no sólo en el tema energético sino también en física básica. En esa fase previa también cabe el desarrollo de experimentos demostrativos de sistemas. En definitiva, en el 2013 se verá si alguien quiere construirlo. España podría albergarlo si se presenta, aunque quien más está moviendo el tema es el Reino Unido. Los franceses no, porque ahora mismo están construyendo el láser Megajoule, similar al NIF, y tienen el PETAL y otro en Lille...

**P:** *¿Será un proyecto caro?*

**R:** Sí, claro, estamos hablando de 700 u 800 millones de euros, ya se verá cuando se vaya a construir, pero para eso faltan cuatro años y hay que demostrar aún muchas cosas.





**R:** Ese es un tema importante porque conseguir que la iluminación sea uniforme no es fácil. Es cierto que algunos láseres, como el Omega y el GEKKO XII de los japoneses, han probado que más o menos se pueden conseguir iluminaciones con tolerancias admisibles para una implosión buena; pero dicho eso ¿se puede repetir cinco veces por segundo? No lo sabemos. Pero hay otras soluciones, como la que hace NIF. Se trata de que la iluminación sea indirecta y consiste básicamente en que usa un cilindro de nueve por tres milímetros, en cuyo interior está la cápsula, colgada. Lo que hacen es iluminar las paredes de ese cilindro, que están hechas de un material de alta Z, de oro por ejemplo, o wolframio, que cuando lo ilumina el láser se calienta y empieza a emitir rayos X de una temperatura equivalente a 250-300 keV, que son los que de manera uniforme van contra la cápsula. Esto garantiza una iluminación uniforme, pero hace que NIF tenga una pérdida de eficiencia de entre el 15 y el 20%.

**P:** Se esperan resultados dentro de cinco años ¿no es así?

**R:** Ya está habiendo resultados, pero de pequeña energía, los de ganancia energética en cinco años como mucho, sí. NIF ha arrancado, funciona y está cumpliendo las expectativas de llegar a ignición a finales de 2010 con ganancia en el primer armónico de 10 a 30, liberando una energía de 1,8 megajulios, y has-

ta de 60 en el segundo armónico liberando una energía de hasta 4 megajulios, en los siguientes años.

**P:** Pero eso es mucho antes de que ITER pueda ofrecer nada...

**R:** Claro, sin duda. Estamos convencidos de que tal como está yendo la campaña de experimentos se conseguirá; se obtendrá ganancia, más energía de la que pones, pero también hay que decir que no será excesiva, porque el láser que se utiliza tiene una eficiencia del 0,9%. Y hay ya investigaciones muy serias en Japón, EEUU y Europa, a través del proyecto HiPER, que están estudiando láseres con una eficiencia de hasta el 15%, con otro tipo de medios activos y con frecuencias del orden de cinco veces por segundo. El láser que opera NIF es una inmensa máquina en la que van a hacer experimentos de todo tipo, civiles y militares, de física básica de altas densidades, de astrofísica y de otras muchas cosas. Es una máquina que desde muchos puntos de vista es una maravilla, pero desde el punto de vista de eficiencia es una porquería.

**P:** También han puesto en marcha un proyecto con el Ciemat. ¿En qué consiste?

**R:** Con el Ciemat tenemos un proyecto precioso, dentro de la tecnología de la fusión, pero es de carácter general, aplicable a distintas tecnologías, porque existen muchos problemas comunes; hay muchas cosas que nos unen a los de inercial y a los de magnético, como ensayo de materiales avanzados, activación de materiales, control remoto, efectos de partículas cargadas en los materiales,... Se denomina Technofusión, y es una instalación singular española aprobada en febrero de 2007.

**P:** ¿En qué fase se encuentra?

**R:** La Comunidad de Madrid es la que más ha apoyado esta instalación y ahora estamos en el periodo de desarrollo de laboratorios, tras una serie de estudios liderados por el Ciemat y por la Universidad Politécnica de Madrid, en los que también han participado otras universidades madrileñas, la Carlos III, la UNED y la UAM, en aspectos parciales. Se trata de desarrollar tecnologías que sirvan para la fusión en temas como fabricación de materiales especiales, nuevas tecnologías, caracterización de materiales bajo irradiación, tecnologías de metales líquidos, recuperación de energía, robóti-

“

*“El NIF puede conseguir la fusión con ganancia energética en cinco años, mucho antes de que ITER presente resultados”*

”

ca y mantenimiento remoto, materiales de primera pared, que son los que deben recibir el primer impulso de las partículas cargadas, y un gran laboratorio de simulación computacional.

**P:** *¿La recuperación de energía va a ser uno de los puntos clave?*

**R:** Sí. En nuestro caso, la cámara permite que la cápsula esté envuelta en un cilindro perfecto, donde estarán los recuperadores de calor. En principio parece más sencillo que en los demás sistemas, pero eso es lo de menos, es cuestión de desarrollo, de echarle ingeniería al tema.

**P:** *En la cuestión de residuos radiactivos, ¿hay diferencias entre los distintos sistemas de fusión?*

**R:** Será muy distinto el manejo, porque hay que evaluar muchas cosas, los inventarios de tritio, cuanto va a necesitar cada uno. Una cámara de *tokamak* carga un volumen muy grande de tritio, una cámara de inercial es un miligramo, es verdad que se repite cada cinco segundos pero el estudio de inventario de tritio que puedes necesitar en un sistema y en otro puede ser muy distinto. Desde el punto de vista de activación, generación de residuos, si la estructura de los neutrones que llegan es igual y los materiales son los mismos, los flujos serán los mismos y no van a cambiar demasiado. La cuestión pues es el manejo del inventario de tritio. La gente de fusión magnética imagino que tendrá una estrategia para ello: una buena gestión o una reutilización o que las envolturas que recuperan el calor además sean reproductoras, que tengan una capacidad de absorción del tritio muy buena. Esto es algo que está estudiándose ahora precisamente en un proyecto Consolider que lidera el Ciemat y en el que participan ocho o nueve universidades, que cuenta con tres millones de euros, en el que hemos conseguido 18 posiciones doctorales para esas envolturas y que servirán para el futuro reactor DEMO, no para ITER, aunque serán testadas en éste. Es que España está lanzada en el campo de la fusión nuclear.

**P:** *DEMO será el último paso antes del uso comercial de la fusión, ¿puede ser inercial?*

**R:** Un DEMO puede ser cualquiera. Creo que queda un camino bastante largo aún como para tomar una decisión del tipo “solo nos quedamos con una”; incluso podría haber varios demos, en paralelo. El partido se está jugando y no se sabe aún si acabará en empate o quien ganará, si la fusión inercial por láser, la magnética del *tokamak* o la del *stellara-*

*tor*. A mí me encanta la fusión inercial y trabajo en ella, pero el magnético está avanzando, ITER es un monstruo, toda la tecnología que están desarrollando es maravillosa y va a servir para todos. ¿Cuál va a ser más eficaz al final? Yo no lo sé. Y te digo una cosa, cuando veo las previsiones de costes de ITER-DEMO magnético y NIF-HiPER-DEMO inercial no me creo ninguna; no son realistas. Nosotros en inercial no podemos hacer cuentas, pero ellos tampoco...

**P:** *El futuro no está escrito, claro.*

**R:** Es que puede ser muy diferente a todo lo que ahora planteamos. En el Lawrence Livermore National Laboratory han lanzado la idea, llamada Laser Inertial Fusion Energy (LIFE), que alguna vez ya se planteó, que sería ponerle una capa de fisión a la envoltura donde se genera la energía de fusión para que los neutrones que escapan de la fusión produzcan reacciones de fisión y tengan no ya una ganancia 30 sino de 150 o 300. Eso evidentemente en un ciclo de fisión que sea cerrado, claro. Esa idea sería eliminar esa angustia que tenemos de decirle a la sociedad... ¡Sí, podemos!, pero no a otros 50 años sino a 20 años.

**P:** *Pero ese es un terreno resbaladizo ¿no le parece?*

**R:** Bueno, eso se está estudiando, nosotros también hicimos algunas cosas en esa dirección en los 80, y de entrada se está dedicando gente a estudiarlo con algunos becarios del Instituto por en medio, aunque es volver a hablar de temas de híbridos, que como sabes murió con la política de Carter, en los 80, cuando se decidió no hacer ciclo cerrado por la proliferación. Es algo que está en la mesa y si se encuentra alguien que colabore con el Lawrence Livermore podría salir adelante. Tiene la ventaja de que el combustible se gasta hasta el final y que es un sistema subcrítico, *on-off*.

**P:** *Y permite utilizar otros isótopos del uranio.*

**R:** Claro, todo tipo de uranio, y el combustible usado, torio, plutonio, residuos... pero lo importante es cerrar por completo el ciclo: “dígame que cuando saque lo que quede allí no sea nada o sea de vida muy corta, cien años”. Y no lo saque cada año y medio sino que introduzca el combustible y esté actuando durante muchos años. Y luego hay que contestar a la otra pregunta, la proliferación, tienes neutrones que van contra un blanco que es uranio, se produce plutonio y tienes que estar seguro de que no hay distracción posible del mismo... es un problema político más que tecnológico, pero...

## El OIEA nombra a Yukiya Amano director general del organismo

### Celebrado el XXX aniversario de la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias de México

En el marco del XX Congreso de la Sociedad Nuclear Mexicana celebrado entre los días 5 y 8 de julio en Puerto Vallarta (Jalisco), se celebró el trigésimo aniversario del organismo regulador mexicano CNSNS.

En dicho congreso ha participado el consejero del CSN, Francisco Fernández Moreno, que intervino con la conferencia "Novedades Regulatoras en Europa e Iberoamérica", centrada en la nueva Directiva Europea sobre Seguridad Nuclear, las actividades de armonización llevadas a cabo por la asociación de reguladores europeos WENRA y los trabajos del Foro Iberoamericano de reguladores nucleares y radiológicos en el área de seguridad nuclear.

La sesión fue presidida por Juan Eibenschutz, director general de la CNSNS, junto a José Luis Delgado y Miguel Medina, anteriores directores generales del organismo, y Javier Reig en representación de la OCDE/NEA.

El Organismo Internacional de la Energía Atómica eligió en su 53 Conferencia General a un nuevo director general, el japonés Yukiya Amano, que sustituye en el cargo a Mohamed El Baradei, premio Nobel de la Paz, que ha ostentado el cargo durante doce años. Amano, diplomático de 62 años con perfil técnico, fue respaldado por los países industrializados en el proceso de selección y tomará posesión de su nuevo cargo el día 1 de diciembre.

La conferencia, que se celebró en Viena del 14 al 18 de septiembre, reunió a las delegaciones de los 144 Estados miembros del organismo dependiente de Naciones Unidas. La delegación española, por parte del CSN, estuvo compuesta por la presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), Carmen Martínez Ten, la directora técnica de Seguridad Nuclear, el jefe del Gabinete Técnico de la Presidencia y el asesor de Relaciones Internacionales.

En la declaración de España, presentada por el Director General de Política Energética y Minas, Antonio Hernández,

se destacaron las actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, principalmente aquéllas en las que colaboran España y el OIEA, como la conferencia internacional celebrada en Tarragona en febrero de 2009 sobre control y gestión de materiales radiactivos en materiales metálicos y el seminario de intercambio de experiencias sobre las misiones IRRS celebrado en Sevilla.

Por otra parte, la presidenta del Consejo tuvo la oportunidad de participar en otros encuentros durante la Conferencia, entre los que destacan la reunión mantenida con el nuevo presidente del organismo regulador estadounidense, Gregory B. Jaczko, en lo que fue una toma de contacto previa a la cita bilateral que tendrá lugar este otoño en Madrid. También participó en la reunión que mantuvieron los representantes del Foro Iberoamericano con el director adjunto de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica del OIEA, para fomentar el incremento de la cooperación multilateral.



## El CSN asiste al Congreso Nacional de Radioprotección en Francia

En el Congreso organizado por la Sociedad Francesa de Radioprotección, celebrado en Angers durante los días 16 y 18 del pasado mes de junio, se presentaron las últimas novedades desarrolladas en Francia y países francófonos en este campo. La asistencia al Congreso de una delegación del Consejo de Seguridad Nuclear permitió disponer de una visión global de la situación en materia de radioprotección existente en Francia. Además, se mantuvieron encuentros bilaterales con representantes del organismo regulador francés (ASN) con el objetivo de fomentar un buen clima de colaboración.

## La Coordinadora Estatal de Comités de Empresa de Centrales Nucleares visita al CSN

Una delegación del Consejo de Seguridad Nuclear recibió el pasado 17 de junio a representantes de la Coordinadora Estatal de Comités de Empresa de Centrales Nucleares, reunión anual que se celebra dentro del marco de colaboración y puesta en común de la misión del organismo regulador. Los asuntos tratados fueron, entre otros, la formación del personal, las brigadas contra-incendios, la protección radiológica de los trabajadores, los retenes de emergencia y los trabajos "online".

## Celebrada la I reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nacionales

Entre los días 27 y 29 de abril se celebró en Corea del Sur la primera reunión de INRA, a la que asistieron la presidenta del CSN y el jefe de Relaciones Internacionales del Gabinete Técnico de la Presidencia.

En la cita se reunieron los países con más experiencia en el ámbito de la regulación nuclear mundial y trataron temas como el control de fuentes radiactivas en la chatarra, el uso de misiones de revisión de la situación reguladora, IRRS, y el paso de la tecnología analógica a la

digital en centrales nucleares. Además, se acordó redactar una declaración sobre la necesidad de colaborar internacionalmente para reducir las consecuencias radiológicas y económicas de la recepción de material metálico con material radiactivo no identificado. En dicha declaración se pone como ejemplo el protocolo español para detección y control de fuentes radiactivas huérfanas. La próxima reunión de INRA tendrá lugar en noviembre de 2009.



## El CSN participa en las reuniones de los comités de información de las centrales de Ascó y Vandellós II

El CSN participó en las reuniones de los comités de información de las centrales Vandellós II y Ascó, los días 22 y 23 de junio respectivamente. El objetivo de estos encuentros fue informar a las distintas entidades representadas sobre el desarrollo de las actividades relacionadas con la operación de las centrales en su entorno y tratar conjuntamente aquellas cuestiones que resulten de interés común.

Ambas reuniones fueron presididas por los alcaldes de ambas localidades y, en representación del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITyC),

asistió José Manuel Redondo, subdirector adjunto de la Subdirección de Energía Nuclear. Asimismo, los encuentros también contaron con la presencia del subdirector general de Minas de la Generalidad de Cataluña, Francesc Sabio y de representantes de la subdelegación del Gobierno en Tarragona.

En Vandellós y en representación del CSN, el jefe de proyecto de la central, José Miguel Barrado, explicó los últimos resultados del Sistema Integrado de Supervisión de las Centrales (SISC), relativos al cuarto trimestre de 2008. También se ce-

lebró una sesión donde se trató la implantación del nuevo sistema de refrigeración de servicio esenciales denominado "EJ".

En la cita de Ascó, el subdirector de instalaciones nucleares, Javier Zarzuela, informó a los asistentes sobre las actuaciones de supervisión y control realizadas por el CSN a dicha central durante 2008, entre las que destacó los resultados del SISC y la propuesta de apertura de un expediente sancionador a ANAV por las irregularidades descubiertas al analizar todas las circunstancias del incidente de la central en 2008. Finalmente, Zarzuela explicó las líneas de trabajo que el titular ha presentado a requerimiento del CSN a través del

programa de refuerzo organizativo, cultural y técnico (Procura).

Por último, Ignacio Amor, coordinador técnico de Protección Radiológica del organismo regulador, explicó todas las actuaciones que el CSN ha llevado a cabo desde abril del pasado año en relación a la vigilancia radiológica.

En los comités de información, organizados por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, participan los alcaldes de las localidades del entorno de las centrales nucleares, así como representantes de sanidad, enseñanza, sector empresarial y asociaciones de participación ciudadana del municipio cabecera.

## El Congreso recibe el informe radiológico del CSN sobre el suceso de Ascó en 2008

El CSN remitió el 7 de julio al Congreso de los Diputados el informe radiológico final del suceso de liberación de partículas ocurrido en Ascó I (Tarragona) el pasado año. El Pleno del Consejo analizó dicho informe resultante de la evaluación de los aspectos radiológicos y que confirma la ausencia de impacto real en las personas, el alcance limitado de la emisión al exterior y el progreso en la normalización radiológica del emplazamiento.

El informe señala su origen en un incidente operativo ocurrido en noviembre de 2007, en el que se contaminaron los conductos del sistema de ventilación del edificio de combustible al manejar todos radiactivos procedentes de la descontaminación del canal de transferencia de combustible. La emisión de partículas por la chimenea se produjo por el arrastre de la contaminación depositada en los conductos de ventilación del edificio de combustible, compartidos por el sistema normal y el de emergencia, una vez que se puso en marcha el sistema normal no filtrado.

El conocimiento del origen y la actividad emitida, las características de las partículas y su distribución, así como los resultados de los controles radiológicos personales a cerca de 2.500 personas, permiten al informe confirmar la ausencia de impacto radiológico en los trabajadores y en el público.

Como consecuencia del suceso, el titular de la central nuclear de Ascó está llevando a cabo el programa integral Procura, para el refuerzo y mejora de las capacidades organizativas y de gestión, cuyo diseño e implantación han sido aprobados también por el Consejo.

Asimismo, y siguiendo la práctica habitual de verificación en las evaluaciones de impacto radiológico, se mantienen los programas de vigilancia ambiental en el entorno de la central, que fueron reforzados por el suceso, incluyendo mediciones específicas.

La labor del CSN fue avalada por el equipo de expertos que la Comisión Europea envió, en el marco del artículo 35 del Tratado de Euratom, para verificar las actuaciones relacionadas con el suceso.

## El CSN da el visto bueno al Plan Procura

El Plan de Refuerzo Organizativo, Cultural y Técnico (Procura), diseñado por la Asociación Nuclear Ascó-Vandellós (ANAV) para corregir las causas identificadas durante la evaluación del suceso de detección de partículas en Ascó I en 2008 y desarrollar áreas de mejora, fue aprobado por el Consejo de Seguridad Nuclear el pasado ocho de julio.

Procura consta de cinco líneas de actuación (políticas de seguridad; recursos y capacitación; proceso de toma de decisiones; trabajo en equipo y comunicación interdepartamental, y proceso de identificación y resolución de problemas) para fortalecer los aspectos organizativos y de cultura de seguridad. El Plan se integra dentro de los planes de mejora y refuerzo de la organización puesto en marcha por ANAV para el periodo 2009-2013.

El documento, evaluado por las direcciones técnicas de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear del CSN, deberá actualizarse en seis meses conforme avancen las actividades de ANAV para su desarrollo.

## **El CSN y el Instituto de Salud Carlos III presentan el informe preliminar al Comité Consultivo Epidemiológico**

El pasado ocho de julio, el Consejo de Seguridad Nuclear y el Instituto de Salud Carlos III (ISCIII) presentaron al Comité Consultivo del Estudio Epidemiológico el informe preliminar del estudio que ambos organismos han llevado a cabo para analizar el posible efecto del funcionamiento de las instalaciones nucleares, radiactivas y del ciclo del combustible sobre la salud de la población que reside en su proximidad. Además, este estudio también analiza otras zonas en las que no existen instalaciones de este tipo pero sí diferentes niveles de exposición a radiaciones ionizantes de origen natural. Los miembros del Comité se reunirán próximamente para analizar los resultados finales del estudio, que se remitirá posteriormente al Congreso de los Diputados; por último, las conclusiones finales del trabajo se harán públicas. El Comité investigador está integrado por miembros del CSN y el ISCIII así como por representantes de las autoridades sanitarias de las comunidades autónomas implicadas, la Asociación de Municipios en Áreas con Centrales Nucleares (AMAC), UGT y CCOO, organizaciones medioambientales como Greenpeace o Ecológicos en Acción, las empresas titulares (Enresa, Enusa y Unesa) y otros expertos independientes.

## **El Consejo de Seguridad Nuclear participa en el Congreso Nacional de las sociedades españolas de Física Médica y Protección Radiológica.**

El Congreso conjunto organizado por las Sociedades Españolas de Física Médica (SEFM) y de Protección Radiológica (SERP), celebrado entre los días 2 y 5 de junio en Alicante, contó con la participación de más de 600 científicos de todo el mundo para debatir sobre los últimos avances en torno a la instrumentación en radioterapia, dosimetría y los posibles efectos de las radiaciones en la salud. El consejero del CSN, Francisco Fernández Moreno, subrayó durante la inauguración la fructífera colaboración que el CSN mantiene con ambas sociedades y el gran interés de las jornadas, fundamentalmente en lo relacionado con la protección radiológica del paciente, nueva competencia para el organismo regulador.

El Consejo, que también participó con un stand de publicaciones, estuvo representado por una amplia delegación que intervino en las ponencias y debates

sobre temas como la presentación del Foro Técnico que el organismo mantiene con las sociedades profesionales relacionadas con las aplicaciones de las radiaciones ionizantes en el sector médico y los Foros de Enlace para la cooperación con las Unidades Técnicas de Protección Radiológica y con las instalaciones radioactivas industriales. Otro tema fue el control radiológico de las industrias NORM, en las que se procesan materiales que contienen sustancias radioactivas de origen nuclear.

En una de las sesiones, Ignacio Amor, coordinador técnico de Protección Radiológica, anunció la intención de la UE de reunir en una directiva la reglamentación basada en los últimos avances y descubrimientos en materia de protección radiológica de la población, los pacientes, los trabajadores y el medio ambiente.

## **Reuniones de seguimiento de los acuerdos de encomienda con Canarias, País Vasco, Región de Murcia y Galicia**

El pasado 2 de julio se celebró una reunión de la Comisión Mixta de Seguimiento del Acuerdo de Encomienda de Funciones del Consejo de Seguridad Nuclear y la Autonomía de Canarias precedida, el 24 de junio, por la correspondiente al País Vasco, el 23 de junio por la de la Región de Murcia y, por último, el 17 de junio, por la correspondiente a Galicia.

En todas ellas, el acuerdo contempla la inspección y control de las instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría —incluyendo rayos X médicos—, así como la inspección de los servicios de protección radiológica y de los transportes.

En ambas reuniones se analizaron la planificación y actividades a desarrollar

durante el presente año en el ámbito de la encomienda, y se revisaron los criterios de planificación del CSN sobre instalaciones radiactivas y los transportes. Los representantes de las delegaciones fueron, por parte del CSN Juan Carlos Lentijo, director técnico de Protección Radiológica, entre otros, y por parte de las comunidades Carlos González, director general de Industria de la comunidad canaria; Yolanda López, directora de Promoción de Actividades Emprendedoras del País Vasco; José F. Puche, director general de Industria, Energía y Minas de la Región de Murcia; Santiago Villanueva, director general de Emergencias e Interior de la Junta de Galicia. Se valoraron positivamente

las actividades de dichas comunidades autónomas, ya que se ajustan a los criterios establecidos.

