

**Revista del CSN / Número 25
IV Trimestre 2002**

Seguridad Nuclear



**Aumento de potencia
en la central nuclear de Cofrentes**

**Propuesta de directiva sobre control
de fuentes radiactivas**

**Costes de generación de electricidad
en centrales nucleares**

**Gestión de residuos radiactivos
en los países de la Unión Europea**

Hans Bethe

Seguridad Nuclear

Revista del CSN

Año VII / Número 25

IV Trimestre 2002

Directora

María-Teresa Estevan Bolea

Comité de redacción

José Ángel Azuara Solís

Julio Barceló Vernet

Carmen Martínez Ten

Paloma Sendín de Cáceres

Antonio Morales Plaza

Ana Villuendas Adé

Consejo de**Seguridad Nuclear**

Justo Dorado, 11

28040 Madrid

Tf. 91 346 04 24

Fax 91 346 05 58

www.csn.es

Coordinación editorial

RGB Comunicación

Princesa 3, dpdo.

28008 Madrid

Tf. y Fax 91 542 79 56

Impresión

Artes Gráficas Gaez, S.A.

Carretera Antigua de

Valencia, km. 25,2

28500 Arganda del Rey

(Madrid)

Tf. 91 876 04 08

Fax 91 871 41 45

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: Traffic Jam N° 2

(José María Cerezo)

Las opiniones y conceptos recogidos en esta publicación son de responsabilidad exclusiva de sus autores, sin que la revista *Seguridad Nuclear* los comparta necesariamente.

1

Editorial

2

Artículos técnicos

Aumento de potencia en la central nuclear de Cofrentes

Diego Encinas

16

Propuesta de directiva sobre control de fuentes radiactivas selladas de actividad elevada

Concepción Ruiz Andrada

24

Estimación de costes de generación de electricidad en centrales nucleares y otros tipos de centrales

Pedro Coll Butí y Carlos Tapia Fernández

33

La gestión de residuos radiactivos en los países de la Unión Europea

Elena Vico

40

Artículos divulgativos

Detectores iónicos de humo

42

Fuentes radiactivas: materia de control

44

¿En qué consiste la activación de una estación de clasificación y descontaminación?

47

Grandes figuras de la ciencia nuclear y radiactiva

Hans Bethe

49

Actualidad

Centrales nucleares / Otros acuerdos del Pleno del CSN / Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento / Actuaciones en emergencias / Instalaciones radiactivas

53

Noticias breves

56

Resúmenes

Editorial

F

inalizamos el año 2002 con una creciente y constante dedicación a la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas, consecuencia de las nuevas necesidades que van surgiendo en nuestro ámbito de actuación.

En el área de la generación eléctrica nuclear, los nueve grupos nucleares han producido en España 63.011 GWh, lo que representa el 26% del total de la electricidad generada en el conjunto de España y el 32% en la Península, que es el dato significativo, con una potencia de 7.871 MW, lo que representa un funcionamiento medio de 8.005 horas/año. Son cargas muy altas y las centrales nucleares han operado en el año 2002 con excelentes condiciones de seguridad y muy altos rendimientos, como puede observarse.

Pero estos altos factores de carga, el alargamiento de los ciclos de operación, la reducción del periodo de recarga, los incrementos de potencia y el mayor enriquecimiento del combustible en el isótopo fisible, requieren cada vez más atención a la seguridad de funcionamiento, seguridad que se fundamenta en una verdadera defensa en profundidad. Ello implica disponer de múltiples niveles de protección.

Las diferentes actividades que se desarrollan en una instalación pueden estar relacionadas con cuestiones organizativas o de conducta, o con equipos, pero todas ellas están cubiertas por varios niveles de medidas de seguridad, que se solapan entre sí. De este modo, una deficiencia o un fallo en un nivel puede ser compensado o corregido por otro nivel.

Además, los acontecimientos que se produjeron en Estados Unidos el 11 de septiembre de 2001, y otros posteriores, han obligado a titulares, reguladores y otras instituciones a ocuparse con rigor de la protección física de las instalaciones que albergan materiales radiactivos. Todo ello ha puesto de manifiesto la necesidad de mejorar la cultura de seguridad en todos los escalones que configuran tal cultura.