En el caso del País Vasco, la reunión sirvió para evaluar las operaciones de las estaciones automáticas de la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental (REA), a través de la cual el CSN mantiene un seguimiento continuo de los valores ambientales de las zonas próximas a las instalaciones nucleares. El Consejo, a través de acuerdos específicos en esta materia, tiene acceso a los datos de estaciones de las redes de varias comunidades autónomas, entre las que se encuentra precisamente el País Vasco.

El objetivo de los acuerdos de encomienda de funciones del CSN es optimizar la ejecución de sus funciones teniendo en cuenta las capacidades de las comunidades autónomas, lo que supone mejorar la prestación del servicio a los administrados y al conjunto de ciudadanos. En este marco y con carácter anual, se establecen comisiones mixtas para el seguimiento institucional de las funciones encomendadas y para velar por el efectivo cumplimiento de los acuerdos suscritos. Aunque no tienen competencias ejecutivas, permiten abordar y dilucidar los temas y problemas que la ejecución del propio convenio de encomienda suscita e impulsar su desarrollo.

#### **XIV Reunión del Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares**

Durante el pasado mes de junio, se celebró en Buenos Aires la XIV reunión plenaria del el Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares (FORO), del que España forma parte junto a Argentina, Brasil, Chile, Cuba, México y Uruguay. Por parte española, la representación estuvo a cargo del responsable de Relaciones Internacionales del Gabinete Técnico de la Presidencia del CSN. La sesión fue inaugurada por

Tomihiro Taniguchi, director general adjunto de seguridad nuclear y protección radiológica del OIEA, que resaltó la importancia regional del FORO y animó a tomar un papel más destacable en Latinoamérica, asistiendo a otros países a que incorporen organismos reguladores para el control de actividades que empleen radiaciones ionizantes. Para Taniguchi, el FORO a través del OIEA, podría ejercer un papel formador en la región.



#### **El CSN recibe a AMAC para presentarles su informe sobre Garoña**

La Asociación de Municipios en Áreas con Centrales Nucleares (AMAC) fue recibida el pasado 18 de junio por la secretaria general del Consejo de Seguridad Nuclear, Purificación Gutiérrez, así como por los directores técnicos de Protección Radiológica y Seguridad Nuclear, Juan Carlos Lentijo e Isabel Mellado, para presentarles de primera mano el informe de renovación de la autorización de explotación de la central nuclear de Garoña. En dicha reunión, los representantes de AMAC fueron informados acerca de el contenido del informe sobre la autorización para la explotación de dicha central para el periodo 2009-2019, que el organismo regulador remitió al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el 5 de junio.

# Aumentos de potencia en centrales nucleares

› **Diego Encinas,**  
Asesor técnico del CSN

› **Fernando Pelayo**  
Coordinador técnico  
de Ingeniería del Núcleo  
del CSN

A lo largo de las últimas décadas, los aumentos de potencia se han revelado como un medio eficaz y fiable para mejorar la capacidad de producción de las centrales nucleares, en especial de las de agua ligera, que se ha traducido en un aumento significativo de la energía eléctrica producida por las instalaciones en operación.

En España ya se dispone de amplia experiencia en aumentos de potencia de diversa magnitud, basados en diferentes principios. En breve plazo, el CSN emitirá los dictámenes técnicos correspondientes a un aumento hasta el 109,5 % de la potencia térmica original en las dos unidades de Almaraz.

Cada nuevo proyecto de aumento de potencia constituye un reto tanto para los explotadores que lo desarrollan e implantan como para el organismo regulador que evalúa sus implicaciones en la seguridad.

## Introducción

Desde los primeros tiempos de la operación comercial de las centrales nucleares, los explotadores se han planteado distintas estrategias y métodos para incrementar su capacidad de generación, lo cual se traduce, en definitiva, en aumentar la potencia producida por el alternador (o generador eléctrico).

En general, un aumento significativo de la potencia eléctrica de generación (que se expresa usualmente en megavatios eléctricos, MWe) lleva aparejado un aumento de la potencia térmica generada en el núcleo del reactor (que se expresa usualmente en megavatios térmicos, MWt).

La potencia eléctrica de generación es un parámetro de diseño que debe interpretarse como un dato aproximado. Su valor preciso en un periodo determinado de la operación de la planta está sometido a variaciones, tanto en función de la temperatura del sumidero de calor de la central (ya se trate de mar, río, embalse, la atmósfera, o una combinación de estos medios) como de diversos factores operativos, entre los que figuran los ajustes de caudales en el circuito secundario, la magnitud de las fugas operacionales o

el estado de limpieza de los cambiadores de calor (en especial, del condensador principal). Todos estos factores influyen en el rendimiento del ciclo termodinámico y, por tanto, en la potencia entregada por el turbogruppo.

Por el contrario, la máxima potencia térmica que puede generar el reactor es un parámetro fijo y, lo que es más importante, constituye uno de los límites operativos fundamentales que se establecen en la autorización de explotación de cada central. No podría ser de otro modo, ya que los análisis de seguridad en que se sustenta la licencia parten de este valor como dato de entrada básico. Este valor suele denominarse máxima potencia térmica autorizada.

Muchas estrategias llevadas a la práctica por las centrales para mejorar su capacidad de generación se traducen en pequeños aumentos de la potencia eléctrica que produce el alternador, sin modificar la potencia térmica generada en el núcleo. Ejemplos de estas estrategias son la sustitución de grandes equipos, como la turbina (sustitución completa o parcial), el alternador, los transformadores principales, el condensador (cambio de los haces tubulares), bom-

bas, cambiadores de calor, etc., por otros de mayor capacidad. También con acciones de menor alcance, tales como mejoras en los sistemas de control de procesos, mantenimiento, limpieza, etc., pueden conseguirse incrementos de potencia apreciables. En general, estos procesos, que inciden sobre el circuito secundario o los equipos eléctricos, no requieren autorización.

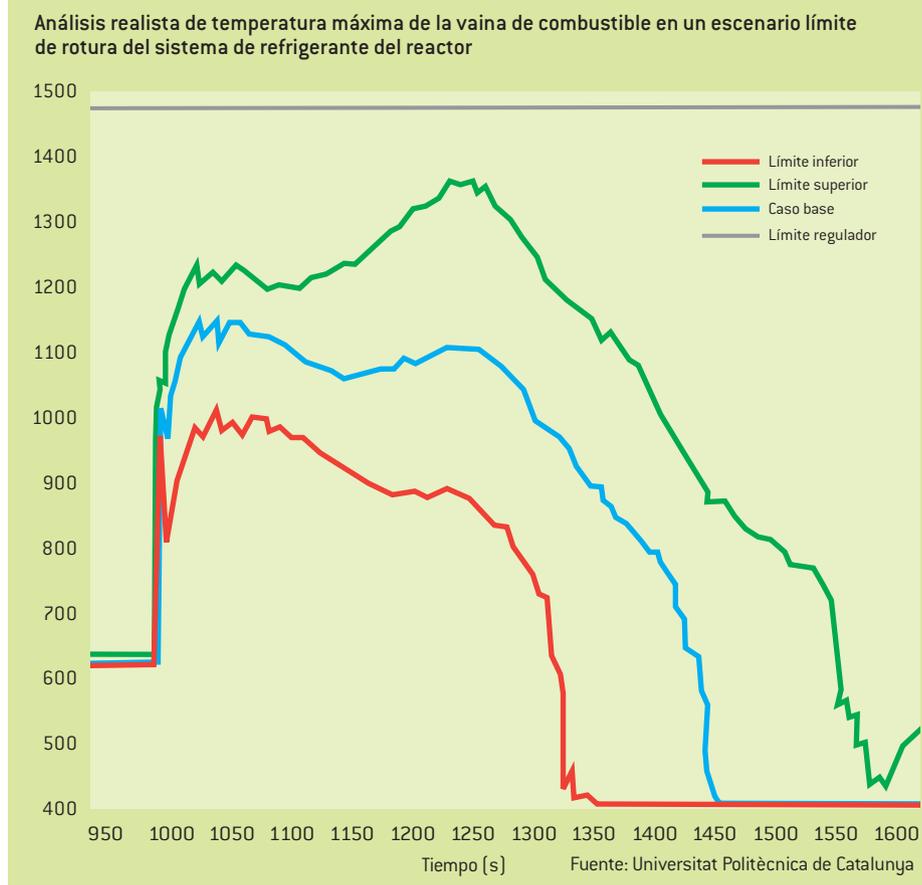
No obstante, los procesos que se denominan *aumentos de potencia* son aquellos que implican un incremento de la máxima potencia térmica autorizada, y, por tanto, requieren autorización. Dicha autorización debe estar fundamentada en una exhaustiva revisión del impacto del cambio en la seguridad de la instalación. A este tipo de procesos nos referimos en lo sucesivo.

### Fundamentos de los aumentos de potencia

Los reactores nucleares comerciales y el sistema nuclear de suministro de vapor asociado, denominado usualmente NSSS (Nuclear Steam Supply System), han sido diseñados con margen suficiente para acomodar las nuevas condiciones de operación asociadas a un incremento de potencia. Dicho margen de diseño es condición necesaria para concebir un aumento de potencia técnica y económicamente viable.

Por otra parte, la evolución en el diseño de los combustibles y en las estrategias de gestión del núcleo, así como los avances y refinamientos en las metodologías y herramientas utilizadas en los análisis de seguridad, unido a las continuas mejoras tecnológicas aplicables a los equipos e instrumentación utilizados en el campo nuclear, han hecho posible aumentos de potencia de otro modo inviábiles.

En primera instancia, para aumentar la potencia térmica generada en un reactor nuclear sin afectar a la duración del ciclo entre recargas, se requiere un



Este tipo de análisis hace uso de códigos de cálculo que reflejan el estado del arte. En su aplicación se hace uso de aproximaciones realistas dentro de un contexto netamente conservador en cuanto a disponibilidad de sistemas y equipos destinados a hacer frente al accidente simulado. La aplicación de este tipo de metodologías lleva consigo un detallado análisis estadístico de incertidumbres. Para la generación de las bandas de incertidumbre se acude a sofisticadas técnicas de muestreo tipo Monte Carlo. La máxima temperatura alcanzada cubre el 95% de la función de distribución de dichos máximos con un nivel de confianza del 95%.

núcleo más reactivo. Para ello se plantean diversas estrategias, tales como incorporar en la recarga mayor proporción de elementos combustibles frescos (más reactivos), combustibles con mayor masa de U y grado de enriquecimiento medio en U-235, así como la incorporación de combustibles de diseño avanzado, diseñados específicamente para trabajar en las nuevas condiciones de potencia del núcleo aumentada. Ello permite la producción de mayor energía térmica, lo que en definitiva se traduce en un aumento de la potencia eléctrica generada. La minimización de la producción de residuos, tanto por sus costes económi-

cos como ambientales, desaconseja el incremento del número de elementos de combustible recargados en cada ciclo como estrategia.

Para acomodar las nuevas condiciones de funcionamiento del NSSS, habitualmente es necesario o conveniente introducir modificaciones en componentes del resto de la central, tanto en los sistemas de conversión de energía (circuito secundario y equipos eléctricos de generación) como en los sistemas de seguridad (salvaguardias tecnológicas y otros). El resultado final del aumento de potencia en términos de potencia eléctrica generada depende de la combinación de las

mejoras incorporadas en el núcleo y el aumento de capacidad introducido en el resto de sistemas y equipos de la central.

Adicionalmente, en ocasiones los aumentos de potencia se hacen coincidir con grandes modificaciones en el NSSS o con la introducción de flexibilidades operativas. Un ejemplo típico del primer caso es un proceso de aumento de potencia simultáneo a la sustitución de los generadores de vapor, en los reactores de agua a presión (PWR). Éste fue el caso del aumento de potencia de las dos unidades de la central nuclear de Ascó, realizados en 1999 y 2000. Un ejemplo que ilustra el segundo caso, típico de un reactor de agua en ebullición (BWR), es el licenciamiento de una extensión del mapa de operación (diagrama potencia térmica – caudal del núcleo) coincidente con un aumento de potencia. Tanto en PWR como en BWR, las mejoras en el diseño de los combustibles y en las metodologías de análisis de núcleo han llevado al alargamiento de los ciclos de operación (hasta 18 y 24 meses respectivamente), procesos de mejora de la eficiencia en la producción que suelen tener lugar en paralelo con los aumentos de potencia.

Existe un consenso a nivel internacional en la clasificación de los aumentos de potencia en tres grandes categorías, en función de sus fundamentos tecnológicos y de la magnitud del incremento de potencia proyectado.

#### Aumentos de potencia por reducción de incertidumbres [Measurement Uncertainty Recapture Power Uprates, MUR]

Se basan en disminuir la incertidumbre asociada al cálculo de la potencia térmica del núcleo, que realiza el ordenador de proceso y en función del cual actúan, cuando se superan los valores límite prefijados, los automatismos de protección (incluida la parada automática del reac-

tor, *scram*) destinados a garantizar la capacidad de parada segura de la planta bajo cualquier condición de accidente postulado. Si se logra garantizar una estimación más precisa de la potencia térmica generada, es decir, si se reduce la incertidumbre de cálculo, es posible operar a un nivel de potencia superior sin reducir el margen de seguridad.

Se trata de un tipo de aumento de potencia basado en un fundamento muy específico, y que, por tanto, constituye en sí mismo un proceso claramente diferenciado del resto.

Un valor típico de la incertidumbre en el cálculo de la potencia térmica para las centrales de agua ligera es el 2%. Por tanto, por este medio no es posible alcanzar aumentos de potencia superiores a dicho porcentaje. De hecho, los incrementos de potencia obtenidos con los MUR se sitúan habitualmente entre el 1,4 y el 1,7%.

La componente dominante en la incertidumbre asociada al cálculo del balance térmico necesario para determinar la potencia térmica corresponde, con gran diferencia, a la incertidumbre en la medida del caudal de agua de alimentación. La instrumentación de caudal utilizada desde el inicio de la operación de las centrales está basada en la caída de presión (por ejemplo, a través de placas con orificios). Utilizando instrumentación de nueva generación basada en otros principios físicos, se logran incertidumbres de medida mucho más bajas (del orden de algunas décimas de tanto por ciento).

Así pues, los MUR se consiguen sin más cambios físicos que la implantación de instrumentación de caudal de agua de alimentación basada en ultrasonidos; en general, se mantiene operativa la instrumentación original, para facilitar la calibración y como respaldo de los caudalímetros de ultrasonidos.

El licenciamiento de los MUR es relativamente simple, debido a que la mayo-

ría de los cálculos de seguridad previos al MUR siguen teniendo plena validez tras el proceso de aumento de potencia. Ello es consecuencia de que el valor de la potencia térmica utilizado en los cálculos no cambia, dado que está afectado por la incertidumbre correspondiente; es decir, aunque el valor real de la potencia térmica aumenta, permanece inalterada la suma del valor calculado más las incertidumbres.

Aunque la magnitud del aumento de potencia alcanzable es limitado en este caso, su relativamente bajo coste de implantación y su sencillo proceso de licenciamiento hacen a los MUR muy atractivos.

En España, seis de las ocho unidades actualmente en operación han realizado un MUR.

#### Aumentos de potencia expandida [Strecht Power Uprates, SPU]

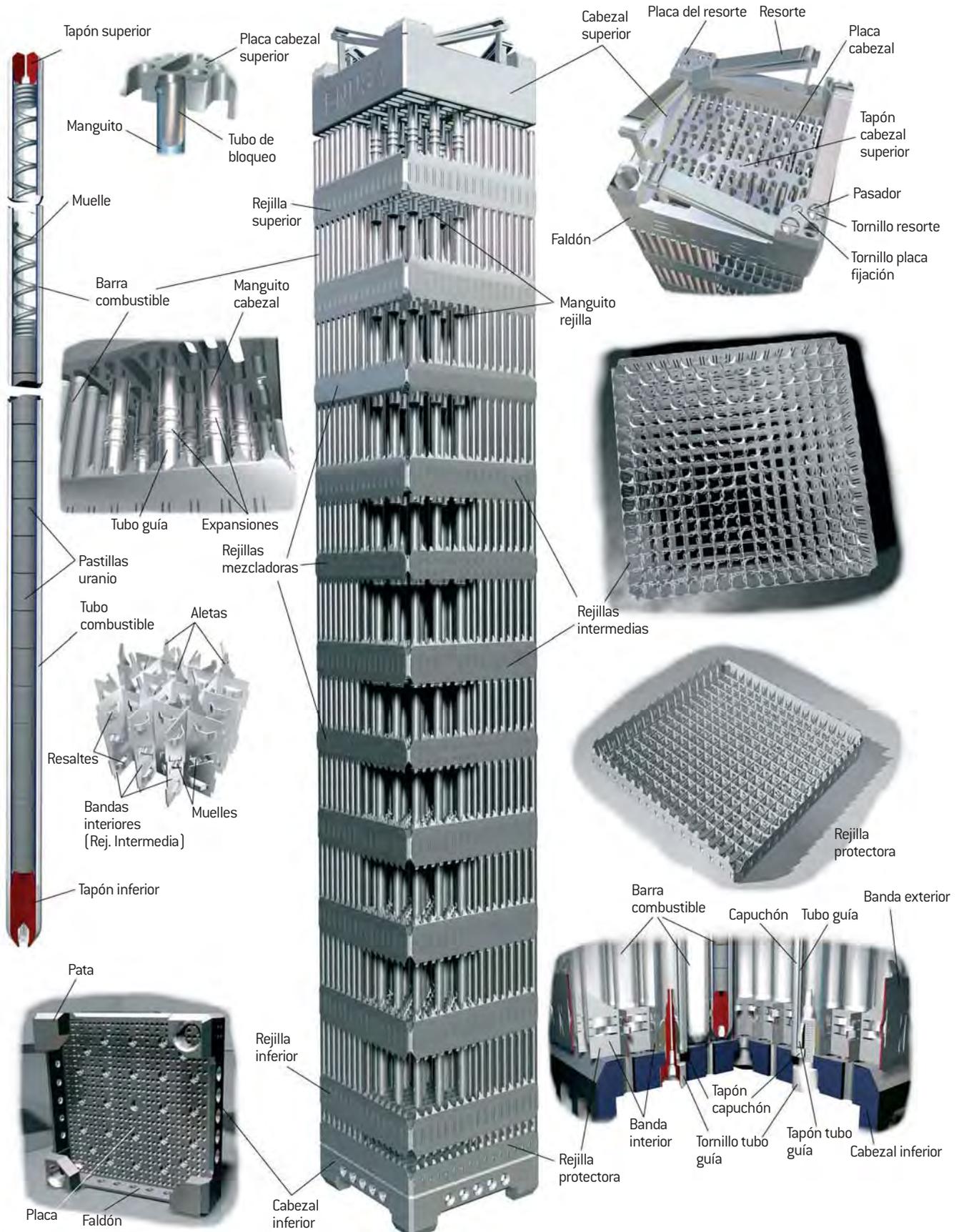
Se trata de aumentos de potencia basados en cargar núcleos más reactivos hasta un nivel de potencia tal que no se requieren grandes modificaciones en los sistemas y equipos de la central para adaptarlos a las nuevas condiciones. En general, sí suele ser necesario o conveniente en estos casos modificar determinados puntos de tarado (*set-points*) de automatismos de control y protección.

Típicamente se habla de un valor del 7% como el aumento máximo de potencia alcanzable mediante un SPU, aunque la magnitud específica para cada central depende del margen de operación disponible en cada caso.

Tanto el proyecto y proceso de implantación, que incluye un programa de pruebas, como la evaluación de la seguridad de un SPU son procesos de notable complejidad, que conllevan importantes cargas de trabajo por parte de los explotadores, sus organizaciones de apoyo y los organismos reguladores.

En España se han aprobado SPU en las centrales nucleares de Cofrentes y Vandellós II.

**Ejemplo de elemento combustible adecuado para operar en condiciones de aumento de potencia.**



Aumentos de potencia extendida (Extended Power Uprates, EPU)

Son aumentos de potencia conceptualmente idénticos a los SPU, pero de mayor magnitud, lo que hace necesario introducir modificaciones importantes en buena parte de los grandes equipos de conversión de energía y en los equipos eléctricos de generación.

Se ha establecido el 20% como el valor típico de máximo aumento de potencia alcanzable a través de un EPU. No obstante, el récord mundial lo ostentan las unidades I y II de la central finlandesa de Olkiluoto, que operan al 125 % de la potencia térmica original.

Como es natural, el proyecto y la evaluación de un EPU entrañan aún mayor complejidad y requieren mayores recursos que los correspondientes a un SPU.

En España se han llevado a cabo tres EPU, en las dos unidades de la central nuclear de Ascó y en la de Cofrentes, siendo el más significativo el realizado en esta última, con un aumento de potencia hasta alcanzar el 110 % de la potencia térmica original. La máxima potencia térmica autorizada actualmente en esta central corresponde al 111,85% de la original, después del MUR que se llevó a cabo en 2003.<sup>1</sup> Con todo ello, en la actualidad Cofrentes es la central española que más ha aumentado su capacidad de generación, y por eso ha llegado a ser el reactor de mayor potencia en España.

Adicionalmente, está prevista a corto plazo la autorización de un EPU hasta el 109,5% de la potencia térmica original a cada una de las unidades de la central nuclear de Almaraz (la unidad 1 en 2009, y la unidad 2 en 2010).

### Situación en España y en el mundo

Para disponer de una panorámica general del estatus actual de los procesos de aumento de potencia en el parque nuclear español y a nivel internacional, resulta de interés revisar algunos datos.

Desde que, hace ya más de 30 años, en Estados Unidos el organismo regulador (actualmente denominado Nuclear Regulatory Commission, NRC) aprobó el primer aumento de potencia en las dos unidades de la central de Calvert Cliffs, hasta el 105,5 % de la potencia térmica original en ambos casos, en ese país se han ido autorizando múltiples aumentos de potencia a un ritmo constante, que aún hoy se mantiene. En 1998 la NRC autorizó el primer EPU (Monticello, 106,3%), y en 1999 el primer MUR (Comanche Peak-2, 101%). Actualmente se han autorizado más de 120 aumentos de potencia en Estados Unidos, superándose los 16.000 MWt de incremento total (lo que, en términos de producción de electricidad, equivale, aproximadamente, a seis centrales del tamaño de una unidad de Almaraz).

En el resto del mundo, existe una tendencia general a incorporar las subidas de potencia en las estrategias de gestión de las centrales nucleares. No obstante, países tan representativos como Japón y Francia no han implantado esta estrategia hasta la fecha. En general, en los países que han optado por subir la potencia de sus centrales nucleares, el número y magnitud de los aumentos de potencia autorizados es significativo y, en términos relativos, equivalente.

En nuestro país, tras la temprana y modesta experiencia del SPU al 102% en la central nuclear de Cofrentes, autorizada en 1988, las restantes autorizaciones de aumentos de potencia hasta la fecha se produjeron entre 1998 y 2004. Dichas autorizaciones, 12 en total, corresponden a seis de las ocho centrales actualmente en operación, incluyendo procesos de las tres categorías (MUR, SPU y EPU).

En la figura adjunta se observa el incremento progresivo en términos de potencia térmica autorizada. En cuanto al aumento en la capacidad de generación eléctrica resultante de estos procesos es de 598 MWe<sup>2</sup>, a los que se sumará el re-

sultado de los EPU programados para Almaraz en 2009 y 2010.

En términos relativos, tanto el número de aumentos de potencia autorizados como el incremento total de potencia derivado de estos procesos son muy similares a los correspondientes a Estados Unidos.

En resumen, puede decirse que tanto en España como en el resto del mundo se ha aprobado un número muy significativo de aumentos de potencia, encuadrados en las tres categorías. Atendiendo al número de solicitudes presentadas, puede afirmarse que actualmente se mantiene la tendencia en cuanto a nuevos procesos de aumento de potencia, con un ritmo a nivel mundial comparable al de épocas anteriores. El margen de capacidad del parque de centrales nucleares en operación para acomodar aumentos de potencia adicionales es aún muy significativo. Por otra parte, las crecientes dificultades para lograr la autorización de nuevos emplazamientos nucleares en la mayoría de los países incentivan estos procesos.

Es importante poner de manifiesto que la experiencia operativa asociada a los aumentos de potencia, tanto en España como en el resto del mundo, es considerada muy favorable, dada la baja frecuencia de incidentes o problemas achacables a las nuevas condiciones resultantes de los aumentos de potencia.

### Proceso de aumento de potencia

En líneas generales, el proceso de implantación de un aumento de potencia del tipo SPU o EPU, desde su concepción hasta la operación de la planta al nuevo nivel de potencia autorizado, consta de cuatro etapas:

—Realización de los estudios de viabilidad técnica y económica, para determinar si el aumento de potencia es técnicamente viable y la relación coste/beneficio previsible justifica su implantación.

—Realización de la evaluación detallada y del proyecto de modificaciones de diseño asociadas. Incluye los estudios de detalle de la capacidad de sistemas, equipos y componentes para la operación en las condiciones derivadas del aumento de potencia, así como la especificación de las modificaciones requeridas en sistemas y equipos.

Todas las disciplinas técnicas asociadas a la explotación de las centrales están involucradas en este proyecto, que requiere en su preparación de un fuerte apoyo externo a la organización del explotador de la planta. Las actividades en este proceso se pueden agrupar en las áreas de: ingeniería del núcleo, ingeniería del NSSS, ingenierías mecánica, eléctrica y de instrumentación y control, ingeniería de protección radiológica y química, ingeniería de seguridad y elaboración del plan de pruebas. Es obvio que la adecuada coordinación de estas actividades constituye un factor clave para asegurar el éxito del proyecto.

—Elaboración del informe de licenciamiento. Recopila los estudios realizados para justificar que la operación en las condiciones derivadas del aumento de potencia cumplirá todos los requisitos de seguridad exigibles a la planta, manteniendo márgenes de seguridad adecuados; incluye además las propuestas de modificaciones a los documentos oficiales de explotación (básicamente, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento y el Estudio de Seguridad), asociadas al proceso. Este informe y los estudios que lo soportan se elaboran de acuerdo con metodologías estándar utilizadas a escala internacional.

El informe se somete a la aprobación del organismo regulador como documentación básica de licenciamiento del aumento de potencia. La aprobación del informe de licenciamiento no implica la

autorización del aumento de potencia, ya que dicha autorización está condicionada a la ejecución y obtención de resultados satisfactorios en el programa de pruebas.

—Implantación de las modificaciones, ejecución del programa de pruebas y aprobación definitiva. Una vez obtenida la aprobación reguladora a la documentación de licenciamiento, se ejecutan las modificaciones de diseño previstas (habitualmente, durante una parada de recarga de combustible de la central, si bien parte de las modificaciones se pueden implantar durante la operación a potencia y, en grandes aumentos de potencia, puede ser necesario o conveniente escalonar la ejecución de las modificaciones en más de una parada de recarga).

En el proceso de arranque de la central tras la parada se ejecuta la mayor parte del programa de pruebas, si bien algunas pruebas pueden o deben ejecutarse con la central parada o en condiciones

de operación normal a potencia. Dicho programa se desarrolla de manera escalonada, a través de paquetes de pruebas que se repiten a diferentes niveles de potencia térmica (desde valores intermedios hasta la máxima potencia autorizada) y, finalmente, a un nivel superior a dicha potencia máxima autorizada, para lo cual se sitúa la planta en un nivel de potencia representativo de la potencia aumentada (sólo se permite durante el tiempo necesario para realizar las pruebas). Por último, en grandes aumentos de potencia puede ser requerida la realización de alguna prueba del tipo denominado gran transitorio (por ejemplo, prueba de aislamiento completo de vapor principal), partiendo de condiciones de operación representativas de la potencia aumentada.

El organismo regulador establece un programa de seguimiento e inspección del programa de pruebas. En el caso del CSN, además, es práctica habitual definir un conjunto de pruebas de represen-

### **Los aumentos de potencia térmica entregada al grupo turbogenerador tienen básicamente tres orígenes:**

1. Incremento de la potencia nuclear generada con origen en la reducción de incertidumbres de su cálculo. Dado que la máxima potencia considerada en los análisis de accidentes se mantiene inalterada, no afecta de modo apreciable a los márgenes de seguridad.
2. Incremento de potencia nuclear superior a la máxima reducción de incertidumbres de su cálculo [2%]. En este caso los márgenes de seguridad se ven afectados, por lo que puede ser necesario hacer uso de metodologías de cálculo realistas con tratamiento de incertidumbres y modificaciones en sistemas que permitan recuperar margen.
3. Mejora del rendimiento del ciclo termodinámico. El rendimiento del ciclo es indicativo de la fracción de la energía térmica generada que es convertida en energía mecánica y por tanto susceptible de ser transformada mediante el alternador en energía eléctrica. El rendimiento óptimo será aquel que maximice la fracción de energía térmica generada que es transformada en mecánica. Dado que la potencia nuclear no se ve afectada el impacto en los márgenes de seguridad es mínimo.

tación oficial, entre cuyos requisitos se establece la obligación de que se realicen en presencia de inspectores del organismo. Tras la ejecución del programa de pruebas, se elabora el informe correspondiente, donde debe concluirse el correcto funcionamiento y respuesta adecuada de los sistemas de la central, que se somete a la aprobación del organismo regulador. Una vez obtenida ésta concluye el proceso de autorización y la planta puede operar con la nueva máxima potencia térmica autorizada.

Sólo con esta presentación esquemática del proceso se ponen de manifiesto las dimensiones de los recursos humanos y económicos necesarios para desarrollar un aumento de potencia, así como el esfuerzo de evaluación requerido por parte del organismo regulador.

En cuanto a las inversiones aparejadas a un aumento de potencia, obviamente las cantidades son muy variables en función de la magnitud del incremento de potencia y de las modificaciones asociadas. Se manejan cantidades que van de uno a más de sesenta millones de euros.

Para tratar de ilustrar de alguna manera lo concerniente a los recursos humanos necesarios, se dan a continuación algunos datos correspondientes al único EPU autorizado en España hasta la fecha (Cofrentes, 2002). La duración del proceso, incluyendo las cuatro etapas mencionadas, fue de 6,5 años. La implantación de las modificaciones de diseño abarcó dos paradas de recarga, además de las modificaciones que se realizaron a ritmo continuo *on-line*. En la elaboración del proyecto y otras actividades del proceso, además de la central y la organización de soporte a la explotación de la planta, participó un gran número de empresas de ingeniería nacionales y extranjeras, destacando entre ellas Iberinco, Empresarios Agrupados, la estadounidense General Electric y la sueca ABB. Se

elaboraron más de 1.500 documentos sobre el proyecto y se generaron 3,5 Giga-bytes de información.

En cuanto al proceso de licenciamiento, se extendió a lo largo de 16 meses (18 meses incluyendo el periodo de pruebas), habiéndose generado 32 peticiones de información adicional, 35 informes de evaluación, dos instrucciones técnicas y 12 inspecciones por parte del CSN<sup>3</sup>.

### **Evaluación de un aumento de potencia**

A nivel conceptual, puede decirse que la evaluación de un aumento de potencia consiste en demostrar que la nueva configuración de la central resultante del proceso de aumento de potencia continúa cumpliendo los requisitos de seguridad establecidos en la normativa aplicable y, por tanto, no implica riesgos adicionales para la salud de las personas y el medio ambiente.

La evaluación podría asimilarse a un replanteamiento del “sistema de ecuaciones” que define las condiciones de seguridad de la instalación, con una buena parte de los datos de entrada ligeramente modificados. Para resolver de nuevo este sistema de ecuaciones, evidentemente es necesario contemplar todas las modificaciones de los datos de forma integrada; además, generalmente se dispone de nuevos métodos para resolver el problema.

Entre los datos de entrada que se modifican, obviamente el principal es la potencia térmica del núcleo. El aumento de la potencia implica, además de un cambio en la configuración del núcleo del reactor, una modificación en los valores de las variables termodinámicas del sistema de refrigeración del reactor, y, consecuentemente, en los de los sistemas de conversión de energía. También el comportamiento de los sistemas de seguridad se ve afectado, al variar las condiciones iniciales en el núcleo y en el sistema de

refrigeración del reactor aplicables a los análisis de accidentes. Desde este punto de vista, la resolución del problema debiera llevar a resultados peores que los obtenidos antes del aumento de potencia, dado que la central va a operar, en definitiva, con mayor densidad de potencia y con una mayor carga térmica a evacuar. Pero existen otros factores que tienden a equilibrar esta realidad.

En primer lugar, hay que tener en cuenta todas las modificaciones previstas en la planta para acomodar el aumento de potencia. Las mejoras y aumentos de capacidad previstos en los sistemas de seguridad, junto con los de los sistemas de conversión de energía, se traducen en otro grupo de cambios en los datos de entrada, que en este caso contribuyen a mejorar los resultados. Junto con estas modificaciones de la planta, también es preciso introducir en nuestro sistema de ecuaciones todos los cambios proyectados que afectan a los sistemas de instrumentación y control, con impacto tanto en los automatismos de protección o limitación como en los sistemas de control de procesos.

Por otra parte, diversos análisis que soportan los aumentos de potencia llevan asociados importantes cambios en las metodologías de análisis y en las herramientas de cálculo. Ello es consecuencia del continuo avance que se produce en el campo nuclear en cuanto a conocimiento de fenomenologías y desarrollo de métodos de cálculo, basados cada vez más en aproximaciones realistas (*best-estimated*), frente a los tradicionales métodos y modelos conservadores. La incorporación de estas novedades en los procesos de aumento de potencia se justifica tanto por la necesidad de compensar la pérdida de márgenes de seguridad inherente al propio concepto de aumento de potencia como por la conveniencia de asimilar e implantar métodos y herramientas más avanzados en los análisis de seguridad de



Generador de la central nuclear de Cofrentes.

la central. Éste es otro factor que tiende a mejorar los resultados del problema.

Por lo expuesto, no debe sorprendernos que, finalmente, de un proceso de aumento de potencia resulten mayores márgenes de seguridad en determinados análisis que los anteriores al proceso.

El proceso de evaluación de la seguridad que hasta aquí se ha presentado mediante el símil del sistema de ecuaciones consiste, en la práctica, en la realización y revisión de un complejo entramado de análisis relacionados entre sí, que abarcan la práctica totalidad de las disciplinas técnicas relacionadas con la seguridad.

Para canalizar adecuadamente los distintos elementos del proceso y garantizar la completitud y coherencia de la revisión de seguridad, se han desarrollado una serie de estándares de aplica-

ción genérica que, a lo largo de las décadas de experiencia acumulada en este tipo de procesos, se han consolidado y han demostrado plenamente su validez. Actualmente, estos estándares constituyen guías indispensables en el licenciamiento de cada nuevo aumento de potencia. En el caso español, tanto los explotadores, en sus informes de licenciamiento, como el CSN, en su proceso de evaluación, han utilizado como referencias básicas las guías genéricas aplicables desarrolladas por los suministradores de la tecnología de las centrales que han solicitado aumentos de potencia (Westinghouse y General Electric), aprobadas por la NRC, así como las propias guías de evaluación de la NRC. Adicionalmente, es práctica habitual del CSN elaborar una guía de evaluación es-

pecífica aplicable a cada proceso de aumento de potencia específico.

En general, la evaluación por parte del CSN de un SPU o un EPU cubre las siguientes áreas de evaluación:

- Ingeniería del núcleo: combustible y análisis de transitorios y accidentes.
- Integridad de la vasija del reactor y componentes asociados.
- Diseño mecánico y estructural de sistemas y componentes.
- Diseño de estructuras.
- Sistemas nucleares.
- Modificaciones y análisis de la respuesta de la contención.
- Sistemas auxiliares.
- Sistemas eléctricos.
- Sistemas de instrumentación y control.
- Calificación ambiental de equipos.
- Sistemas de tratamiento de efluentes

líquidos y gaseosos y evaluación de las dosis al público en operación normal.

—Análisis de consecuencias radiológicas de accidentes.

—Fuentes de radiación y niveles de radiación.

—Impacto en el Análisis Probabilista de Seguridad (APS nivel 1 y APS nivel 2).

—Formación y entrenamiento del personal.

—Garantía de calidad del proyecto.

—Programa de pruebas.

Ello requiere el concurso de especialistas de, al menos, diez áreas técnicas del CSN.

Tras la experiencia acumulada en los procesos de aumento de potencia MUR, SPU y EPU autorizados puede afirmarse que el CSN cuenta con un bagaje importante en cuanto a evaluación de aumentos de potencia, que se enriquece y respalda con una activa participación en actividades de carácter internacional relacionadas con el tema, como seminarios, cursos e intercambios bilaterales, entre otras.

### **Implicaciones en la seguridad**

A nivel general, la autorización de los aumentos de potencia plantea tres cuestiones en cuanto a su impacto en la operación segura de las centrales: potencial reducción de los márgenes de seguridad, potencial aumento del riesgo de la instalación y potenciales efectos adversos de las condiciones de servicio derivadas del aumento de potencia sobre la integridad de los equipos.

En cuanto a los márgenes de seguridad, la reducción derivada del propio efecto del aumento de potencia se contrarresta, en parte o completamente, con las mejoras de capacidad asociadas a los cambios de diseño incorporados, junto con la utilización de métodos y herramientas de análisis avanzados, según se ha señalado anteriormente.

El impacto de los aumentos de potencia en el riesgo de las instalaciones,

cuantificado mediante los análisis probabilistas de seguridad, ha sido objeto de numerosos estudios<sup>4</sup>. La conclusión generalizada de estos trabajos es que dicho impacto en el riesgo es muy limitado; en general, puede afirmarse que no es significativo. Un resultado de interés es la reducción del tiempo disponible para ejecutar algunas acciones manuales establecidas en los procedimientos de operación en emergencia, aspecto que debe tenerse en cuenta en los procesos de revisión, formación y entrenamiento, entre otros, asociados a estos procedimientos.

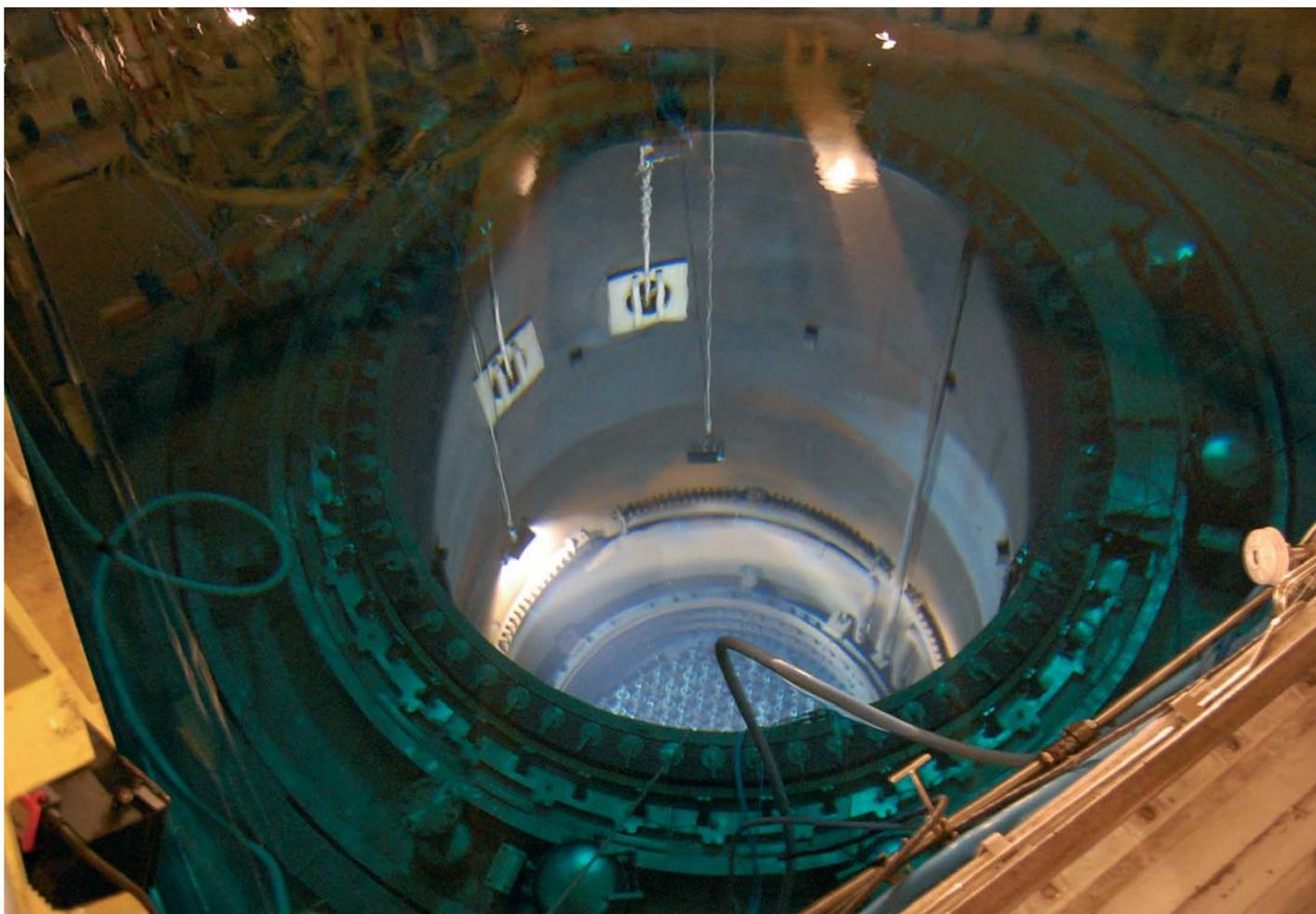
Por último, en lo relativo al impacto de las nuevas condiciones de operación, más exigentes, en cuanto a caudal, presión y/o temperatura, sobre determinados equipos, se concluye que los aumentos de potencia podrían tener un impacto limitado sobre la vida útil de algunos equipos. En este sentido, un problema específico de los reactores BWR cuya relación con los aumentos de potencia parece clara es la aparición de grietas en los secadores de vapor, componentes internos de la vasija del reactor. Cofrentes es una de las centrales donde, después del EPU y el MUR autorizados en 2002 y 2003 respectivamente, se detectó este problema, posteriormente solucionado. Ya se han adoptado, a nivel internacional, medidas adecuadas para el seguimiento, control y mitigación de este problema.

También se han detectado algunos problemas, incidencias operativas y puntos de interés relacionados con los procesos de implantación de aumentos de potencia (en ningún caso con consecuencias graves), de los cuales se han extraído las lecciones aprendidas necesarias para que no se repitan en el futuro. Las causas de estas incidencias son variadas y están relacionadas habitualmente con errores en la ejecución o implantación de las modificaciones de diseño asociadas al aumento de potencia, o con pequeños

desajustes en los sistemas para adaptarse adecuadamente a las nuevas condiciones de operación. Por su número e importancia limitados, puede considerarse que se trata del tipo de problemas asociados a cualquier proceso de modificación de gran alcance. En este sentido, la reciente implantación del sistema integrado de supervisión de centrales nucleares (SISC),<sup>5</sup> así como los requisitos de análisis de experiencia operativa y de notificación de sucesos, suponen unas potentes herramientas de las que se vale el CSN en su función de supervisión para verificar la seguridad en la operación de las centrales nucleares, y que deben permitir discriminar de modo riguroso el impacto real de una subida de potencia.

Muchas eran las dudas y preocupaciones que se planteaban en los primeros tiempos en relación con las potenciales implicaciones de los procesos de aumento de potencia en la operación segura de las centrales. Actualmente, se puede asegurar que la ya dilatada y positiva experiencia operativa acumulada ha disipado dudas sobre la posibilidad de aparición de nuevos problemas no previstos. La experiencia en España corrobora estas conclusiones obtenidas a nivel mundial. En este tema, al igual que en cualquier aspecto de la seguridad de las instalaciones, ha sido y es fundamental el intercambio de información entre explotadores y reguladores y entre los países donde se han licenciado aumentos de potencia o tienen intención de embarcarse en este proceso. En este sentido es de destacar el papel desempeñado por el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA) como foro de análisis y formación en la materia, habiendo solicitado los servicios del CSN en dichas actividades.

Para finalizar, es interesante poner de manifiesto que los aumentos de potencia también conllevan algunas implicacio-



Núcleo del reactor de la central nuclear de Cofrentes.

nes favorables desde el punto de vista de la seguridad. Entre éstas, cabe señalar la modernización de las instalaciones que llevan aparejados estos procesos, tanto en cuanto al *hardware* como en lo que concierne a los métodos y herramientas de diseño y análisis de seguridad, así como la revisión completa del diseño de la central que supone este tipo de proyectos y que, además, obliga a profundizar en el

conocimiento de la planta y a identificar elementos críticos, potenciales problemas y puntos débiles. Desde el lado regulador, son obvios también los beneficios en cuanto a la oportunidad de puesta en práctica de los conocimientos adquiridos a lo largo del tiempo y que han permitido acometer procesos de licenciamiento de estas características en las mejores condiciones, así como posibili-

tar el aprendizaje inherente a los mismos. En el caso concreto del CSN, no debemos olvidar que la gran mayoría de los expertos que configuran el cuerpo técnico no han participado, por razones de edad, en ningún proceso de puesta en marcha de una central nuclear; y la implantación de un aumento de potencia es, por así decirlo, lo más parecido a una puesta en marcha. ©

#### Notas

- [1] La magnitud relativa del MUR de la central nuclear de Cofrentes es por tanto:  $(111,85 - 110) / 110 = 1,68 \%$ .
- [2] Este valor corresponde al aumento de la capacidad de generación del parque nuclear español por mejoras en el rendimiento desde el inicio de la operación comercial de cada unidad; ello quiere decir que, aparte de lo resultante de los aumentos de potencia, en este valor se incluyen los resultados de otros procesos de mejora de la capacidad de generación que no han requerido autorización.

- [3] Estas cifras sólo incluyen lo concerniente al proceso de autorización de la documentación de licenciamiento; es decir, no incluyen todo lo relacionado con el programa de pruebas.
- [4] El impacto de un aumento de potencia en el APS de la central se evalúa, además, dentro de los análisis de seguridad requeridos para la autorización del aumento de potencia.
- [5] Ver nº 43 (IV trimestre 2007) de la revista *Seguridad Nuclear*.