Bajo este enfoque, se considera que una planta o instalación tiene una cultura de seguridad fuerte cuando las características de la organización y la actitud de los individuos ponen en primer término la protección y la seguridad. La seguridad es el resultado de todo lo que hace o deja de hacer la dirección. Para gestionar la seguridad de manera efectiva, debe adoptarse un enfoque sistemático. Al mismo tiempo, sigue existiendo el elemento humano y, por tanto, la posibilidad de error humano, aspectos ambos que deben tenerse en cuenta. Los directivos deben ser conscientes del efecto que su visión del trabajo tiene en los comportamientos individuales y colectivos.

Coincide todo ello con los intereses de los diferentes estamentos concernidos. Dos son los factores que conducen a buenos resultados económicos en la generación eléctrica de origen nuclear: un funcionamiento excelente de las instalaciones nucleares y un compromiso absoluto con la seguridad. En los últimos años, se han hecho avances significativos en términos de seguridad y mejora de la producción y esa mejora continua de la cultura de seguridad es la mayor prioridad del CSN.

Aumento de potencia en la central nuclear de Cofrentes

Desde junio de 2002, Cofrentes opera con una potencia térmica autorizada de 3.184 MW, lo que supone el 110% de la potencia original. Se trata del más alto nivel de incremento de

potencia alcanzado en España hasta la fecha. En el artículo se resume lo más significativo de este proyecto de aumento de potencia (APE-110%) y de su evaluación por parte del CSN.

1. Introducción

La máxima potencia térmica producida por el reactor de una central nuclear constituye un límite operativo básico en el que se sustentan los análisis que garantizan la operación segura de la planta. Diversas circunstancias, entre las que cabe destacar la mejora de los métodos y herramientas utilizados en los análisis de seguridad, así como las progresivas mejoras introducidas en el diseño del combustible y del núcleo, han hecho posible técnicamente aumentar de forma significativa el valor de dicha potencia máxima, manteniendo los márgenes frente a los límites de seguridad dentro de valores aceptables. Conseguir este objetivo lleva aparejado, por tanto, la realización de nuevos análisis de seguridad, así como la ejecución de cambios físicos en la planta para acomodar la capacidad de estructuras, sistemas y equipos a las condiciones operativas derivadas del aumento de potencia.

El aumento de la potencia generada por el reactor se ha convertido

en un método rentable de aumentar la capacidad de generación de energía eléctrica de las centrales nucleares. Muchos reactores de agua ligera (LWR) han aumentado su potencia en las últimas décadas, siendo cada vez más altos los incrementos licenciados en relación con la potencia máxima autorizada al inicio de la explotación de estas instalaciones. En concreto, las centrales de agua en ebullición (BWR) están aprovechando en mayor grado esta posibilidad de aumento de capacidad de producción.

Desde el punto de vista del proceso de licenciamiento, el organismo regulador estadounidense, la Nuclear Regulatory Commission (NRC), ha clasificado los aumentos de potencia en tres grupos:

— Aumentos de potencia por reducción en la incertidumbre de la medida. Se consiguen mediante la implantación de instrumentación de medida de caudal de agua de alimentación de diseño avanzado. Mediante este método se consiguen aumentos de potencia del orden del 2%, como máximo.

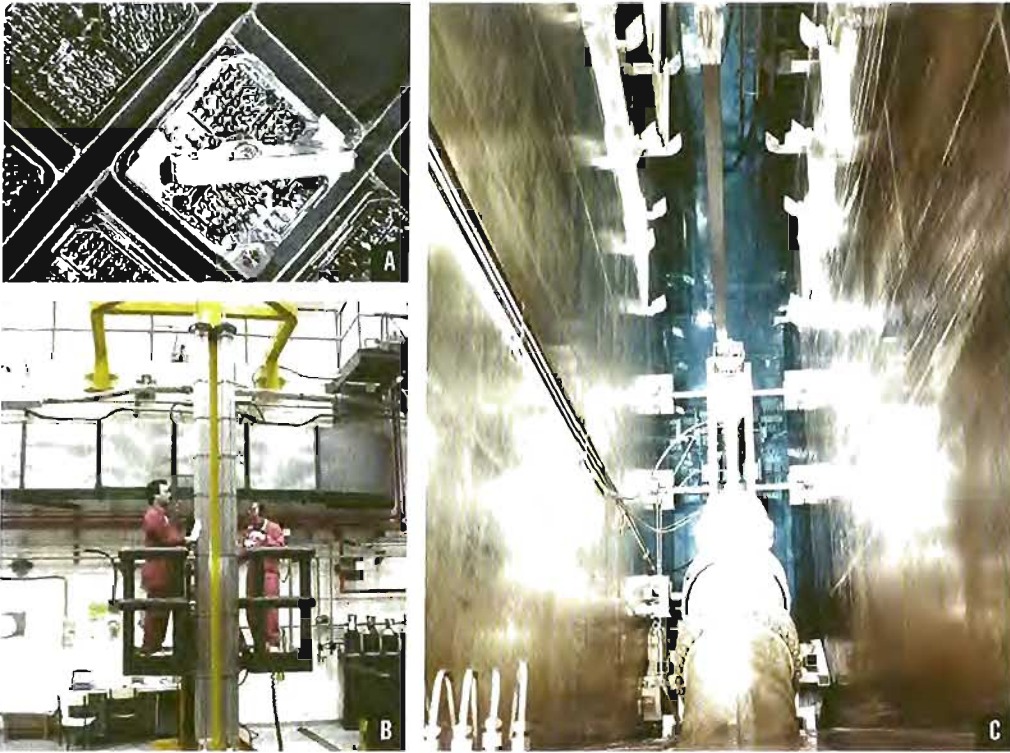
— Ampliación de potencia (Stretch Power Uprate). No suelen requerir cambios de diseño impor-

tantes, aunque sí cambios en tarados de instrumentación. La magnitud del aumento de potencia máximo conseguido por esta vía se sitúa en torno al 7%.

— Extensión de potencia (Extended Power Uprate). Requieren, o pueden requerir, importantes modificaciones de diseño, así como la sustitución de grandes equipos de la central. Con este método pueden alcanzarse aumentos de potencia hasta un máximo aproximado del 20%.

En marzo de 2002, la central nuclear de Cofrentes (Boiling Water Reactor, BWR, de diseño General Electric, tipo BWR/6, con contención del tipo MARK-III) recibió del Ministerio de Economía la autorización para operar a una potencia térmica máxima de 3.184 MWt (3.184 megawatios térmicos), lo que equivale al 110% de la potencia térmica inicial, previa apreciación favorable del CSN. Desde junio de 2002, la central opera con el nuevo límite de potencia, después de la apreciación favorable de los resultados de las pruebas asociadas al proceso de licenciamiento por el CSN. Este artículo resume lo más significativo del proyecto

* D. Encinas es ingeniero industrial y actualmente ocupa el puesto de jefe de proyecto de Cofrentes en el CSN.



► Figura 1. Modificaciones asociadas al proyecto APE-110%. Nuevos combustibles. A. Nuevo combustible de diseño Westinghouse Atom (SVEA 96). B. Inspección tras la recepción en la central. C. Maniobras de transferencia previas a la carga en el núcleo.

de aumento de potencia al 110% en Cofrentes (APE-110%), así como de la evaluación del mismo realizada por el CSN.

2. Perspectiva de los aumentos de potencia a escala mundial, en España y en Cofrentes

A escala internacional, la autorización de aumentos de potencia es un proceso que, si bien se inició ya hace tiempo (en los años ochenta), se encuentra actualmente en plena expansión, tanto por el número creciente de centrales que han aumentado su capacidad como, sobre todo, por los cada vez mayores incrementos de potencia que se autorizan. Baste decir que sólo en Estados Unidos se han superado ampliamente los 1.000 MWe (1.000 megawattios eléctricos) en concepto de aumento de generación eléctrica bruta conjunta de todas las centrales que se han sometido a procesos de aumento de potencia. En el ámbito de los BWR, la tabla I recoge el estado actual a escala mundial.

En España, aparte de Cofrentes, han recibido autorización de aumento de potencia las centrales de agua a presión (Pressure Water Reactors,

PWR) de Ascó (al 107,9%) y Vandellós II (al 104,5%).

Sin embargo, Cofrentes ha sido y sigue siendo pionera en cuanto al licenciamiento de aumentos de potencia en nuestro país, tanto por ser la primera que obtuvo autorización (la primera vez en 1988) como por el número de aumentos de potencia autorizados (tres, hasta la fecha, otro en fase avanzada de licenciamiento y alguno más en perspectiva) y por la magnitud del aumento de potencia recientemente autorizado.

En la figura 2 se refleja la evolución de la máxima potencia térmica autorizada a la central de Cofrentes. Desde los 2.894 MWt (100%, potencia térmica original) con que inició la operación comercial en 1985, hasta los 3.184 MWt actualmente autorizados (110%, potencia térmica extendida), se ha conseguido un aumento en la potencia eléctrica generada de, aproximadamente, 115 MWe. El APE-110% se ha convertido, por tanto, en el tercer aumento de potencia autorizado a la central, y también en el de mayor magnitud (supone un salto de +5,8% sobre el nivel de potencia de 104,2%, potencia térmica ampliada, anteriormente autorizado).