# Directiva 2009/71/Euratom del Consejo de la Unión Europea

› José Luis Butragueño  
Coordinador Técnico  
de la Secretaría General  
del CSN

Con fecha 25 de junio de 2009, el Diario Oficial de la Unión Europea publicó el texto de la Directiva 2009/71 por la que se establece un marco comunitario para la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares.

La Directiva es el resultado final de un proceso largo y lento, como es habitual en el desarrollo de los textos legislativos que tienen que superar los 27 puntos de vista diferentes de los 27 Estados miembro.

El tratado Euratom, que data de 1957, se preocupó de hacer referencia a la necesidad de la protección radiológica de la población y de los trabajadores frente a los riesgos de las radiaciones ionizantes. Esta preocupación quedó plasmada en la Directiva 96/29/Euratom del Consejo, de 13 de mayo de 1996, 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.

Anteriormente, la Decisión 87/600/Euratom del Consejo, de 14 de diciembre de 1987, se ocupó del intercambio rápido de información en caso de situaciones de emergencia radiológica, y la Directiva 89/618/Euratom del Consejo, de 27 de noviembre de 1989, se ocupó de la información a la población sobre las medidas de protección sanitaria aplicables y el comportamiento a seguir en caso de emergencias radiológicas.

La cita de estos documentos tiene la intención de hacer ver que, mientras la protección radiológica, llamada sistemáticamente protección sanitaria, ha sido objetivo de abundante atención por la UE, no ha sido éste el caso de la seguridad nuclear.

Un primer intento, en 2003 y 2004, por desarrollar lo que se dio en llamar “el

paquete nuclear”, fuertemente impulsado por la comisaria Loyola de Palacios, no tuvo éxito. La iniciativa no prosperó y el tema quedó relegado hasta nueva ocasión.

En julio de 2007 se creó un grupo de alto nivel, posteriormente denominado Grupo Europeo de Reguladores de Seguridad Nuclear (ENSREG), formado por los principales responsables de los organismos de seguridad de los Estados miembro, para asesorar al Consejo sobre seguridad nuclear y gestión del combustible gastado.

La Comisión, tras numerosas y extensas consultas a los grupos involucrados en este proceso, inició el proceso de redacción de la Directiva considerando las circunstancias que aconsejaban reiniciar este proceso:

—La reactivación de los programas nucleares en alguno de los Estados miembro, incluso con el inicio de construcción de nuevas centrales nucleares.

—Los programas para alargar el período de explotación de las centrales en operación más allá de su vida teórica de diseño.

—El anuncio de otros Estados miembro de reconsiderar sus programas nucleares, congelados desde algún tiempo atrás.

—La necesidad de disponer de unos requisitos de seguridad, ampliamente con-





Construcción de la central nuclear de Olkiluoto 3 en Finlandia.

ya la Directiva; en este caso, el Tratado de Euratom, artículos 30 a 32, y se cita la jurisprudencia que clarifica las competencias de la Comisión para ese acto.

En el considerando 5 se resuelve una de las discusiones más intensas mantenidas en el GCA, a saber, hacer referencia, no sólo a la protección de los trabajadores y del público, sino también incluir una referencia al medio ambiente, postura fuertemente defendida por los países no nucleares.

Se refuerza el criterio, en el considerando 6, de que la responsabilidad nacional de los Estados miembro respecto a la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares es el principio fundamental sobre el cual se ha desarrollado la normativa internacional en materia de seguridad nuclear, principio ya recogido en la Convención de Seguridad Nuclear, sin menoscabo de la responsabilidad primordial del titular de la licencia. A su vez, se cita el papel y la independencia

que tienen que tener las autoridades reguladoras competentes, que es uno de los puntos fuertes de la Directiva.

La Directiva no impone ningún modelo energético y permite que cada Estado miembro imponga requisitos de seguridad más estrictos que los que se presentan aquí.

También se precisa, en el considerando 12, que aunque la Directiva se refiere a las instalaciones nucleares, se debe garantizar la gestión segura del combustible gastado y de los residuos radiactivos, incluyendo las instalaciones de almacenamiento temporal y definitivo. La delegación francesa insistió mucho en que esta ampliación del alcance de la Directiva formara parte del articulado, pero la Presidencia checa, con la aceptación del GCA, se inclinó por mencionarla en un considerando.

Otro tema objeto de gran atención fue el relativo a las referencias a los documentos sobre seguridad nuclear de

otras organizaciones. Se reconoce que varios grupos, ENSREG, WENRA y, en especial, el OIEA, han desarrollado importantes documentos sobre seguridad nuclear, pero debido al carácter no mandatorio de estos documentos, se decidió únicamente referenciarlos en los considerandos, reconociendo el gran valor técnico de los mismos, (considerandos 13 a 17). En particular se encomienda al grupo ENSREG contribuir y facilitar la estructura unificada de los informes a remitir a la Comisión por los Estados miembro que se mencionan en el artículo 9.

En el considerando 18 se invita a los Estados miembro a la mejora continua de la legislación sobre seguridad nuclear, a medida que los resultados de proyectos de I+D u otros desarrollos pongan a disposición de las autoridades fundamentos técnicos nuevos, suficientemente sólidos.

Se reconoce la gran importancia de la formación y el entrenamiento en seguridad nuclear, en el considerando 19, en



particular el fomento del concepto global de cultura de la seguridad, como uno de los principios fundamentales de la operación segura de las instalaciones nucleares, punto que fue muy defendido por la delegación española.

Por último, dada la buena experiencia resultante de las autoevaluaciones en relación con las revisiones internacionales *inter pares* promovidas por el OIEA, el considerando 21 invita a los Estados a que, libremente, se presten a tales revisiones, con el fin de mejorar continuamente la seguridad nuclear de sus instalaciones.

#### El articulado

La Directiva se articula en tres capítulos y doce artículos.

—Capítulo primero, “Objetivos, definiciones y ámbito de aplicación”, artículos 1 a 3, presenta el objetivo general de la Directiva, “establecer un marco comunitario para mantener y promover la me-

jora continua de la seguridad nuclear y su regulación”, garantizando que todos los Estados miembro adopten disposiciones nacionales adecuadas para un alto nivel de seguridad nuclear “en la protección de los trabajadores y el público en general”, contra los riesgos de las radiaciones ionizantes. Obsérvese la ausencia de la mención al medio ambiente, que no figura en los artículos de Euratom y que no se ha podido incorporar a ese objetivo en el articulado, aunque sí en los considerandos como se ha mencionado anteriormente.

Las definiciones fueron otro de los temas más discutidos, debido a la insistencia de varios Estados en incluir las instalaciones de almacenamiento de residuos fuera del emplazamiento de la propia instalación.

La Presidencia checa, con el apoyo de otras delegaciones, consideró que incluir estas instalaciones distorsionaba significativamente el objetivo de la Directiva, la seguridad de las propias instalaciones, y

finalmente no se recogió esta ampliación a los almacenamientos de residuos, aunque se citan en el considerando 12.

En España, la Directiva sería de aplicación a la fábrica de Juzbado, a las centrales nucleares, a los almacenamientos de combustible gastado y a los almacenamientos de residuos situados en los propios emplazamientos de las centrales nucleares, pero dejando fuera de su alcance otros como El Cabril, el Ciemat, o el futuro almacenamiento de combustible gastado, que sí son instalaciones nucleares, según el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR). El ámbito de aplicación se extiende a “cualquier instalación nuclear civil” (otro tema que provocó ciertas discusiones en el seno del GCA) que opere con una licencia concedida por la autoridad reguladora nacional.

—Capítulo segundo, artículos 4 a 9, denominado “Obligaciones”, se dedica a las obligaciones que se atribuyen a los Estados miembro y sus instituciones.

En primer lugar, en el artículo 4 se exige que exista “un marco legislativo, reglamentario y organizativo nacional, (denominado el marco nacional) para la seguridad nuclear de las instalaciones”, con la correspondiente asignación de responsabilidades nacionales y la necesaria coordinación entre los órganos pertinentes.

Este marco nacional establecerá responsabilidades para la “adopción de requisitos nacionales en seguridad nuclear”, la “disposición de un sistema de concesión de licencias”, con la prohibición expresa de operar sin licencia, “la disposición de un sistema de supervisión de la seguridad nuclear” y “las medidas para asegurar el cumplimiento”, incluida la suspensión de la explotación, la modificación de la licencia o su revocación.

En España, este marco legislativo, reglamentario y organizativo está desarrollado desde hace mucho tiempo. La Ley de Energía Nuclear, la Ley de Creación del CSN, el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas y demás instrumentos legales vigentes configuran un conjunto legislativo bien coordinado y de eficacia probada a lo largo de los años. Este marco legislativo español fue uno de los aspectos mejor valorados por la Misión IRRS (Integrated Regulatory Review Service) del OIEA.

La política del CSN de complementar las disposiciones legales básicas con las instrucciones de seguridad o con las guías de seguridad es totalmente coherente con este objetivo de la Directiva.

EL CSN ha propuesto los criterios básicos de seguridad nuclear que deben regir el diseño, la construcción y la explotación de las instalaciones nucleares, principalmente mediante la obligación de requerir el cumplimiento de los criterios y demás normas técnicas del país origen del proyecto.

Esta estrategia ha permitido aplicar la regulación nuclear imperante en el país de

origen de la tecnología, principalmente, claro está, los Estados Unidos y Alemania.

En los últimos años, la publicación oficial de instrucciones de seguridad ha enriquecido y complementado notablemente el conjunto de criterios que debe regir la explotación de estas instalaciones.

El marco legislativo incluye la adopción de un sistema de concesión de licencias, junto con la más estricta prohibición de operar una instalación sin esas licencias; la definición de un dispositivo de supervisión de la seguridad nuclear y un conjunto de medidas para asegurar el cumplimiento de las condiciones de operación, que incluyan la suspensión o revocación de la licencia, si fuera el caso.

Todas estas disposiciones quedan cumplidas por la Ley de Creación del CSN, por el RINR y la legislación nuclear adicional. Los programas de inspección del CSN y el régimen sancionador vigente recogen estas disposiciones de la Directiva.

En el artículo 5 se establece que los Estados miembro “establecerán y mantendrán una autoridad reguladora competente en el ámbito de la seguridad nuclear de las instalaciones nucleares”.

Esta autoridad debe estar “separada funcionalmente de cualquier otro organismo u organización relacionado con la promoción o utilización de la energía nuclear, incluida la producción de energía eléctrica” para garantizar la independencia efectiva de toda influencia indebida en las decisiones reguladoras.

Esta autoridad reguladora dispondrá de “las facultades jurídicas y de los recursos humanos y financieros necesarios para cumplir sus obligaciones”, otorgando a la seguridad la debida prioridad.

Esto comprende competencias para exigir al titular el cumplimiento de los requisitos, obligaciones y condiciones que se incluyen en la licencia de operación, exigir la demostración de tales cumplimientos y aplicar, en su caso, las medidas reglamentarias correctoras oportunas,

incluida la suspensión de la operación de la instalación nuclear.

La capacidad para suspender una licencia de operación fue otro de los temas más discutidos por el GCA, tratando matices como si procedía la revocación de la licencia o sólo la suspensión de la operación, sin revocar la licencia, las circunstancias en que se podría proceder a estas actuaciones, la autoridad competente para ello, etc.

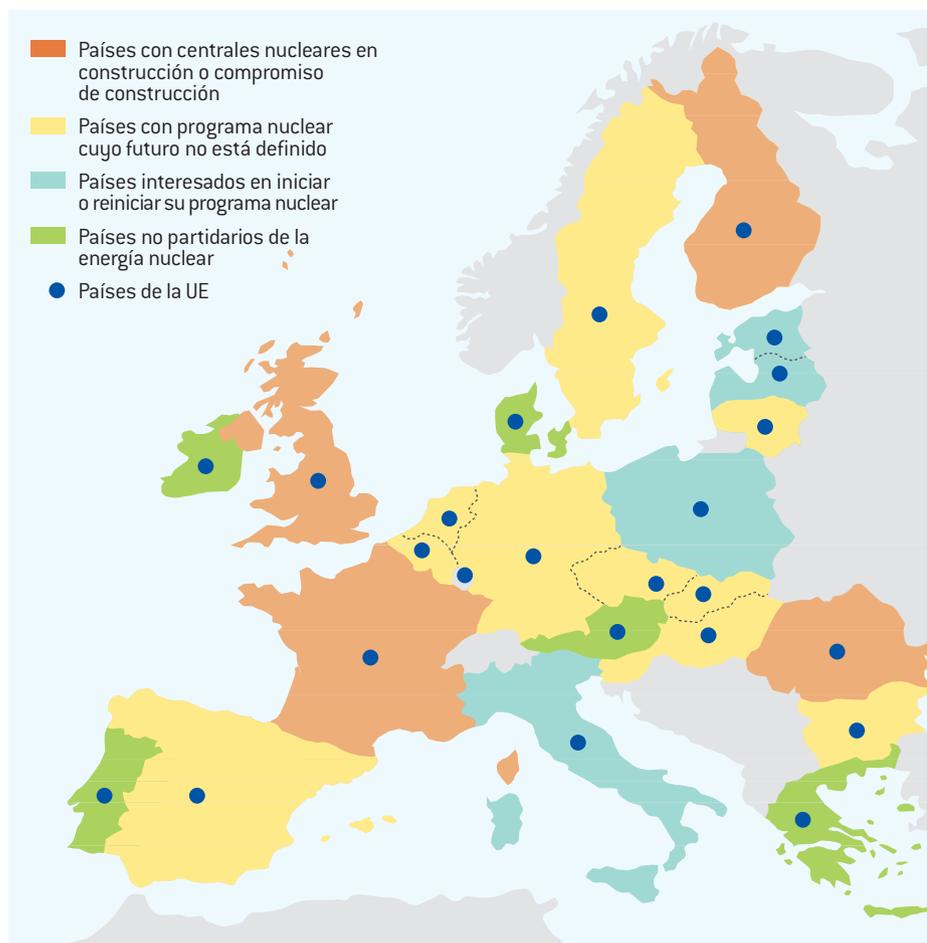
El Consejo de Seguridad Nuclear, en el campo propiamente dicho de la seguridad nuclear, cumple todos estos requisitos y el “marco legislativo y regulador nacional” es coherente con las disposiciones de la Directiva.

Es importante la exigencia de la Directiva de que se debe dotar a este organismo de las capacidades humanas y financieras que sean necesarias para el cumplimiento de su misión, lo que garantizará en todo momento que no falten al organismo regulador ni el personal necesario, ni los presupuestos adecuados a sus trabajos.

En el artículo 6 se establecen las obligaciones de los titulares de las licencias, sobre los cuales recae “la responsabilidad primordial de la seguridad nuclear de una instalación nuclear”, responsabilidad que no podrá delegarse.

Los titulares, “bajo la supervisión de la autoridad reguladora competente”, evaluarán, verificarán y mejorarán continuamente, “en la medida de lo razonablemente posible”, la seguridad de sus instalaciones, garantizando que se han tomado “las medidas para prevenir accidentes y atenuar las consecuencias de accidentes”. Así mismo, se exigirá a los titulares la “instauración y aplicación de sistemas de gestión de la seguridad que otorguen la debida prioridad a la seguridad nuclear”, temas que serán objeto de verificación periódica por la autoridad reguladora.

Por último, “el marco regulatorio nacional” exigirá a los titulares que “la provisión y el mantenimiento de los recursos humanos y financieros adecuados para



La energía nuclear en la Unión Europea.

cumplir sus obligaciones por lo que respecta a la seguridad nuclear de la instalación”.

Las licencias de operación de las instalaciones nucleares españolas y sus condicionados cubren estos requisitos, así como la labor del CSN de evaluación y de inspección cumple también con lo dispuesto en este artículo.

En el artículo 7 es importante mencionar la exigencia de que “los Estados miembro garantizarán que el marco nacional vigente exija disposiciones en materia de educación y formación” que han de ser cumplidas por todos los estamentos del personal a los que incumban responsabilidades relativas a la seguridad nuclear, para garantizar el mantenimiento de las cualificaciones y competencias en materia de seguridad nuclear.

Esto es una novedad significativa porque, hasta la fecha, la formación y entre-

namiento en seguridad nuclear quedaba bajo la responsabilidad de los titulares de las licencias y a merced de que hubiera otras instituciones, universidades o equivalentes, que incluyeran entre sus actividades la formación específica en seguridad nuclear. Ahora, es el Estado el que debe garantizar que se mantienen las infraestructuras necesarias para que no falten los centros de formación y entrenamiento en seguridad nuclear.

El artículo 8 establece que “los Estados miembro garantizarán que la información relativa a la regulación de la seguridad nuclear sea puesta a disposición de los trabajadores y del público en general”. Esta disposición incluye la garantía de que la autoridad reguladora informe al público en los ámbitos de su competencia, “de conformidad con la legislación nacional y las obligaciones internacionales, siempre que

eso no comprometa otros intereses, tales como la seguridad física, reconocida en la legislación nacional o las obligaciones internacionales”. La redacción de este artículo fue objeto de intensas discusiones en el seno del GCA.

La reforma de la Ley de Creación del CSN del año 2007 y la política informativa del organismo, que ha ido incrementándose de modo continuo en estos últimos años, se adapta a este requisito de la Directiva.

Por último, en el artículo 9, se establece la obligación de los Estados miembro de informar a la Comisión sobre la aplicación de esta Directiva, mediante informes periódicos cada tres años, y llevar a cabo una autoevaluación cada diez años, invitando a una revisión *inter pares* de las partes pertinentes de su marco regulador.

Este artículo fue discutido por algunas delegaciones por considerar que incrementaba la burocracia al tener que redactar otro informe adicional a los ya exigidos, en primer lugar, por la Convención de Seguridad Nuclear. La Presidencia propuso, y se aceptó por el GCA, que este informe quedara ligado a los de la Convención, de modo que el esfuerzo para redactor este último sea de aplicación para redactar el exigido en este artículo por la Comisión.

El capítulo tercero se dedica a las disposiciones administrativas referentes a la transposición de la Directiva (dos años de plazo, antes del 22 de julio del 2011) informando a la Comisión del texto de las principales disposiciones del derecho nacional que se adopten en el ámbito regulado por la Directiva y de cualquier modificación posteriormente aprobada.

La entrada en vigor es de 20 días desde su publicación y sus destinatarios son, lógicamente, los Estados miembro de la Unión Europea. La Directiva está fechada el 25 de junio de 2009, en Luxemburgo, y la firma el presidente del Consejo, L. Miko. ©

# Arquitecturas nacionales de detección de material nuclear y radiactivo en instalaciones portuarias

› **Antonio Ortiz**  
 Jefe de Área de Control Radiológico en Fronteras, Departamento de Aduanas e Impuestos Especiales, Agencia Estatal de Administración Tributaria

Denominamos comúnmente globalización a la integración internacional de los mercados de productos básicos, capitales, trabajo y redes de comunicación. Sin duda, el aumento de la agilidad en el comercio mundial ha contribuido al desarrollo de este fenómeno.

En los inicios de este siglo, las tendencias hacia la globalización del comercio mundial se vieron caracterizadas por dos circunstancias. En primer lugar, la disminución de las exportaciones en los países industrializados como consecuencia de la competencia de las economías asiáticas modernamente industrializadas, y en segundo, la subida de los precios de los productos básicos que aumentaron la participación de Oriente Medio, África, América Central y del Sur como países exportadores de productos primarios.

El caso de China es claramente significativo. La irrupción de este país en el comercio mundial se produjo en primer lugar en el área textil y en productos que requieren de una elevada mano de obra como calzado y juguetes, para posteriormente expandirse a productos electrónicos de consumo y de tecnología de la información, y siendo en los últimos años los productos de hierro y acero los que han registrado los mayores aumentos. Así la participación de China en las exportaciones mundiales se triplicó entre 1990 y 2007, año en que ya ocupaba el segundo lugar a nivel mundial por volumen de exportaciones.

El transporte marítimo supone el 80% del comercio mundial, presentando el transporte contenerizado una evolución muy rápida. Si en 1990 se transportaron 83 millones de unidades, en el año 2005 el valor ascendía a 334 millones. La manipulación rápida, segura y cada vez más automatizada de los contenedores ha favorecido este crecimiento.

Ahora bien, la globalización del comercio mundial, y dentro de ésta, la rápida expansión del transporte contene-

rizado, supone el posible uso de esta vía por organizaciones terroristas y criminales para el tráfico ilícito de todo tipo de productos y materiales.

Dentro de los diferentes tipos de tráfico ilícito, sin duda el de material nuclear o radiactivo es uno de los que más preocupa a nivel internacional, fundamentalmente por las posibles consecuencias que tendría un ataque terrorista con este tipo de materiales.

El desarrollo de arquitecturas nacionales para la detección de materiales nucleares y radiactivos en fronteras es la respuesta internacional ante esta amenaza.

## **Arquitecturas nacionales de detección de material nuclear y radiactivo**

Podemos definir el concepto de arquitectura nacional de detección como el conjunto de sistemas de detección, recursos e infraestructuras que utilizados de manera coordinada permiten disponer de una adecuada capacidad de detección.

Las arquitecturas nacionales de detección se engloban dentro de un conjunto más amplio de medidas que tienen



El incremento del tráfico de contenedores se ha visto reflejado en el tamaño de los buques. Si en los años noventa se consolidaron los buques con capacidad para 3.000 contenedores, al principio de esta década se pasó a portacontenedores de 9.000 unidades y en la actualidad existen proyectos para transportar 14.000 contenedores en un solo buque.

como objetivo básico proteger a las personas y al medio ambiente de un posible uso malintencionado de los materiales nucleares y radiactivos, mediante tres líneas de defensa:

—La primera línea de defensa, que tiene como objetivo específico proteger las instalaciones, actividades y materiales frente a los riesgos de sabotaje o robo.

—La segunda línea de defensa, donde se encuadran las arquitecturas nacionales de detección, tiene como objetivo prevenir los riesgos que se derivan de la existencia de materiales radiactivos fuera del control regulador, tanto de manera no intencionada (movimiento inadvertido), como intencionada (tráfico ilícito) mediante su detección y puesta en condiciones de seguridad.

—Por último, la tercera línea de defensa tiene como objetivo el estableci-

miento de planes de emergencia específicos que den respuesta al uso malintencionado de los materiales radiactivos.

A continuación vamos a revisar cuáles deben ser los principios de diseño y los componentes estructurales necesarios para la implantación de este tipo de arquitecturas.

### Principios de diseño

El diseño de una arquitectura nacional de detección debe responder a una serie de principios básicos. Los de mayor influencia en la efectividad del sistema, una vez establecido, son los siguientes:

—Redundancia, diversidad, impredecibilidad y defensa en profundidad, para que una acción delictiva de tráfico ilícito sea mucho más difícil de ejecutar, y por tanto, con mayor posibilidad de ser detectada.

—Equilibrio de la capacidad de detección en cada una de las vías de entrada, pues de otro modo, existiría un cambio hacia rutas menos protegidas.

—Compromiso entre la calidad de la inspección y el volumen a inspeccionar. Dado que las rutas comerciales a inspeccionar presentan tráfico de mercancías muy elevados, los sistemas de inspección deben presentar un balance adecuado entre calidad y cantidad inspeccionada. Calidades muy altas en la inspección tendrán como efecto cantidades bajas de inspección, y por otro lado, un aumento en la cantidad inspeccionada, disminuirá lógicamente la calidad de la misma. Herramientas de análisis de riesgo basadas en procesos de investigación e inteligencia juegan un papel fundamental a la hora de establecer este equilibrio.



El diseño de las arquitecturas nacionales de detección requiere un estudio detallado de su impacto en los flujos comerciales.

—Compromiso entre el grado de inspección y el nivel de amenaza. La arquitectura debe ser capaz de adaptarse a situaciones de aumento del nivel de amenaza que permitan incrementar el grado de inspección, es decir la calidad y/o la cantidad inspeccionada.

—Flexibilidad para responder a cambios en el número y origen de las amenazas, en las tecnologías de detección y en los procesos comerciales que inspeccionan.

—El impacto sobre los flujos comerciales objeto de inspección debe ser el menor posible compatible con el grado de inspección deseado.

—Movilidad que permita su despliegue entre puntos fronterizos y en la línea costera cuando así se requiera.

—Específico de cada país, pues debe considerar el marco legal existente, el nivel de amenaza, los recursos disponibles, los agentes públicos involucrados, así como los aspectos operacionales necesarios para el buen funcionamiento de la arquitectura.

### **Componentes estructurales de una arquitectura nacional de detección**

Los componentes estructurales de una arquitectura nacional de detección se di-

viden en componentes geográficos y componentes tecnológicos.

#### **Componentes estructurales geográficos**

Se identifican nueve componentes geográficos en una arquitectura nacional de detección que configuran una estructura concéntrica de protección. Aunque la definición de la arquitectura y sus componentes es responsabilidad de cada país, no se puede obviar la necesidad de incluir en la propia arquitectura posibles acuerdos bilaterales o internacionales con terceros países que mejoren la propia capacidad nacional de detección, y que por tanto deben ser considerados. Los componentes son:

—Origen exterior de los materiales. El primer paso del escenario de una acción terrorista con materiales nucleares y radiactivos es la obtención de los mismos, que si es llevada a cabo en un tercer país, define el primer componente estructural geográfico de la arquitectura. Se espera que en países con una primera línea de defensa más débil, menor protección física, sea más factible su adquisición.

—Transporte exterior de los materiales. Engloba el transporte desde el origen de los materiales hasta el punto de par-

tida hacia el país de destino. El transporte puede llevarse a cabo por tierra, mar y /o aire y cruzando una o varias fronteras con o sin elementos de detección.

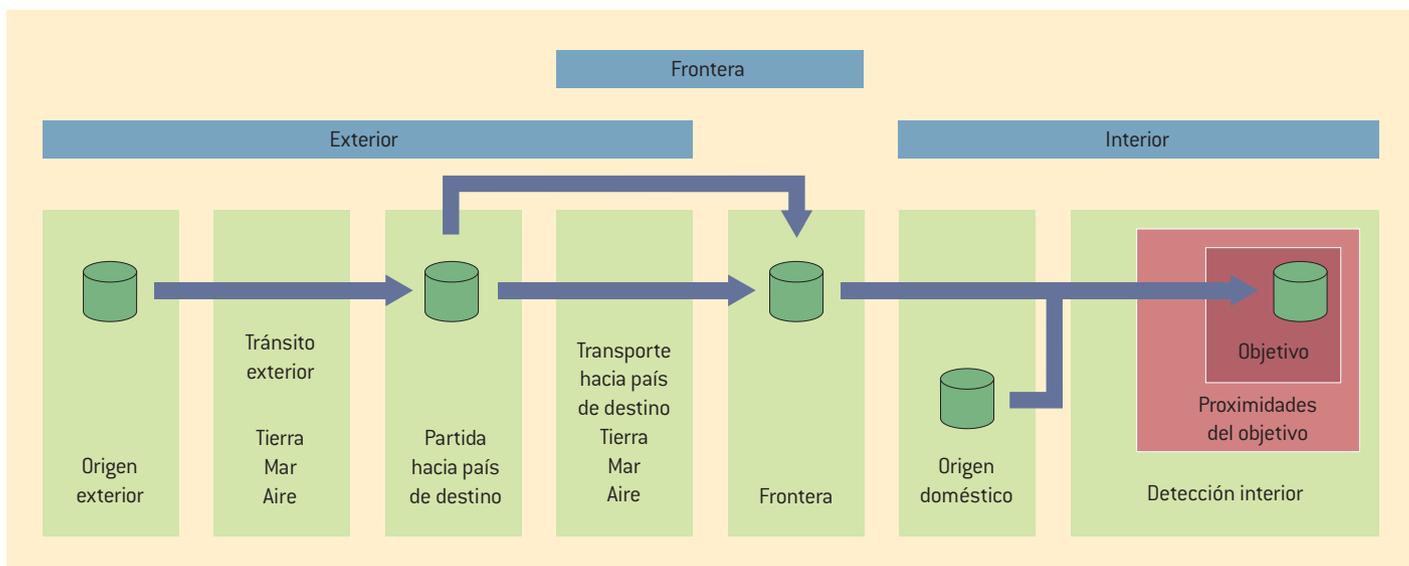
—Punto de partida hacia el país de destino. El punto de partida puede ser un puesto fronterizo controlado o un área entre puntos fronterizos. Para el caso de fronteras terrestres el punto de partida estará muy próximo al punto de entrada del país de destino.

—Transporte hacia el país de destino. Se trata de la última oportunidad de detección de un material nuclear o radiactivo antes de alcanzar el país de destino, y como en el caso de otros componentes estructurales puede efectuarse por tierra, mar o aire.

—Frontera del país de destino. Comprende la totalidad de las barreras geográficas que delimitan la frontera, ya sean puntos fronterizos oficiales o áreas entre puntos fronterizos oficiales.

—Origen doméstico del material. La definición de una arquitectura nacional de detección, debe comenzar con un análisis y caracterización de las amenazas de tráfico ilícito de este tipo de materiales, así como de una posible desviación de los mismos para uso terrorista. Este análisis no sólo debe centrarse en el posible origen exterior de los materiales, sino en su posible origen doméstico, y además considerar que este origen doméstico puede ser una vía de adquisición de materiales para una acción en el exterior, tal y como hemos visto en el primer componente geográfico.

—Detección interior. Este componente puede posibilitar la detección del material desde que ha traspasado la frontera del país de destino hasta que éste se encuentra próximo a su objetivo. En este caso, la detección no sólo puede producirse por medios técnicos, sino también por informaciones de los servicios de inteligencia, o incluso al tratar en centros sanitarios a irradiados accidentales.



Representación de los componentes geográficos de una arquitectura nacional de detección de materiales nucleares y radiactivos.

—Proximidades del objetivo. Se trata de la detección del material antes de que alcance su objetivo, considerando que éste habitualmente será un lugar de alta significación, como puntos de alto valor simbólico, zonas más que densamente pobladas, infraestructuras críticas, así como sedes de eventos de la máxima importancia, como cumbres políticas, culturales o deportivas. También debe evaluarse como posibilidad de detección, que el adversario considere ultimar el montaje en las proximidades de su objetivo evitando el transporte del dispositivo totalmente preparado.

—Objetivo. Se trata del último componente estructural, una vez que el dispositivo ha alcanzado el objetivo, pero todavía no se ha producido su detonación. Sin duda se trata del componente que debe presentar una mayor rapidez, movilidad, flexibilidad, preparación previa y alta capacidad de evaluación técnica.

### Componentes estructurales tecnológicos

La detección de material nuclear y radiactivo se puede producir por muy diversas vías, siendo únicamente los componentes tecnológicos, objeto de este apartado, una de ellas. Otras vías pueden ser infor-

maciones de terceros países o de los propios servicios de inteligencia.

Generalmente los elementos tecnológicos de detección se clasifican en sistemas activos y pasivos. La diferencia fundamental entre ambos radica en su enfoque de inspección. Así, mientras los sistemas pasivos miden las emisiones de radiación, los sistemas activos, como el estudio radiográfico de la carga, facilitan otras informaciones que permiten la detección. Los sistemas activos complementan a los pasivos, pero no los sustituyen.

En términos generales, los sistemas pasivos son más económicos, requieren menor mantenimiento, no presentan riesgos potenciales para los trabajadores y permiten una velocidad de inspección mucho mayor. Estos atributos hacen que sean los sistemas más extendidos en detección. Sin embargo, para su funcionamiento requieren que el material emita una radiación suficiente por encima del fondo natural para ser detectados, pueden ser ocultados mediante blindaje o enmascarados con otro isótopo que evite una clara detección.

### Sistemas pasivos de detección

Los sistemas pasivos de inspección primaria por excelencia son los pórticos de-

tectores de radiación. Cada pórtico se compone de dos estructuras, una a cada lado de la vía por donde va a circular el contenedor, donde se instalan los soportes y los paneles que contienen los detectores de radiación.

En el modo normal de operación, el vehículo y el contenedor atraviesa el pórtico, que debe disponer de dos o más sensores para identificar el paso del vehículo y calcular su velocidad, convirtiendo la radiación gamma y/o de neutrones recibida en impulsos que deben registrarse como mínimo con una frecuencia de 5 Hz. Con la información de estos impulsos y empleando diferentes algoritmos se calcula la radiación emitida.

Los pórticos más habituales disponen de al menos cuatro detectores de emisiones gamma de plástico de centelleo y dos tubos detectores de He-3 para detectar niveles muy bajos del incremento de la radiactividad por encima del fondo natural.

Para poder detectar incrementos muy bajos de las emisiones gamma, la superficie de los detectores de plástico de centelleo debe ser superior a 0,45 m<sup>2</sup>, con un volumen superior a 23 litros. Estos detectores deben blindarse con un espesor

equivalente mínimo de 10 mm de plomo en la parte que no se enfrenta al vehículo para reducir el efecto del fondo sobre los mismos.

En el caso de los neutrones, y con el fin de detectar pequeños incrementos, la longitud efectiva de los detectores de He-3 ha de ser superior a 100 cm con una respuesta independiente para los neutrones. Para reducir las detecciones de los neutrones de fondo, la electrónica asociada a los detectores dispone de un discriminador que elimina los impulsos producidos por las emisiones gamma y un moderador en la zona interior del panel para reducir la energía de los neutrones.

El pórtico detector efectúa simultáneamente las detecciones gamma en cuatro o más niveles de energía, y de esta manera suprime la contribución de los materiales con radiactividad natural y clasifica los materiales radiactivos artificiales por su energía, sin disminuir la capacidad para detectar las emisiones de neutrones del material nuclear.

Los pórticos detectores deben cumplir unos requisitos técnicos muy específicos que permitan asegurar una operatividad muy elevada y una adecuada capacidad de detección. Hay que entender que cada país debe establecer unos requisitos técnicos específicos en función de su análisis de la amenaza.

Un primer paso para establecer estos requisitos, es definir una serie de parámetros de normalización que permitan estandarizar los resultados de las pruebas con fuentes radiactivas de diferente actividad y para diferentes separaciones entre paneles. Los más habituales se muestran en la tabla 1.

Los requisitos técnicos mínimos que debe cumplir un pórtico detector para su uso en fronteras son los siguientes:

— Relación de falsas alarmas. Para radiaciones gamma y neutrónicas, la relación

**Tabla 1. Parámetros de normalización**

Separación entre detectores	6 metros
Emisiones gamma de muy baja energía	20 MBq de Am-241 o 1 MBq de Co-57
Emisiones gamma de baja energía	0,25 MBq de Ba-133
Emisiones gamma de media energía	1 MBq de Cs-137
Emisiones gamma de alta energía	0,25 MBq de Co-60
Emisiones neutrónicas	Cf-252 con tasa de emisión de 12.000 neutrones/s

de falsas alarmas debe cumplir al menos uno de los tres siguientes supuestos:

— No será mayor de 1 por cada 10.000 pasos de contenedores, realizando el ensayo con 30.000 pasos virtuales en 36 horas (IAEA TS-1-1-1240, apartado 4.3.2).

— No será mayor de 1 por cada 1.000 pasos virtuales en 2 horas. (Norma ANSI N42.35, apartado 6.3.1).

— No será mayor de 1, por cada 1.200 pasos virtuales, efectuando un paso cada cinco minutos, durante 100 horas de fondo estable (Norma CEI-62244, apartado 6.1.2).

— Eficiencia estática a la radiación gamma. Para una fuente puntual situada en el punto medio del pórtico, la eficiencia neta mínima de los detectores debe ser la indicada en la tabla 2 (IAEA TS-1-1240, apartado 4.3.2).

— Eficiencia estática a la radiación neutrónica. Para una fuente de Cf-252 situada en el punto medio del pórtico, debe producirse al menos una tasa neta de 8 cuentas por segundo (IAEA TS-1-1240, apartado 4.3.2).

— Variación de la eficiencia estática con la altura. La variación de la eficiencia estática en el centro del pórtico, para las emisiones gamma y neutrónicas, en la línea vertical situada a 3 metros de la superficie de detección, debe ser inferior al 50% para medidas efectuadas a 0,5, 2,5, y 4,5 metros de altura.

— Respuesta dinámica a la radiación gamma. Se deben producir un mínimo

**Tabla 2**

Fuente	Eficiencia mínima [Cuentas netas/ MBq]
Am-241	200
Co-57	800
Ba-133	1.600
Cs-137	900
Co-60	1.900

de 45 alarmas tras el paso en 50 ocasiones con cada una de las muestras de Co-57 de 1 MBq, Cs-137 de 1 MBq, Co-60 de 0,25 MBq, al pasar por la trayectoria situada a un metro de altura, a una distancia de 3 metros del panel y una velocidad de 8 km/h (IAEA TS-1-1-1240, apartado 4.3.2).

— Respuesta dinámica a la radiación neutrónica. Se deben producir un mínimo de 45 alarmas tras el paso en 50 ocasiones de una fuente de Cf-252 de 12.000 cuentas por segundo, al pasar por la trayectoria situada a un metro de altura, a una distancia de 3 metros y a una velocidad de 8 km/h (IAEA TS-1-1-1240, apartado 4.3.2).

Para la evaluación de la respuesta dinámica, también puede utilizarse lo establecido por la norma ANSI N42.35 y/o la norma CEI-62244 para una altura de 2,5 metros, es decir:

— 59 alarmas al pasar 60 veces con cada una de las siguientes muestras: Co-57 de 0,185 MBq, Cs-137 de 0,592 MBq, Co-60 de 0,259 MBq y Cf-252 de 20.000 cuentas por segundo, por la trayectoria central situada a 2,5



Pórticos instalados en las líneas de importación del Puerto de Algeciras.

metros de altura en un pórtico cuyos pilares estén separados 5 metros (ANSI N42.35, apartado 6.4.2.).

— 49 alarmas al pasar 50 veces con cada una de las siguientes muestras: Am-241 de 17 MBq, Cs-137 de 0,600 MBq, Co-60 de 0,150 MBq y Cf-252 de 20.000 cuentas por segundo, por la trayectoria central situada a 2,5 metros de altura en un pórtico cuyos pilares estén separados 5 m (CEI-62244, apartado 5.6).

—El pórtico deberá estar operativo al menos el 99% del tiempo, es decir más de 361 días al año y presentar una vida útil superior a 10 años.

—Una vez el pórtico detector produce una alarma, se efectúa un chequeo por menorizado de la carga con sistemas pasivos de inspección secundaria compuestos por dosímetros de lectura directa para el

personal que efectúa la inspección, medidores de tasa de dosis y espectrómetros.

—Los dosímetros de lectura directa deben ser simples de operar por usuarios no expertos, posibilidad de uso con guantes de protección, rango de medida para la radiación gamma de 60 keV a 6 MeV, con alarma óptica y acústica por valores ajustables de dosis acumulada y tasa de dosis, de pequeño tamaño con posibilidad de montar en el cinturón, tiempo de repuesta inferior a un segundo y una duración de baterías de al menos 800 horas.

—Los medidores de tasa de dosis, deben ser capaces de medir radiación gamma y neutrónica, con un tiempo de conteo respectivamente de 0,05 s y 1 s, portátiles y fáciles de manejar, con alarmas ópticas y acústicas y capaces de detectar 10 gramos de Uranio Altamente Enriquecido (por sus siglas en inglés

HEU) o 1 gramo de Pu-239 según la norma ASTM Estándar C1237.

—Por último, los espectrómetros deben cumplir la función de identificación de isótopos y análisis espectral, con 1.024 canales y una librería lo suficientemente amplia para el propósito de identificación en fronteras.

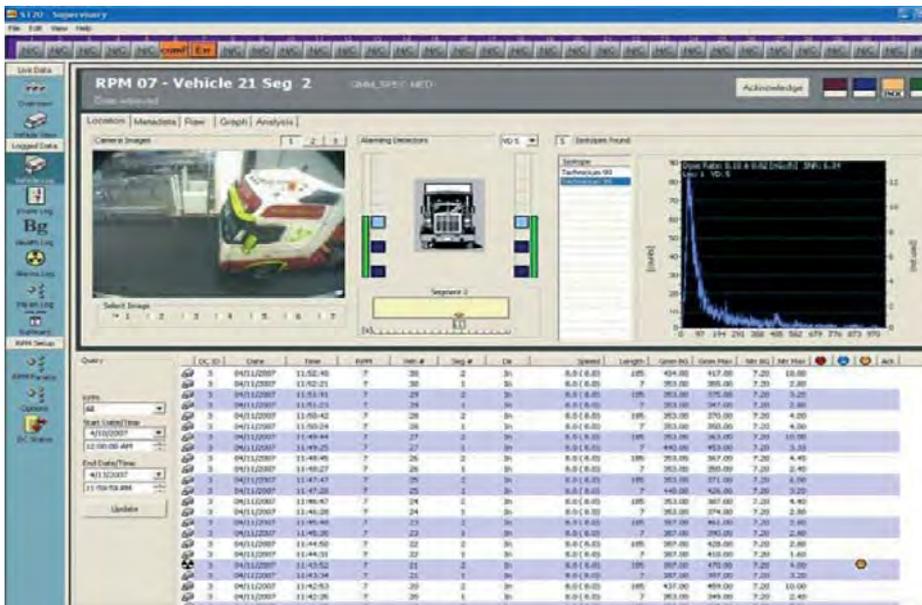
### Sistemas activos de detección

Dentro del ámbito de las arquitecturas nacionales de detección, los sistemas activos tienen la misión de detectar materiales radiactivos que hayan sido convenientemente blindados, mediante la identificación de componentes de alta densidad no esperados en la carga del contenedor.

Los sistemas habitualmente utilizados para esta misión utilizan una fuente artificial generadora de radiación ionizante (rayos X) con una energía suficiente para penetrar en los contenedores y la carga inspeccionada. Esta radiación se conforma en un haz colimado que penetra y atraviesa el objeto a inspeccionar. Tras atravesar la unidad de transporte y su contenido, el haz se recibe en un sistema de sensores que analiza el efecto del paso por la carga y lo traduce en una señal integrada que a través de un sistema informático produce una imagen en una pantalla de visualización para su estudio. Los sistemas de visualización vienen dotados con recursos para mejorar la imagen, tales como zoom, *panning*, *scrolling*, clasificación de la densidad, mejora de los bordes, vídeo reversible y ajuste de contraste entre otros.

En cuanto a los requisitos referentes a calidad de imagen para este tipo de sistemas, se espera que al menos cumplan los siguientes:

—Penetración en acero. En la imagen proporcionada por el sistema debe ser posible la detección e identificación de un bloque de plomo de 125 mm x 125 mm x 50 mm situado detrás de una plancha de acero de 250 mm de espesor.



Los pórtilos espectrométricos, de Ina o Ge permiten identificar el isótopo que ha producido la alarma.

—Sensibilidad de contraste. Debe ser posible la detección e identificación de una plancha de acero de 4 mm situada detrás de una plancha de acero de 100 mm de espesor.

—Detección de un extremo de alambre. Detección e identificación en el plano vertical y horizontal de un extremo de alambre de 6 mm de diámetro situado tras una placa de acero de 100 mm de espesor.

—Resolución. Si entendemos resolución como la mínima distancia que puede ser detectada entre dos puntos, el sistema debe ser capaz de identificar una rejilla de acero formada por barras cuadradas de 4 mm x 4 mm separadas 4 mm entre sí.

—Detección de material delgado. Debe identificarse una placa de acero de al menos 4 mm de espesor.

—Por último, el sistema debe ser capaz de identificar un alambre de tungsteno de 1 mm de diámetro y uno de cobre de 2,5 mm de diámetro.

### Componentes operacionales de la arquitectura

Los componentes operacionales se sitúan al mismo nivel de importancia

que los componentes estructurales pues ambos contribuyen de igual manera a la efectividad de la arquitectura. Los componentes operacionales tienen dos objetivos fundamentales:

—Establecer la operativa de inspección de contenedores compatible con el flujo comercial.

—Disponer de protocolos y procedimientos preestablecidos para responder a posibles alertas de los servicios de inteligencia, de alarmas de los sistemas técnicos o de otro tipo de indicadores, evaluando de manera rápida y eficaz la amenaza y, en caso necesario, poniendo en marcha las acciones oportunas.

Las tareas previas de planificación para el desarrollo de los componentes operacionales son las siguientes:

—Asignación de la responsabilidad de la detección en fronteras a los servicios de Aduanas.

—Desarrollo de una estrategia nacional para la detección.

—Asignación de los recursos técnicos, humanos y económicos necesarios.

—Identificación de todas las autoridades relacionadas y preparación de los mecanismos necesarios de coordinación.

—Elaboración y aplicación de planes para la implantación de la arquitectura.

—Creación de un proceso de evaluación periódica de la arquitectura y de redefinición de aquellos aspectos cuyo resultado no sea satisfactorio.

—Elaboración por parte de las autoridades implicadas de planes y programas de formación conjuntos.

### Operativa de inspección

La incidencia directa en el flujo comercial de la operativa de inspección, hace que su diseño sea una tarea de gran trascendencia.

El diseño de la operativa está condicionado por los diferentes tipos de alarma que pueden producirse y por el tiempo de análisis disponible.

El diferente origen en su generación, clasifica las alarmas en:

—Sistema detector (interferencias eléctricas, fallo de componentes...). Como ya hemos visto, el número de falsas alarmas debe ser inferior a una cada 10.000 pasos de contenedores.

—Alarmas inocentes, generadas por materiales que no se encuentran fuera del control regulador; normalmente cargas con radiactividad natural, como lentes ópticas con torio, vidrio con uranio, fertilizantes con K-40 o instrumentos de medida con radio entre otras.

—Alarmas confirmadas, producidas por un movimiento inadvertido o tráfico ilícito de material nuclear o radiactivo.