Pero el proceso de solicitud de aumento de potencia para Cofrentes no se detiene en el APE-110%. Se encuentra actualmente en estado avanzado la evaluación de un “miniaumento de potencia” por reducción de la incertidumbre en la medida de caudal de agua de alimentación, mediante la introducción de instrumentación basada en detección por ultrasonidos (aumento de potencia por ajuste de caudal, APAC) que, una vez autorizado, elevaría la máxima potencia térmica permitida a 3.240 MWt (111,96%). Y, a medio plazo, no se descarta la solicitud de autorización para operar a potencias aún más altas (hasta el 115% o el 120%, lo que supondría extender al máximo posible la capacidad de generación del reactor). Con estos aumentos de potencia, previstos o probables, Cofrentes podría conseguir un incremento en la capacidad de producción eléctrica respecto a la original por encima de 200 MWe.

3. El proyecto APE-110%

El aumento de potencia al 110% de Cofrentes se ha logrado — como en cualquier central BWR — mediante el incremento del caudal de va-

● Tabla 1. Máxima potencia autorizada en centrales BWR que han realizado aumentos de potencia.

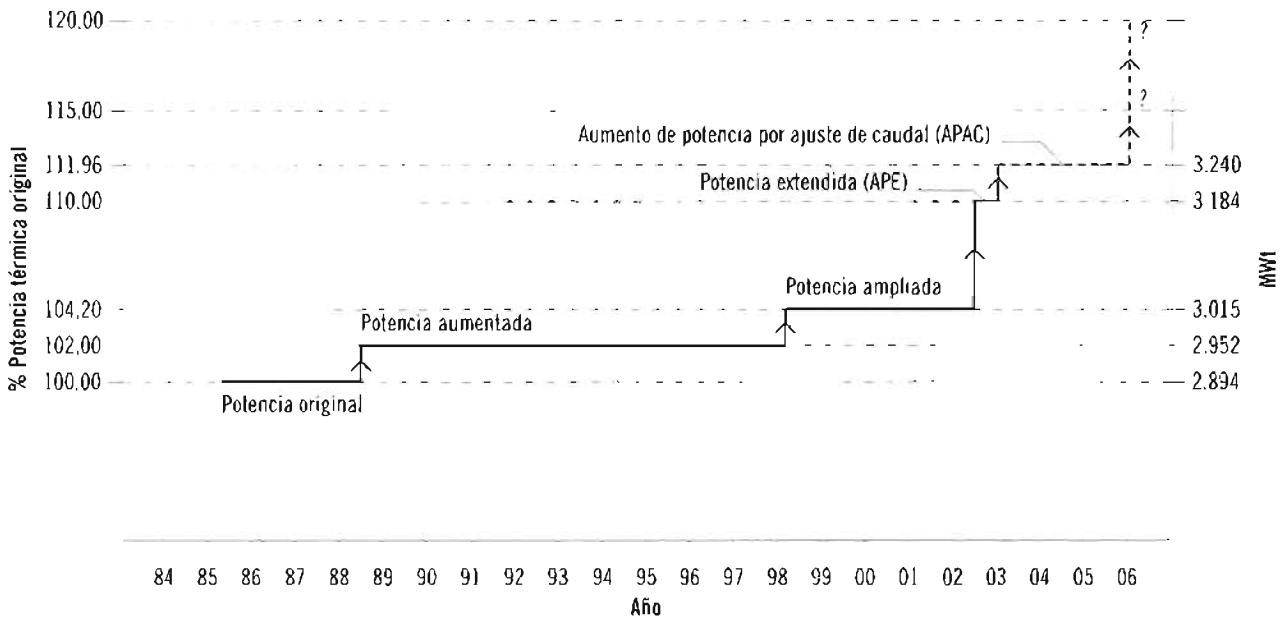
Central	País	Diseño (*)	Máxima potencia autorizada
Barsebäck-1	Suecia	W-A	106%
Barsebäck-2	Suecia	W-A	106%
Browns Ferry-2	EE.UU.	GE	105%
Browns Ferry-3	EE.UU.	GE	105%
Brunswick-1	EE.UU.	GE	105%
Brunswick-2	EE.UU.	GE	105%
Clinton	EE.UU.	GE	120%
Cofrentes	España	GE	110%
Dresden-2	EE.UU.	GE	117%
Dresden-3	EE.UU.	GE	117%
Duane Arnold	EE.UU.	GE	120%
Fermi-2	EE.UU.	GE	105%
FitzPatrick	EE.UU.	GE	105%
Forsmark-1	Suecia	W-A	108%
Forsmark-2	Suecia	W-A	108%
Forsmark-3	Suecia	W-A	109%
Hatch-1	EE.UU.	GE	113%
Hatch-2	EE.UU.	GE	113%
Laguna Verde-1	Méjico	GE	105%
Laguna Verde-2	Méjico	GE	105%
LaSalle-1	EE.UU.	GE	105%
LaSalle-2	EE.UU.	GE	105%
Leibstadt (KKL)	Suiza	GE	117%
Limerick-1	EE.UU.	GE	105%
Limerick-2	EE.UU.	GE	105%
Monticello	EE.UU.	GE	112%
Mühlberg (KKM)	Suiza	GE	114%
Nine Mile Point-2	EE.UU.	GE	105%
Olkiluoto-1	Finlandia	W-A	125%
Olkiluoto-2	Finlandia	W-A	125%
Oskarshamn-2	Suecia	W-A	106%
Oskarshamn-3	Suecia	W-A	109%
Peach Bottom-2	EE.UU.	GE	105%
Peach Bottom-3	EE.UU.	GE	105%
Perry	EE.UU.	GE	105%
Quad Cities-1	EE.UU.	GE	117%
Quad Cities-2	EE.UU.	GE	117%
Ringhals-1	Suecia	W-A	110%
River Bend	EE.UU.	GE	105%
Susquehanna-1	EE.UU.	GE	105%
Susquehanna-2	EE.UU.	GE	105%
WNP-2	EE.UU.	GE	105%