La discriminación entre una alarma inocente y una alarma confirmada requiere conocer en primer lugar, el manifiesto de la carga declarada y en segundo, el perfil de radiación. Un perfil de radiación relativamente uniforme en una carga conocida previamente por su radiactividad natural permite la liberación del contenedor.

El tiempo para el estudio del perfil radiológico y de la carga declarada es lo

que se denomina tiempo de análisis, y como veremos a continuación condiciona la operativa.

En el caso de las exportaciones, el tiempo disponible para analizar las alarmas generadas es muy amplio dado que el embarque de los contenedores se produce uno o dos días después de su entrada en la terminal. Con esta premisa, todos los contenedores para exportación son almacenados en el patio de la terminal, independientemente de si han producido o no alarma. Posteriormente, el operador de aduanas analiza las alarmas generadas y decide si es necesaria una revisión más detallada con los equipos manuales. Si así fuera, requiere de la terminal el traslado del contenedor bajo sospecha.

Sin embargo, en el caso de importaciones, el tiempo de análisis se presenta como factor crítico. El transportista, una vez se ha producido la alarma, queda a la espera de conocer si se requiere una inspección adicional o puede partir hacia su destino, y por tanto, se hace necesario disponer de una zona de espera pasado el pórtico detector. El operador de aduanas debe analizar la información inmediatamente después de producirse la alarma y decidir si es o no necesaria una segunda revisión. Habitualmente en estas zonas de espera se instalan pantallas informativas donde se avisa al transportista de la necesidad o no de esta segunda inspección.

Cuando se ha decidido, tanto en exportación como en importación, efectuar una segunda revisión con equipos manuales, el transportista debe dirigir el contenedor a una zona del puerto habilitada para esta tarea, que recibe el nombre de área de inspección secundaria.

La correcta selección del área de inspección secundaria permitirá afrontar las tareas de caracterización y gestión del material, para el caso de alarma confirmada, en condiciones favorables. Los condicionantes a evaluar en la selección son:



Los sistemas de inspección por rayos denominados *fast scanning* permiten el escaneado de la carga con el vehículo en movimiento. Estos equipos disponen de sistemas de seguridad redundantes para evitar el escaneado de la cabina.

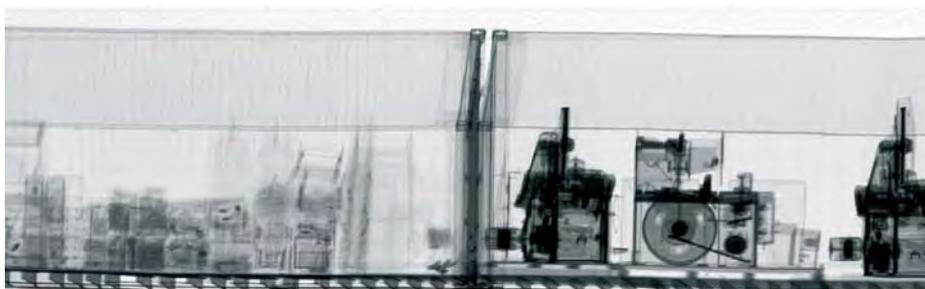


Imagen obtenida con *fast scanning* a una velocidad de paso del convoy de 13 km/h.

—El área debe presentar unas adecuadas condiciones iniciales desde el punto de vista de la protección radiológica. Dado que *a priori* se desconoce el tipo de material radiactivo susceptible de ser detectado, su actividad y el nivel de blindaje con el que se va a encontrar, su diseño debe guiarse por principios conservadores, aunque evitando supuestos irreales no contemplados por las amenazas existentes.

—El diseño debe permitir la implantación rápida y sencilla de medidas de

protección física y de control de accesos que eviten, sobre todo en los momentos iniciales cuando la detección no ha sido caracterizada, posibles accesos no autorizados. Por ello, es muy recomendable delimitar el área con un vallado perimetral.

—El área debe ubicarse en una zona donde se perturbe lo menos posible la actividad portuaria, de tal manera que durante el tiempo que dure la gestión del material detectado, no se produzca la paralización de las actividades.

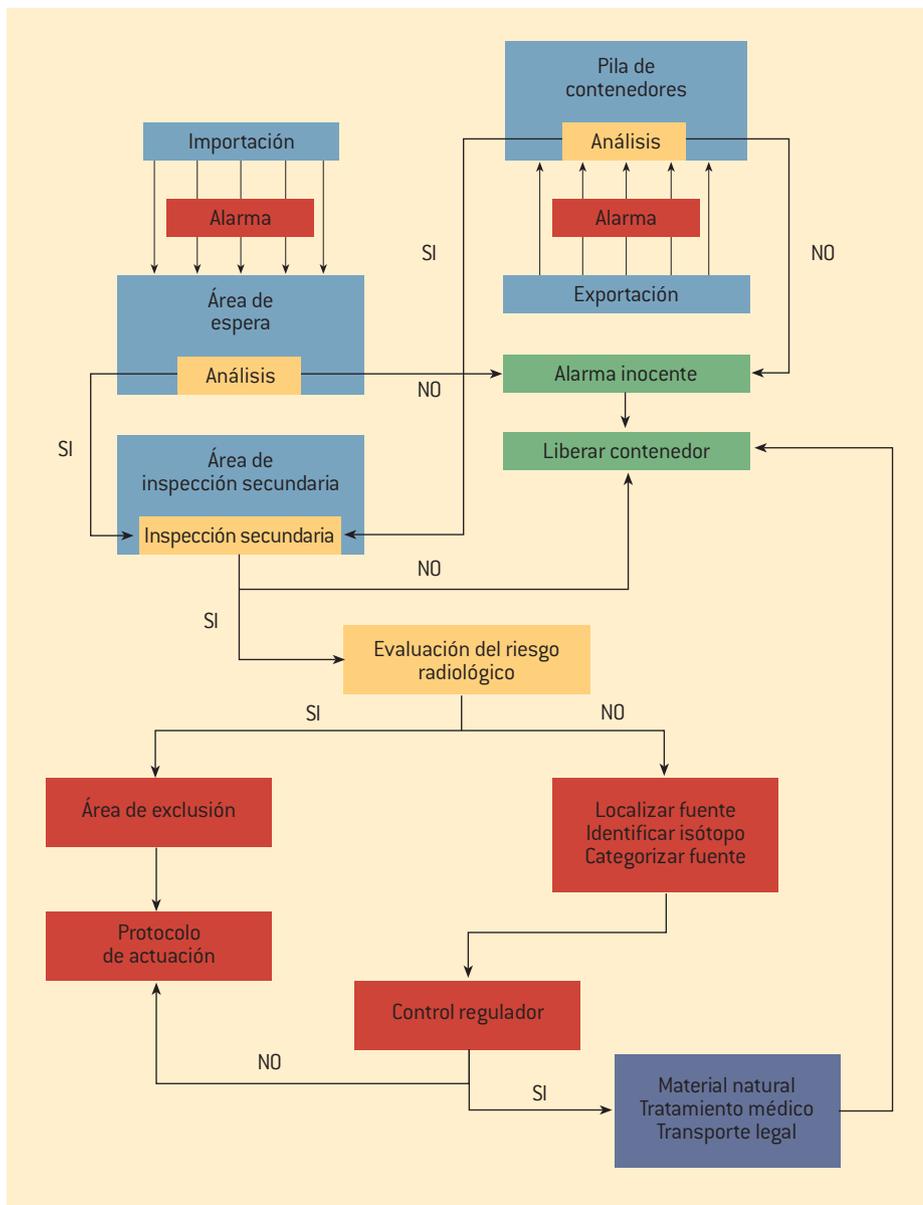
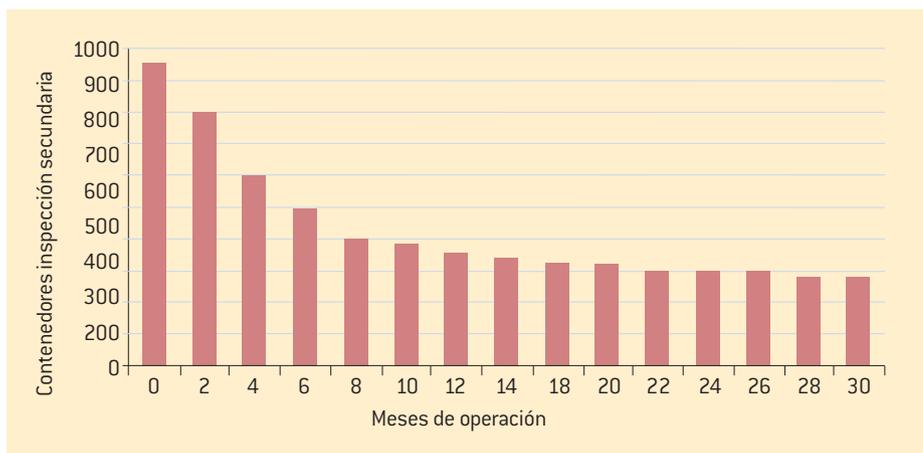


Diagrama de flujo de la operativa de inspección de contenedores.



Variación del número de contenedores requeridos para una inspección secundaria en función del tiempo de operación del sistema (datos para un millón de unidades inspeccionadas).

—Por último, y puesto que en la mayoría de los casos la inspección secundaria produce resultados negativos, el área debe ubicarse en una zona del puerto de acceso rápido y fácil para los transportistas, evitándoles pérdidas de tiempo excesivas.

También es de gran utilidad en el diseño de nuevas operativas, disponer de los datos procedentes de puertos donde los sistemas de detección llevan varios años funcionando. De estos datos, sin duda los de mayor interés, son los relativos al número de alarmas.

Los resultados experimentales concluyen que la tasa de alarmas esperada se sitúa en torno al 2% de contenedores inspeccionados, es decir para un puerto que alcance entre importaciones y exportaciones la cifra del millón de unidades anuales, son esperadas 20.000 alarmas. De este valor, el número de contenedores que son requeridos para una inspección secundaria depende en gran medida de la experiencia de los operadores en la visualización de perfiles de radiación y de su conocimiento sobre los materiales naturales radiactivos. En los momentos iniciales de puesta en marcha del sistema, la cifra requerida para inspección secundaria, está en torno al 4,5%. Con la práctica, los operadores reducen considerablemente esta cifra, situándola en el 2% y en puertos con operadores de gran experiencia en el sistema y perfectamente conocedores de los materiales naturales radiactivos que pasan por la instalación portuaria, se alcanzan cifras inferiores al 1,5%.

Respecto al número de hallazgos confirmados de material radiactivo, afortunadamente los datos son extremadamente bajos. Así en el caso del Puerto de Algeciras en tres años de operación, únicamente se han detectado tres fuentes radiactivas: dos de Cs-137 y una de Ra-226, en todos los casos se trató de movimientos inadvertidos.

## EL CSN INFORMA

Información correspondiente al  
II trimestre de 2009

57  
Instalaciones

66  
Notificación de sucesos

67  
Gestión de emergencias

68  
Acuerdos del Pleno

Central nuclear de Almaraz.

## Instalaciones

### Centrales nucleares

#### Almaraz I y II

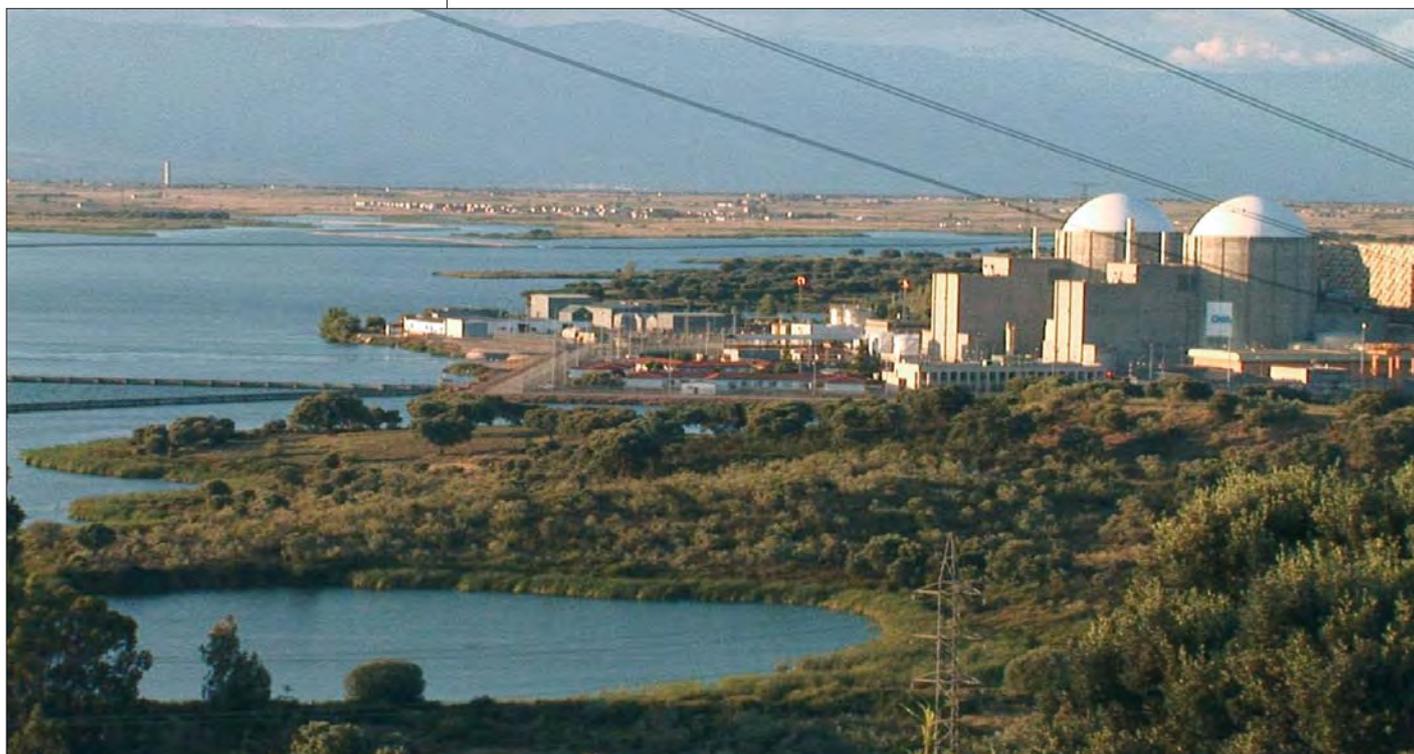
La unidad I se mantuvo operando al 100% de potencia durante todo el trimestre sin incidencias.

La unidad II se mantuvo operando al 100% de potencia hasta el 17 de abril, fecha en la que se inició una reducción gradual de carga programada, por alargamiento del ciclo, previa a la parada para la decimoctava recarga de combustible y mantenimiento, prevista para las 16 horas del día 19. Ese mismo día, antes de iniciar el proceso, con la unidad al 98% de potencia, se realizó la prueba de disparo de una turbobomba de agua de alimentación, para verificar el correcto comportamiento de la unidad tras la instalación, en la anterior parada de recarga, del sistema de control digital del reactor. Durante la realización de la prueba se produjo una anomalía en el sistema de control de barras, no relacionada con el control digital Ovation, que provocó en

primera instancia el paso a manual del control de barras y posteriormente el disparo manual del reactor por parte del operador. La causa fue el fallo de un contacto de un relé del sistema de control de barras que mantenía la orden de inserción de barras, aún cuando el control demandaba la extracción de las mismas.

Cabe destacar que, a la fecha de desacoplamiento de la red, la unidad había acumulado un total de 508 días de operación ininterrumpida al 100% de potencia, lo que supone el periodo más largo alcanzado por esta unidad. Tras la parada, a las 11:36 horas del día 19, dieron comienzo las actividades programadas para la recarga y mantenimiento. Se alcanzó el modo 5 (parada fría) a las 8:05 del día 21.

Al inicio del mes de junio, tras la finalización de las actividades programadas para la recarga, se encontraban en curso las actividades de montaje de elementos auxiliares de la cabeza del reactor, procediéndose a continuación al llenado del circuito primario, pruebas en parada fría, caliente y disponible caliente. Se



alcanzó criticidad en el reactor a las 11:20 horas del día 11 y la unidad se acopló a la red el día 12. Seguidamente se procedió a la subida escalonada de potencia y realización, en los distintos niveles, de las pruebas establecidas en la secuencia de arranque. Se alcanzó el 100% de potencia el día 16 y permaneció en dicho nivel hasta el final del trimestre.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó seis inspecciones a la central.

## Ascó I y II

La unidad I de la central tuvo durante el segundo trimestre de 2009 los siguientes sucesos, todos ellos clasificados como nivel 0 en la Escala INES:

El 2 de abril se produjo una reducción de potencia por inoperabilidad de las válvulas de alivio del presionador, detectada durante la revisión de los procedimientos de calibración de la instrumentación de actuación de las mismas, al observar que en dichos procedimientos no se incluía la verificación completa del circuito lógico de actuación. Se declararon inoperables dichas válvulas y se inició el descenso de carga para situar la planta en las condiciones requeridas en las Especificaciones de Funcionamiento. Una vez realizada la verificación completa de los circuitos, se devolvió la operabilidad de las válvulas de alivio del presionador, iniciándose la recuperación de carga hasta el 100% de potencia.

El 6 de abril se activó la señal de aislamiento de ventilación de sala de control por actuación no requerida de uno de los transmisores de radiación al superar su valor de tarado. No se registraron niveles de radiación en el otro transmisor de la sala de control y se comprobó también que no había habido trabajos

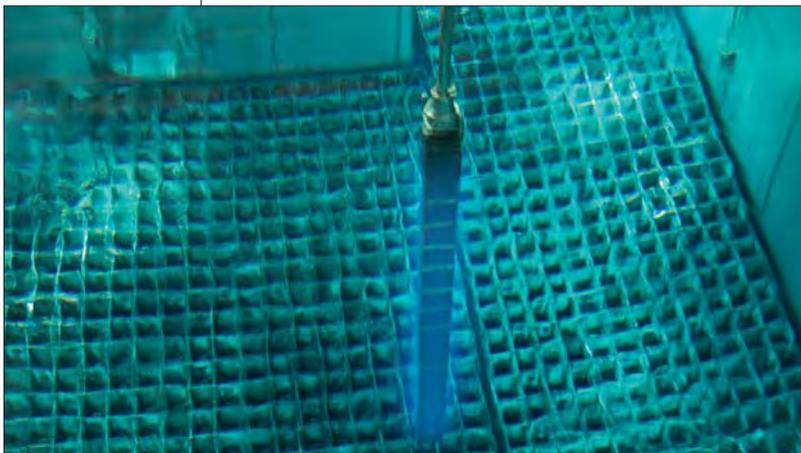
ni antes, ni después del momento del suceso en las inmediaciones del lugar. Aunque se han implantado sucesivas modificaciones de diseño consistentes en actualizaciones del *software* y una nueva estrategia de alarmas, se ha determinado que el diseño de los monitores no es el adecuado para las necesidades existentes, ya que en los actuales monitores de radiación de área no se puede modificar el tarado que evitaría la generación de señales espurias, al estar el punto de tarado muy próximo al valor de fondo. En consecuencia, se ha previsto el cambio de monitores de radiación de área por monitores de proceso en las próximas recargas de ambas unidades, y se ha presentado una propuesta de cambio de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento para sustituir el criterio de punto de tarado, establecido como “dos veces el fondo”, por un valor fijo de 0,5 mSv/h para los transmisores de radiación de sala de control.

El 9 de abril se produjo un incumplimiento de la vigilancia contra incendios en los edificios auxiliar, control y penetraciones eléctricas, requerida por las Especificaciones de Funcionamiento. La causa fue un fallo en el lector de tarjetas de puertas de acceso a salas y edificios, que provocó el bloqueo de varias puertas de acceso a áreas de incendio sometidas a rondas horarias de vigilancia contra incendios. Se realizará la modificación del diseño del sistema ya que no es el adecuado para las necesidades actuales, así como la revisión de los procedimientos aplicables.

El 16 de abril se produjo el incumplimiento de una ronda de vigilancia contra incendios en el edificio de control, requerida por las Especificaciones de Funcionamiento. Estas rondas se habían establecido a raíz de las anomalías en las barreras contra incendios, comunicadas al CSN el pasado 20 de febrero. Se proporcionó a los vigilantes una hoja de autocontrol para garantizar el cumplimiento de las rondas horarias de la vigilancia contra incendios.

El 23 de mayo, durante la realización de la prueba de verificación del punto de consigna de apertura de una válvula de seguridad del presionador se detectó un tarado excesivo, que obligó a declarar inoperable la válvula y realizar la acción prevista en las Especificaciones de Funcionamiento, que requiere reponer la válvula al estado operable en el plazo de 15 minutos o estar en parada caliente en el plazo de 12 horas. El punto de consigna de la válvula se ajustó en menos de 15 minutos. La verificación

Elemento combustible de Ascó.



se realizó en las otras dos válvulas del presionador, una de las cuales también superó el punto de consigna, procediendo a reajustar su valor. La causa, según el titular, es que las calibraciones se realizan en frío aplicando un factor de corrección de temperatura, y el útil de calibración utilizado en las comprobaciones en caliente introduce errores en el proceso de adquisición de datos, al depender en exceso del factor humano. Está previsto realizar la prueba de vigilancia con una nueva metodología para verificar en caliente el punto de consigna referido en el próximo proceso de arranque y adquirir la instrumentación adecuada para automatizar la recogida de los datos relativos al punto de consigna de apertura de válvulas de seguridad del presionador.

El 30 de mayo se produjo la actuación de un transmisor de radiación situado en el edificio de combustible, cuando la planta estaba en recarga, lo que provocó la demanda de actuación del sistema de ventilación de emergencia de la piscina de combustible debido a un incremento de la tasa de dosis en el área, producido por un aumento de la actividad en la piscina de combustible al ponerse ésta en comunicación con la cavidad de recarga. El otro transmisor situado en la misma zona, si bien registró un incremento en la tasa de dosis, no actuó, al no haber alcanzado su punto de tarado. La causa fue que la apertura de la compuerta del sistema de transferencia de combustible, que comunica la cavidad de recarga con la piscina de combustible gastado, produce una ligera disminución del nivel de agua de la piscina, con la consiguiente reducción del blindaje de los elementos combustibles. Además, el agua de la cavidad de recarga tiene una actividad radiológica 100 veces superior a la actividad de la piscina. Por último, el punto de consigna de los transmisores de radiación, establecido en dos veces el fondo radiológico de la zona, comporta que un ligero incremento de actividad en el área provoque su actuación.

El 3 de junio se produjo aislamiento de la ventilación del edificio de combustible por actuación de los transmisores de radiación, al haber superado sus valores de consigna establecidos en dos veces el fondo. La actuación de los transmisores de radiación ha sido originada por un incremento de tasa de dosis en el área. Tras la reparación del volteador de elementos combustibles, la maniobra de apertura de la compuerta que comunica la piscina de



Central nuclear de Ascó.

combustible con el canal de transferencia, lleno conjuntamente con la cavidad de recarga con agua procedente del tanque de recarga, provocó un flujo inmediato de agua con mayor actividad desde el canal de transferencia hacia la piscina, lo que indujo un incremento rápido de la actividad en la superficie de la misma y, por lo tanto, del nivel de radiación ambiental. Como consecuencia de este suceso y del anterior, se ha presentado una propuesta de cambio de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento para sustituir el criterio de punto de tarado de “dos veces el fondo” por un valor fijo establecido en menos de  $2 \cdot 10^{-2}$  msv/h en el edificio de combustible.

La unidad II de la central tuvo durante el segundo trimestre de 2009 los siguientes sucesos, todos ellos clasificados como nivel 0 en la Escala INES:

El 2 de abril se produjo una reducción de potencia por inoperabilidad de las válvulas de alivio del presionador en las mismas condiciones señaladas en el suceso de la unidad I de la misma fecha.

El 5 de abril se produjo el aislamiento de la ventilación normal de la sala de control, tren B, por señal no requerida del sistema de detección de gases tóxicos. El tren A detectó valores normales, al igual que los dos trenes del detector de gases tóxicos de la sala de control de Ascó I. La causa del suceso fue un fallo de corriente en el filamento de una de las dos resistencias que calientan la muestra del analizador, debido a problemas de condensación / humedad en el circuito de toma de muestra con entrada de aire del exterior. Se realizó la sustitución de los filamentos y se ejecutó la prueba funcional del detector. Se

realizará la modificación de la lógica de actuación para eliminar las actuaciones producidas por un fallo único, así como la modificación de la toma de muestras para conseguir la reducción de condensación de agua en la línea de admisión de aire del detector.

El 9 de abril se produjo un incumplimiento de la vigilancia contra incendios requerida por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento en los edificios auxiliar, control y penetraciones eléctricas. Se trata de un suceso idéntico al ocurrido en la unidad I en la misma fecha.

El 12 de mayo se produjo el aislamiento de la ventilación normal de la sala de control, tren B, por señal no requerida del sistema de detección de gases tóxicos. El tren A detectó valores normales, al igual que los dos trenes del detector de gases tóxicos de la sala de control de Ascó I. La causa del suceso fue una anomalía en el control de la alimentación eléctrica a las ópticas del analizador, debida a un desajuste electrónico del módulo de alta tensión de alimentación a la óptica, que provocó la indisponibilidad del equipo. Se realizó la sustitución del módulo de alimentación óptica y se ejecutó la prueba funcional del detector. Está pendiente la determinación de la causa del desajuste electrónico.

El 15 de mayo, durante los trabajos de mantenimiento de una unidad de extracción de aire del edificio auxiliar, se produjo un incumplimiento de la vigilancia contra incendios. Estando en descargo el sistema automático de extinción de incendios, el operario encargado de realizar la vigilancia continua de la zona no protegida contra incendios, exigida por las Especificaciones de Funcionamiento, abandonó, por error, dicha zona debido a una comunicación inadecuada respecto al alcance de dicha vigilancia. La central generará instrucciones específicas por escrito para las actividades de vigilancia de incendios en respuesta a entradas en Especificaciones de Funcionamiento.

El 25 de mayo se procedió a una secuencia de parada para el ajuste del tarado de las válvulas de seguridad del presionador, a raíz del suceso ocurrido en la unidad I el día 23, en el que se encontraron dos de las tres válvulas de seguridad del presionador con un tarado de apertura superior al requerido en las Especificaciones de Funcionamiento. Como extensión de causa, se decidió comprobar el punto de consigna de apertura de las válvulas de seguridad del

presionador en Ascó II, para lo cual se procedió a la bajada de carga de la unidad. Los valores obtenidos en la verificación de las tres válvulas superaron la tolerancia permitida por las Especificaciones de Funcionamiento, procediendo a reajustar los valores dentro del plazo establecido en las mismas. Las causas de este suceso y sus acciones correctoras son las indicadas en el suceso de la unidad I.

El 5 de junio se produjo el arranque automático del generador diesel B, al detectarse mínima tensión en la barra de salvaguardias 9A (tren b), como consecuencia de oscilaciones en la red eléctrica de 110 kv de la que se alimenta dicha barra a través del transformador auxiliar de arranque 2/TAA-2, debido a una tormenta. El generador diesel no llegó a acoplar a la barra al no persistir la condición de mínima tensión el tiempo suficiente para activar la señal de pérdida de potencia exterior. Tras verificar el correcto funcionamiento de los sistemas, se procedió a la parada del generador diesel.

El 18 de junio se produjo inoperabilidad de los transmisores del sistema de vigilancia de la radiación de partículas y gases de contención, por pérdida de la alimentación eléctrica a las bombas de suministro de la muestra de aire al sistema durante 45 minutos, a causa de una actuación indebida de la sonda de temperatura del transformador de suministro eléctrico a dichas bombas. Esta situación conlleva la entrada en la acción correspondiente de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento. Se resolvió el fallo sustituyendo la sonda por una resistencia. Se eliminarán los disparos por temperatura de los transformadores, manteniendo las vigilancias, alarmas y señales del SAMO, para evitar este tipo de disparos.

El Consejo acordó informar favorablemente sobre el Plan de Protección Física de ambas unidades y las revisiones de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento nº 93 de la unidad I.

El Consejo de Seguridad Nuclear realizó nueve inspecciones durante este periodo.

## Cofrentes

Este periodo se inició con la central operando a plena potencia y durante el mismo se produjeron cinco bajadas de carga para reestructurar las barras de control.

El día 25 de abril se llegó a la situación de todas las barras de control extraídas (ARO) y máxima

potencia térmica disponible, dando comienzo la extensión del ciclo de combustible. El día 5 de mayo se produjo disparo del reactor por disparo de turbina con carga superior al 35% debido a una señal espuria de alta temperatura en el escape de la turbina de baja presión. El trimestre finalizó con la planta funcionando al 97,3% de su potencia térmica autorizada.

En este periodo ha habido dos sucesos notificados al CSN, en ambos casos, han sido clasificados preliminarmente como 0 en la Escala INES. La primera notificación se trató de un disparo del reactor por disparo de turbina debido a una señal espuria de alta temperatura en el escape de la turbina de baja presión; la otra notificación fue como consecuencia de un retraso en la realización de un requisito de vigilancia de comprobación de válvulas de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM) para el sistema de aspersión del núcleo a alta presión. Posteriormente, el requisito se ejecutó con resultado satisfactorio. Ninguno de los sucesos ha supuesto liberación alguna de actividad al medio ambiente.

Durante este periodo el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear ha informado favorablemente dos propuestas de modificación de las ETFM. La primera de ellas es consecuencia de una modificación de diseño. La segunda es una propuesta de revisión del apartado 3.7.4 “Sistema de filtración de emergencia de la sala de control” de las ETFM.

Además, el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear ha informado favorablemente una propuesta de modificación del Plan de Protección Física, para adecuar su contenido a la modificación del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas y a lo especificado en la Instrucción del Consejo IS-09, de 14 de junio de 2006, en la que se detalla el alcance y contenido de los planes de protección física.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó cinco inspecciones a la central.

### José Cabrera

En el segundo trimestre de 2009 se ha continuado con el plan de mantenimiento estipulado para garantizar las condiciones de seguridad del combustible, sin que se notificara ningún suceso.

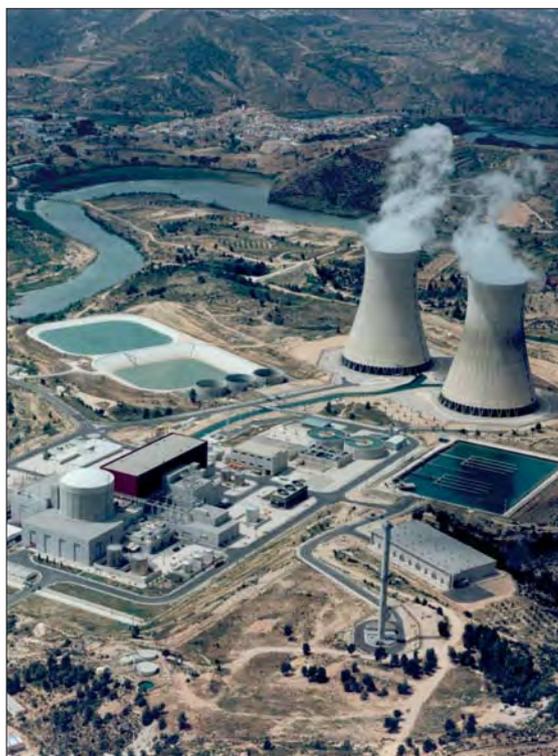
Se continuaron los trabajos de descarga y traslado del combustible almacenado en la piscina de

combustible gastado al almacén temporal individualizado. La situación a la finalización del trimestre es de 155 elementos combustibles almacenados en la piscina de elementos gastados y 222 elementos almacenados en siete contenedores de almacenamiento de combustible. Está previsto que la descarga de todos los elementos combustibles finalice durante el tercer trimestre.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó cuatro inspecciones a la central.



Paneles de la sala de control de Cofrentes.



Exterior de la central nuclear de Cofrentes.



Exterior de la central nuclear Santa María de Garoña.

## Santa María de Garoña

La central inició el trimestre finalizando la parada para recarga y el día 3 de abril se inició el arranque. El 6 de abril se realizó una parada para sustituir una válvula de alivio/seguridad y el 7 de abril se acopló el generador a la red. El 23 de abril se produjo una parada automática del reactor por rechazo de carga del generador principal. El resto del trimestre la central operó a la potencia térmica nominal, excepto varias reducciones de potencia hasta un máximo del 65 % para realizar pruebas de Especificaciones de Funcionamiento, el ajuste del modelo de barras de control y pruebas de supresión de potencia.

En este periodo, el Consejo de Seguridad Nuclear emitió un informe sobre la solicitud de renovación de la autorización de explotación de la central por un periodo de diez años, así como un informe adicional sobre la renovación de la autorización de explotación de la misma para periodos de dos, cuatro y seis años, a petición del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó tres inspecciones a la central.

## Trillo

El día 3 de abril se produjo el acoplamiento de la central a la red eléctrica una vez finalizadas las actividades de la recarga de combustible, que se había iniciado el 10 de febrero. Tras el acoplamiento, comenzó la subida de potencia hasta llegar al 100% el 8 de abril.

Ese mismo día se detectó y notificó una pequeña fuga de hidrógeno en un enfriador de gases del alternador, lo que motivó que se parara la planta para reparar la fuga, y el 17 de abril la planta alcanzó de nuevo plena potencia. El resto del trimestre la central funcionó a plena potencia sin más incidencias que la notificación de dos sucesos: uno, la detección de varias juntas de separación de edificios que no cumplen los criterios de tiempo de resistencia al fuego, por lo que se declararon inoperables y se realizaron las acciones compensatorias correspondientes; y otro, debido al cierre manual de una válvula que produjo un pequeño transitorio de nivel en el presionador. Estos tres sucesos notificables han sido clasificados como nivel 0 en la Escala INES y no han tenido consecuencias para la seguridad de la planta.

Durante estos meses, el Consejo apreció favorablemente la revisión 13 del Plan de Emergencia Interior de la central.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó siete inspecciones a la central.

## Vandellós II

La central permaneció durante este período en parada de recarga y se continuaron las actividades de montaje, construcción y pruebas de puesta en servicio del nuevo sistema de refrigeración de salvaguardias tecnológicas (sistema EJ), con el fin de declarar su operabilidad antes de la finalización de la parada programada.

Durante este periodo el Consejo de Seguridad Nuclear realizó ocho inspecciones a la central.

## Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento

### Ciemat

Las actividades del Programa Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC) continuaron avanzando durante el trimestre. Las tareas realizadas se han centrado fundamentalmente en la

metodología de desclasificación de superficies y en la operación, mantenimiento y mejora de las instalaciones auxiliares, procediéndose a caracterizar las superficies de los depósitos enterrados y el bloque de la piscina del edificio del reactor.

El CSN apreció favorablemente los niveles de liberación del emplazamiento propuestos por el Ciemat, basados en un escenario circunscrito a un futuro uso del centro dedicado a la investigación y a la docencia, así como la metodología de desclasificación de superficies, paramentos y grandes piezas.

En cuanto al PIMIC-Rehabilitación, continuaron las tareas de rehabilitación del edificio IN-04, Celdas calientes metalúrgicas. Se han retirado los conductos de ventilación de la nave de carga y se ha preparado la cubierta para el desmantelamiento de los componentes de esa cota del sistema de ventilación

Las próximas actividades del Proyecto PIMIC continuarán centrándose en la restauración de las diversas zonas del terreno que presentan alguna afectación radiológica originada por las antiguas actividades desarrolladas en el centro.

Durante este periodo se realizaron dos inspecciones a la instalación, una de ellas para asistir al desarrollo del simulacro de emergencia y la otra para verificar la aplicación de los límites y condiciones de operación de una de las instalaciones radiactivas en operación del centro.

### Fábrica de Uranio de Andújar

La instalación sigue bajo control, sin observarse incidencias.

Durante el trimestre se realizaron cuatro inspecciones, dedicadas al control de aspectos geológicos, hidrológicos, vigilancia radiológica ambiental y control general del emplazamiento, sin que se hayan encontrado desviaciones significativas.

### Planta Lobo G de la Haba (Badajoz)

El emplazamiento sigue bajo control, sin observarse incidencias.

Durante el trimestre se realizaron dos inspecciones sobre aspectos hidrogeológicos y control general del emplazamiento, sin que se hayan detectado desviaciones significativas.

Se presentó una solicitud para reducir el Programa de Vigilancia a Largo Plazo al que se encuentra

sometido el emplazamiento, dado que los resultados del referido programa, obtenidos desde su clausura, se encuentran dentro de los valores esperados.

### Centro Medioambiental de Saelices el Chico (Salamanca)

A lo largo del trimestre, el CSN ha continuado la evaluación de las propuestas de revisión de los documentos oficiales de la planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio, que presentó el titular, Enusa, en cumplimiento con la condición 4 del anexo de la Resolución por la que se prolonga la situación administrativa de cese de explotación de la planta Quercus, suspendiendo por dos años el proceso de licenciamiento del desmantelamiento de la misma.

El Pleno del CSN apreció favorablemente el Plan de Vigilancia y Mantenimiento presentado por Enusa para la planta Quercus. Dicho plan es aplicable durante la citada suspensión temporal y tiene por objeto que la instalación se mantenga en una condición segura hasta que se decida su futuro. Las actividades que se llevan a cabo en dicha planta no han dado lugar a incidencias.

Prosiguen las actividades asociadas al Programa de Vigilancia y Control de las aguas subterráneas y de la estabilidad de estructuras de la planta Elefante, ya restaurada.

En cuanto al emplazamiento minero del centro, prosigue la evaluación de la documentación final de obra remitida por Enusa al CSN para dar cumplimien-

Fábrica  
de Uranio  
de Andújar.



to a la autorización del Proyecto de Restauración del emplazamiento minero, otorgada en su día por la Junta de Castilla y León. Esta documentación deberá contar con la apreciación favorable del CSN antes de iniciar el denominado periodo de cumplimiento del emplazamiento restaurado. De manera simultánea, continúa la evaluación de la propuesta del Programa de Vigilancia y Mantenimiento del Emplazamiento Restaurado, que deberá ser también apreciado favorablemente por el CSN.

En el periodo se realizó una inspección a la planta Quercus que tuvo por objeto realizar el seguimiento del tratamiento, vigilancia y control de los efluentes radiactivos de la planta.

### Otras instalaciones mineras

En la antigua mina de Valdemascaño, en Salamanca, prosiguió la evaluación de la revisión 1 del Programa de Vigilancia y Mantenimiento en el que está actualmente la instalación.

En cuanto a la antigua mina de uranio de Casillas de Flores, también en Salamanca, para la que el CSN ha solicitado la realización de una serie de actuaciones complementarias de los trabajos de restauración, el titular presentó la revisión 1 del informe final de obras de la restauración que está actualmente en evaluación.

El CSN informó favorablemente ocho nuevas peticiones de permisos de investigación de recursos minerales de uranio solicitados por la comunidad autónoma de Castilla y León. En los informes correspondientes se incluyen los requisitos de protección radiológica a tener en cuenta durante las actividades iniciales de la prospección minera, se determinan los niveles de desclasificación de materiales, se dan indicaciones para los estudios del impacto radiológico requeridos y para la adecuada protección radiológica de los trabajadores y se indica la situación administrativa sobre la gestión final de los materiales residuales que se generen, de los ensayos de beneficio y estudios de viabilidad que se realicen y la restauración de las áreas afectadas por las actividades.

### Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

La instalación siguió durante el trimestre bajo control, sin observarse incidencias significativas. Se han realizado las operaciones habituales del centro

para la gestión de residuos de baja y media y de muy baja actividad.

Durante este periodo se ha informado favorablemente la solicitud de prórroga para la presentación del Programa Especial de Vigilancia Radiológica y el Plan de Protección Física aprobado por la Dirección General de Política Energética y Minas el 19 de mayo.

Se han iniciado los estudios y toma de medidas relacionados con los ensayos de las capas de cobertura definitiva de las plataformas de almacenamiento.

Durante el trimestre se realizaron cuatro inspecciones, sobre el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental, el simulacro de emergencia, los parámetros meteorológicos y la aceptación de residuos.

### Fábrica de combustible de Juzbado

La instalación funcionó con normalidad durante el trimestre, salvo el suceso notificado el 14 de mayo, durante una revisión de los parámetros de operación de las bombas de vacío que dan servicio al Sistema de Protección Radiológica.

Durante dicha revisión se identificaron discrepancias en los cálculos de los factores de muestreo de los efluentes gaseosos que se descargan al medio ambiente a través de extractores del Sistema de Ventilación y Aire Acondicionado. El titular procedió a parar las actividades de fabricación en las áreas afectadas y a realizar comprobaciones físicas sobre las sondas isocinéticas y los conductos de extracción afectados, para poder recalcular los datos y ajustar los parámetros en el sistema. Como resultado de las comprobaciones realizadas, el titular remitió una solicitud de revisión de las Especificaciones de Funcionamiento con los nuevos caudales de muestreo, que fue aprobada por resolución del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio el 25 de mayo. Por otra parte se ha iniciado un programa sistemático de revisión de las condiciones de los sistemas de seguridad de la fábrica, que se notificó al CSN el 2 de junio.

El Consejo apreció favorablemente la revisión 30 de las Especificaciones de Funcionamiento. También se emitió el escrito de concesión de la ampliación de plazo para realizar el programa de vigilancia radiológica de áreas exteriores dentro del emplazamiento de la fábrica y se continuó el proceso de evaluación del Análisis Integrado de Seguridad de Juzbado.

Durante el trimestre no se han realizado inspecciones a la instalación.



## Vandellós I

La instalación sigue bajo control, sin observarse incidencias significativas. En el periodo no se ha realizado ninguna inspección a la instalación.

## Instalaciones radiactivas

**Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas.** Durante el segundo trimestre de 2009 el CSN ha emitido 16 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones, 80 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas y 11 informes para declaración de clausura; un informe para la autorización de retirada de material radiactivo; un informe para la autorización de un servicio de protección radiológica, tres informes para autorización de unidades técnicas de protección radiológica, seis informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos x para radiodiagnóstico médico, tres informes para autorización de otras actividades reguladas, tres informes relativos a la aprobación de tipo de aparatos radiactivos y siete informes para la homologación de cursos de formación para la obtención de licencias o acreditaciones de personal.

**Acciones coercitivas adoptadas sobre instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas.**

Durante el segundo trimestre de 2009 el CSN remitió en total 21 apercibimientos a instalaciones ra-

diactivas y actividades conexas. De ellos, 11 se dirigieron a instalaciones industriales, dos a instalaciones comerciales y ocho a instalaciones de rayos x de radiodiagnóstico médico.

El CSN propuso la apertura de expediente sancionador a dos unidades técnicas de protección radiológica autorizadas para prestar servicio a instalaciones de rayos x de radiodiagnóstico médico.

## Seguridad física

### Reglamentación y normativa

Durante el trimestre, el Consejo de Seguridad Nuclear colaboró con el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio para resolver los comentarios y alegaciones presentados durante el trámite de audiencia pública del proyecto de Real Decreto sobre protección física de los materiales nucleares y fuentes radiactivas.

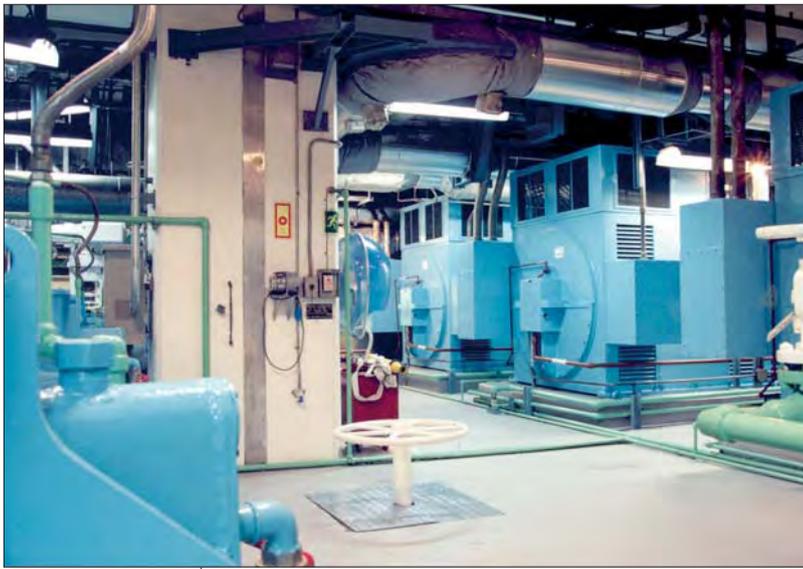
Con objeto de emitir los informes preceptivos al Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, se evaluaron las propuestas de los planes de protección física presentados por los titulares de las centrales nucleares de Almaraz, Ascó, Cofrentes y Vandellós y la fábrica de combustible nuclear de Enusa en Juzbado (Salamanca).

Durante este periodo se inspeccionaron los sistemas de seguridad física de las centrales nucleares de Vandellós II y Almaraz.

### Relaciones institucionales

El CSN, junto con otras autoridades, organismos y entidades del Estado ha continuado colaborando en

Exterior de la fábrica de combustible de Juzbado.



Sala de bombas de agua de alimentación de la central nuclear Santa María de Garoña.

el proyecto de reglamento para la protección de infraestructuras críticas, liderado por el Ministerio del Interior, uno de cuyos primeros objetivos es la transposición de la Directiva 2008/114/CE de identificación y la designación de infraestructuras críticas europeas y la evaluación de la necesidad de mejorar su protección. Concretamente, el CSN ha presentado sus sugerencias y comentarios a la revisión 1 del proyecto del Real Decreto durante la fase de tramitación correspondiente a informe a los ministerios y organismos involucrados en el Real Decreto.

Durante este periodo el CSN mantuvo diferentes reuniones con los ministerios del Interior, Industria, Turismo y Comercio, Asuntos Exteriores, Fomento, y con la Agencia Estatal de Administración Tributaria para la elaboración de un protocolo de actuación en caso de detección de tráfico ilícito o movimiento inadvertido de material radiactivo en puertos de interés del Estado.

#### Relaciones internacionales

En el segundo trimestre del año, el CSN continuó su colaboración con el OIEA para la elaboración de documentos sobre seguridad física nuclear, concretamente mediante la participación de expertos del Consejo en este ámbito en los comités de consultores formados para la elaboración de los siguientes documentos: Fundamentos de Seguridad Física Nuclear, Recomendaciones para la Protección Física de los Materiales e Instalaciones Nucleares y Recomendaciones sobre Protección Física de los Materiales Radiactivos e Instalaciones Conexas.

Dentro de este apartado, el CSN, atendió a personal de otros organismos reguladores nacionales en materia de seguridad física, becado por el OIEA para el intercambio de información sobre prácticas reguladoras e inspectoras en dicha materia, llevadas a cabo tanto por el CSN como por el Ministerio del Interior.

## Notificación de sucesos

### Incidentes en instalaciones nucleares

Durante este periodo se han recibido en la sala de emergencias del CSN (Salem) 12 informes de sucesos notificables en una hora y 29 informes de sucesos notificables en 24 horas; de éstos, 12 corresponden a ampliación de la información enviada en los correspondientes sucesos de una hora.

### Incidentes radiológicos

El día 14 de abril se recibió una llamada del Hospital Oncológico de San Sebastián informando de que una paciente que había sido sometida a un tratamiento con I-131, había vomitado en una bolsa de plástico y la había dejado en un contenedor en el peaje de la salida de Zarautz de la autopista A8. Los servicios del hospital recogieron la bolsa y la gestionaron como residuo. En contacto con la bolsa la tasa de dosis fue de 50  $\mu$ Sv/h.

El día 29 de mayo la empresa Emed Tartessus de Huelva informó a la Salem de un incendio forestal iniciado el día anterior en una zona próxima a la explotación minera de minas de Riotinto. Se activó el plan de emergencias y se solicitó el desplazamiento de medios del INFOCA y del cuerpo de bomberos. El fuego se acercó al Área 11, donde se encuentra una fuente encapsulada de Cs-137 de 3,7 GBq. Finalmente el incendio fue extinguido sin que la instalación ni la fuente se vieran afectadas.

El día 1 de junio la misma empresa comunicó que el incendio en los alrededores de la instalación de las minas de Riotinto extinguido el día anterior se había reavivado con mucha fuerza y a pesar de que se actuó para evitar que el fuego llegara a la instalación donde se encuentra una fuente encapsulada (Cs-137

y 250 mCi), en este caso el fuego sí alcanzó la instalación afectando visiblemente al cableado de la misma. Sin embargo, el fuego no permaneció activo en la zona mucho tiempo, y las pruebas realizadas indicaron que la hermeticidad de la fuente no sufrió ningún daño.

El día 5 de junio el Instituto de Control de Calidad informó sobre el robo de un equipo radiactivo de medida de densidad y humedad de suelos de la firma Troxler, provisto de dos fuentes radiactivas encapsuladas; una de Cesio-137 de 296 MBq (8 mCi) de actividad máxima y otra de Americio-241/Berilio de 1,48 GBq (40 mCi). La sustracción se produjo de un vehículo estacionado en Mairena del Aljarafe (Sevilla) durante la noche del 4 al 5 de junio. Desde la Salem se informó a los organismos concernientes y se alertó a la Unidad Técnica de Protección Radiológica por si se precisara su intervención. El CSN emitió una nota de prensa informando de la sustracción del equipo.

El día 8 de junio la empresa de transportes ETSA comunicó el extravío de dos bultos con material radiactivo en el Aeropuerto de Barajas, que fueron localizados en menos de una hora.

El día 19 de junio se recibió notificación a través de la web ENAC del OIEA de un incidente durante el proceso de producción de radiofármacos en la instalación MDS Nordion (Bélgica) que originó la emisión a la atmósfera de unos 3TBq de xenón. La alerta fue dada por la red de vigilancia automática Teledad. Se estimó una dosis al individuo crítico en el límite de la instalación del orden de 1 µSv.

El día 19 de junio la empresa Fight Care Cargo notificó el extravío de un bulto con I-123 de aplicación médica que procedía de Eindhoven (Holanda).

## Gestión de emergencias

### Activación ORE

Durante este periodo no se activó la Organización de Respuesta ante Emergencias del CSN.

### Planes de emergencia

El Pleno del CSN en su reunión del 17 de junio de 2009 acordó informar favorablemente el proyecto de modificación del Real Decreto 1546/2004,

de 25 de junio, por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear, remitido por la Dirección General de Protección Civil y Emergencias del Ministerio del Interior. Este proyecto potencia la representación de los ayuntamientos en el órgano ejecutivo de los planes de emergencia nuclear exteriores y flexibiliza la estructura de los grupos operativos, sin que ello afecte a los grupos radiológicos.

En este periodo se evaluó el Plan de Emergencia Interior del Plan de Desmantelamiento de la central nuclear José Cabrera.

## Preparación ante emergencias

Durante el trimestre, el CSN participó en los simulacros anuales preceptivos de los Planes de Emergencia Interior (PEI) de las centrales nucleares de Cofrentes y Trillo, del centro de almacenamiento de El Cabril y del Ciemat. Los simulacros se realizaron con un escenario secuencial de supuestos previamente desconocido, tanto para los actuantes de las instalaciones como del propio CSN, existiendo en ambas partes controladores para verificar que los simulacros se desarrollaban según lo previsto.

Los simulacros fueron presenciados *in situ* por inspectores del CSN, y la Organización de Respuesta ante Emergencias del CSN fue activada con el personal necesario para afrontar dichas situaciones de emergencia simuladas. En el caso de las centrales nucleares se activaron asimismo el Centro de Apoyo Técnico (CAT), así como el Centro de Coordinación Operativa (Cecop) del correspondiente Plan de Emergencia Nuclear Exterior (Pena y Penguá).

Se organizó y ejecutó, de manera conjunta entre el CSN y la Subdelegación del Gobierno de Guadalajara, un ejercicio de activación de la Estación de Clasificación y Descontaminación de Brihuega del Penguá.

En cuanto a ejercicios internacionales, el CSN participó en el ejercicio ConvEx-2B del OIEA activando parcialmente la ORE. El escenario consistió en un accidente con pérdida de refrigerante en una central nuclear cercana a un río que fuera frontera natural con un país vecino. Durante el ejercicio se realizó la transmisión de información directamen-

te entre la Salem y el centro de crisis del organismo regulador francés (ASN).

En el segundo trimestre del año 2009, fueron presentados el Plan de Actuación, la Organización de Respuesta ante Emergencias y la Salem del CSN, al Foro Iberoamericano de reguladores, a la Dirección General de Salud Pública del Ministerio de Sanidad, al Consejo Superior de Cámaras de Comercio, al Centro Económico y Social, a la Escuela Diplomática del Ministerio de Asuntos Exteriores y Cooperación, y a la Dirección General de la Xunta de Galicia responsable de la gestión de la Encomienda del CSN.

En materia de formación cabe destacar que el CSN colaboró en la segunda edición del curso de formación para especialistas de la Escuela de Defensa NBQ del Ministerio de Defensa; organizó y financió la edición 2009 del curso general de formación de actuantes en emergencias nucleares, en colaboración con la Escuela Nacional de Protección Civil, y colaboró en las jornadas celebradas a los actuantes del Penbu y del Penca.

En cuanto a las herramientas de la Salem, el Pleno ha aprobado la propuesta del proyecto de renovación de la Red de Estaciones Automáticas (REA) del CSN, que será llevado a cabo en coordinación con aquellas comunidades autónomas que disponen de redes similares: Comunidad Valenciana, Cataluña, País Vasco y Extremadura. Asimismo, ha sido prorrogado por un periodo de tres años el acuerdo específico de colaboración entre el CSN, la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura para el intercambio de datos de las estaciones automáticas de vigilancia radiológica de cada institución

En el contexto de la participación del CSN en el Sistema Nacional de Emergencias, se está colaborando con el Departamento de Infraestructura y Seguimiento para Situaciones de Crisis de Presidencia del Gobierno en la creación del Inventario Nacional de Capacidades NRBQ, en colaboración con otras instituciones del Estado.

En actividades internacionales, el CSN participó en la reunión final del proyecto EURANOS sobre el enfoque europeo para la gestión de emergencias nucleares y radiológicas y estrategias de rehabilitación, celebrado en el Ciemat, y se continuaron las actividades asociadas al Working Party on Nuclear Emergency Matters (WPNEM) de la NEA.

## Acuerdos del Pleno

### ■ Informe complementario al dictamen sobre la renovación de la autorización de explotación de Santa María de Garoña

El Pleno del Consejo, en su reunión del 24 de junio, acordó por unanimidad emitir un informe complementario al aprobado el 5 de junio sobre la renovación de la autorización de explotación de la central nuclear Santa María de Garoña por un periodo de diez años, en respuesta a la solicitud cursada por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio y recibida en el CSN el 17 de junio sobre los condicionantes aplicables a una renovación por un período de dos, cuatro o seis años.

En dicho informe complementario se subrayaba que los análisis y evaluaciones realizados para la renovación de la autorización de la central nuclear de Santa María de Garoña seguían siendo válidos en su totalidad, que la central cumplía los requerimientos de seguridad y que las modificaciones propuestas en el dictamen del 5 de junio eran mejoras destinadas a incrementar los niveles de seguridad siguiendo las mejores prácticas internacionales, suplementarias a los requerimientos de su base de licencia, que no se han exigido en Estados Unidos a las centrales que han extendido su autorización más allá de los cuarenta años iniciales supuestos en el diseño. Respecto a la aplicación a los periodos de dos, cuatro o seis años de las condiciones incluidas en el informe del 5 de junio el Pleno acordó las conclusiones siguientes:

—Los límites y condiciones de 1 a 8 propuestos siguen siendo válidos para cualquiera de los supuestos planteados, con la excepción del número 7, que debería omitirse si se va a decidir el cese definitivo de la explotación, transcurridos los plazos mencionados.

—Los programas de mejora y propuestas de actuación, a que hace referencia la condición 9, deberían ajustarse en alcance y fecha de ejecución, al plazo para el que se conceda la renovación de la autorización. Este ajuste se podría realizar mediante las Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emitiese al efecto.

—La implantación de las modificaciones a que hacen referencia las condiciones 10, 11, 12, 13 y 14, previstas para 2011 y 2013, no estarían justificadas en caso de que se renueve la autorización por dos

años, por lo que, en ese supuesto, se podrían suprimir dichas condiciones.

—La implantación de las modificaciones a que hacen referencia las condiciones 10, 11, 12, 13 y 14, previstas para 2011 y 2013, con el alcance requerido inicialmente, no se justificarían en caso de que se renueve la autorización por cuatro años (hasta 2013). Sin embargo, si se pueden introducir mejoras en esos sistemas de seguridad con un alcance más limitado y un plazo de implantación acorde al mismo, excepto en el caso del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS), que ya se ha mejorado dentro de lo que permite el diseño actual. Por tanto, en este supuesto se podría eliminar la condición 10 y modificar el texto de las restantes condiciones, refundiéndolas en una. El alcance de las mejoras a introducir y sus plazos de implantación se deberían definir en Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN debería emitir al efecto.

—La instalación del nuevo Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva a que se refiere la condición 10, prevista para 2011, sólo tiene sentido en el caso de que se renueve la autorización por seis años, dado que en este caso la modificación estaría operativa durante dos ciclos de operación y, además, posteriormente, durante la fase de descarga del combustible de la piscina y durante el desmantelamiento. Por ello, estaría justificado mantener dicha condición en este supuesto.

—Las modificaciones a que se refieren las condiciones 11, 12, 13 y 14, previstas para 2013, sólo estarían operativas durante un ciclo de operación, en caso de que renueve la autorización por seis años, por lo que no se justificaría su implantación. Sin embargo, si se pueden introducir mejoras en esos sistemas de seguridad con un alcance más limitado que el previsto inicialmente, y con un plazo de implantación acorde al mismo. Por ello, en este supuesto, se podría modificar el texto de estas condiciones, refundiéndolas en una y que el alcance de las mejoras a introducir y sus plazos de implantación se definirían en Instrucciones Técnicas Complementarias que el CSN emitiera al efecto.

—Las Instrucciones Técnicas Complementarias incluidas en el informe CNSMG/MITC/09/05, deberían ser modificadas para adaptarlas a las nuevas condiciones propuestas y al periodo para el que fi-



Pleno del CSN tras la renovación realizada en marzo de 2009.

nalmente se conceda la renovación de la autorización de explotación.

—En los tres supuestos planteados por el Ministerio, se reduce el tiempo de explotación respecto a las expectativas iniciales del titular. En esas circunstancias, el CSN considera necesario garantizar que se mantiene la cultura de seguridad necesaria para la operación controlada de la central hasta el cese definitivo de la explotación.

■ **Apreciación favorable de los niveles de liberación aplicables al Plan de Restauración del Ciemat**  
En su reunión del 17 de junio, el Pleno del Consejo acordó por unanimidad informar favorablemente, con condiciones, los niveles de liberación aplicables en el Plan de Restauración del emplazamiento del Ciemat, en los términos presentados por este organismo en el documento “Determinación de los niveles de liberación aplicables al plan de restauración del emplazamiento” modificando las condiciones establecidas en el Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC). La evaluación de la Dirección Técnica de Protección Radiológica concluye que los niveles de liberación propuestos son aceptables con las restricciones y bajo las condiciones que propone el titular del emplazamiento. ©

## Datos del primer trimestre de 2009\*

Entre enero y marzo de 2009 se registraron 27 hallazgos de inspección que el CSN categorizó en todos los casos con el color *verde*, lo que implica baja importancia para la seguridad. De igual forma, el conjunto de indicadores de funcionamiento de todas las centrales nucleares se mantuvo en ese color.

En la matriz de acción, que tiene en cuenta los resultados de los anteriores trimestres, cinco centrales (Almaraz I y II, Cofrentes, Santa María de Garoña y Trillo) se situaron en la columna de “respuesta del titular”, por lo que el CSN se limita a mantener el programa base de inspección.

Ascó II se colocó en la columna de “respuesta reguladora” por un hallazgo de inspección *blanco* en el pilar de sistemas de mitigación relativo a retrasos injustificados en analizar las causas de los fallos de un tipo de relés que han producido el fallo de equipos de seguridad. Este hallazgo fue clasificado en el último trimestre de 2008.

Vandellós II quedó también ubicada en la segunda columna por la existencia de un hallazgo *blanco* relativo a la implantación incorrecta de una modificación de diseño requerido por el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de inundaciones, categorizado desde el segundo trimestre de 2008. La central ha realizado un análisis para determinar la causa raíz y los factores contribuyentes al fallo, e incluir en su programa de acciones correctivas las actuaciones necesarias para resolver las deficiencias detectadas.

Por último, Ascó I permanece en la tercera columna de “pilar degradado”, debido al efecto de arrastre del hallazgo de inspección, clasificado en el segundo trimestre de 2008, por un hallazgo *amarillo* (de sustancial importancia) en el pilar de protección radiológica del público y dos *blancos* (importancia entre baja y moderada) en los pilares de protección radiológica ocupacional y de sucesos iniciadores, respectivamente. ©

(\*) Últimos datos disponibles al cierre de la revista. Pueden consultarse datos más recientes en [www.csn.es](http://www.csn.es)

La tabla resumen de hallazgos sólo muestra en cada pilar de seguridad el número de hallazgos de la categoría más relevante, por eso puede no coincidir el número presentado con el total. Así, por ejemplo, si hay un hallazgo *blanco* y tres *verdes* presenta sólo un hallazgo *blanco*, sin mencionar los *verdes*, si hay cuatro hallazgos *verdes* presenta ese mismo número.

SISC Sistema Integrado de Supervisión de Centrales Nucleares		CSN CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR						www.csn.es
Inicio   Histórico de Datos   Hallazgos		HALLAZGOS						
Inicio		Hallazgos (Trimestre 1 año 2009)						
UNIDADES	Sucesos iniciadores	Sistemas de mitigación	Integridad de barreras	Preparación para emergencias	Protección radiológica ocupacional	Protección radiológica del público	Elementos Transversales	
Almaraz I	Sin hallazgos	Verde (2)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Almaraz II	Sin hallazgos	Verde (3)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Ascó I	Sin hallazgos	Verde (4)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Verde (1)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Ascó II	Verde (2)	Verde (3)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Cofrentes	Sin hallazgos	Verde (1)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Verde (3)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
S.M. Garoña	Sin hallazgos	Verde (2)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Trillo	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	
Vandellós II	Verde (1)	Verde (4)	Verde (1)	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	Sin hallazgos	

	INDICADORES															
	Indicadores (Trimestre 1 año 2009)															
	Sucesos iniciadores			Sistemas de mitigación						Integridad de barreras		Preparación para emergencias			Protección radiológica	
	I1	I3	I4	M2	M1A	M1B	M1C	M1D	M1E	B1	B2	E1	E2	E3	O	P
<b>Almaraz I</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Almaraz II</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Ascó I</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Ascó II</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Cofrentes</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>S.M.Garóña</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Trillo</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V
<b>Vandellós II</b>	V	V	V	V	V*	V*	V*	V*	V*	V	V	V	V	V	V	V

(\*) El color resultante corresponde al valor calculado en el trimestre anterior, ya que los datos de este indicador se entregan retrasados un trimestre

	MATRIZ DE ACCIÓN				
	Matriz de acción (Trimestre 1 año 2009)				
	Respuesta Titular	Respuesta Reguladora	Pilar Degradado	Degradaciones Múltiples	Funcionamiento Inaceptable
<b>Almaraz I</b>		<b>Ascó II<sup>1</sup></b>	<b>Ascó I<sup>3</sup></b>		
<b>Almaraz II</b>		<b>Vandellós II<sup>2</sup></b>			
<b>Cofrentes</b>					
<b>S.M. Garóña</b>					
<b>Trillo</b>					

**1** Ascó II se encuentra en la columna de respuesta reguladora porque en el cuarto trimestre de 2008 se categorizó como BLANCO un hallazgo de inspección en el Pilar de sistemas de mitigación debido a la excesiva tasa de fallos de cierto tipo de relés de equipos de seguridad sin que la central adoptara con la debida diligencia las acciones correctivas oportunas

**2** Vandellós II se encuentra en la columna de respuesta reguladora porque en el segundo trimestre de 2008 se categorizó como BLANCO un hallazgo de inspección sobre falta de estanqueidad de puertas de cubículos de seguridad ante inundaciones, perteneciente al Pilar de sistemas de mitigación

**3** Ascó I se encuentra en la columna de pilar degradado porque en el segundo trimestre de 2008 se categorizaron: a) un hallazgo sobre la falta de calificación sísmica de las grúas de tensado de tendones de la contención, perteneciente al Pilar de sucesos iniciadores, como BLANCO, b) también como BLANCO un hallazgo sobre deficiencias de medidas de protección radiológica de los trabajadores consecuencia del suceso de emisión de partículas radiactivas, perteneciente al Pilar de protección radiológica operacional, y c) como AMARILLO el mismo hallazgo en lo relativo a potencial impacto radiológico a personas no profesionalmente expuestas, éste en el Pilar de protección radiológica al público. Además, en el cuarto trimestre de 2008 se categorizó como BLANCO un hallazgo de inspección en el Pilar de sistemas de mitigación debido a la excesiva tasa de fallos de cierto tipo de relés de equipos de seguridad sin que la central adoptara con la debida diligencia las acciones correctivas oportunas

---

**Columna de respuesta del Titular**

Una central está en esta columna cuando todos los resultados de la evaluación están en verde. El CSN mantendrá el programa base de inspección y las deficiencias que se identifiquen se tratarán por el Titular dentro de su programa de acciones correctoras.

**Columna de respuesta reguladora**

Una central está en esta columna cuando tiene uno o dos resultados blancos, sea indicador de funcionamiento o hallazgo de inspección, en diferentes pilares de la seguridad y no más de dos blancos en un área estratégica.

**Columna correspondiente a un pilar degradado**

Se considera que un pilar está degradado cuando existen en el mismo dos o más resultados blancos o uno amarillo. Una central está en esta columna cuando tiene un pilar degradado o tres resultados blancos en un área estratégica.

**Columna correspondiente a múltiples/repetitivas degradaciones**

Una central se encuentra en esta columna cuando tiene varios pilares degradados, varios resultados amarillos o un resultado rojo, o cuando un pilar ha estado degradado durante cinco o más trimestres consecutivos.

**Columna de funcionamiento inaceptable**

El Consejo coloca en esta situación a una central cuando no tiene garantía suficiente de que el Titular es capaz de operar la central sin que suponga un riesgo inaceptable.

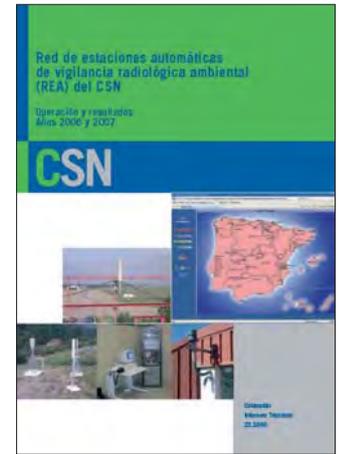
## PUBLICACIONES



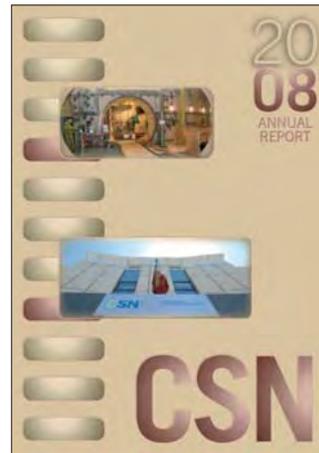
**Instrucción IS-22, sobre gestión del envejecimiento y operación a largo plazo de centrales nucleares**



**Plan de Emergencia Interior en instalaciones radiactivas**



**Red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental (REA) del CSN**



**2008 Annual Report**

**alFa** Revista de seguridad nuclear y protección radiológica

**Boletín de suscripción**

Institución/Empresa		
Nombre		
Dirección		
CP	Localidad	Provincia
Tel.	Fax	Correo electrónico
Fecha	Firma	

Enviar a **Consejo de Seguridad Nuclear — Servicio de Publicaciones**. Pedro Justo Dorado Delmans, 11. 28040 Madrid / Fax: 91 346 05 58 / [peticiones@csn.es](mailto:peticiones@csn.es)

La información facilitada por usted formará parte de un fichero informático con el objeto de constituir automáticamente el *Fichero de destinatarios de publicaciones institucionales del Consejo de Seguridad Nuclear*. Usted tiene derecho a acceder a sus datos personales, así como a su rectificación, corrección y/o cancelación. La cesión de datos, en su caso, se ajustará a los supuestos previstos en las disposiciones legales y reglamentarias en vigor.



Pedro Justo Dorado Dellmans 11  
28040 Madrid (España)  
[www.csn.es](http://www.csn.es)