(*) Diseño: GE = General Electric; W-A = Westinghouse-Atom

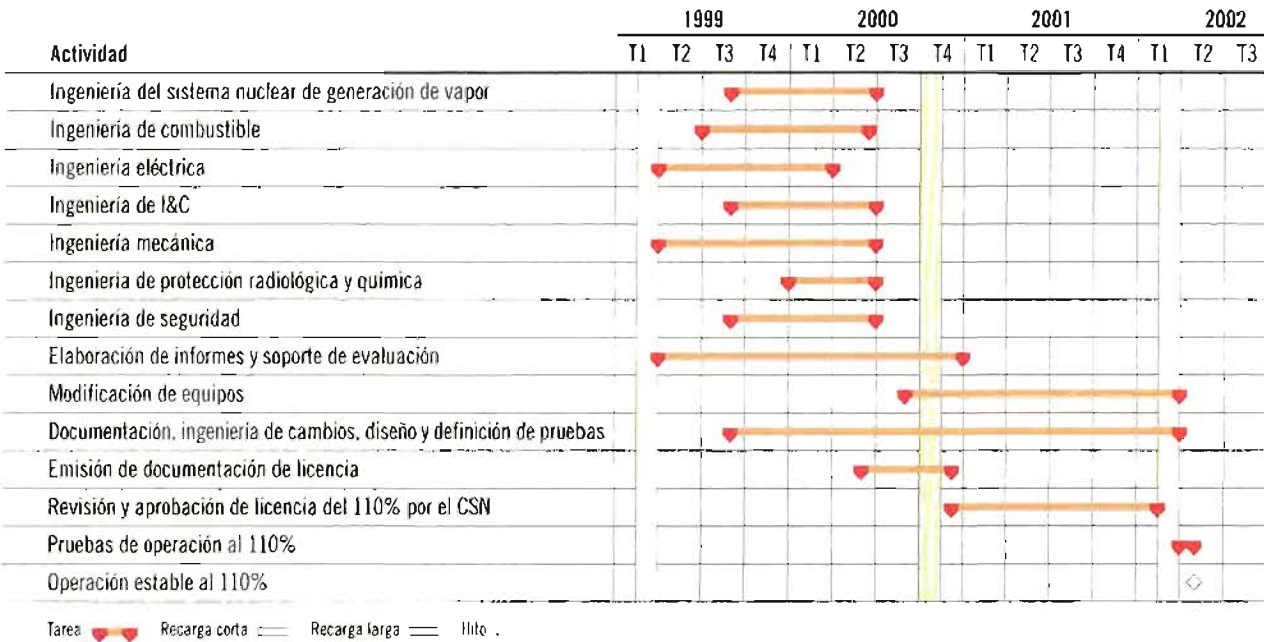
por generado por el reactor y suministrado al grupo turbo-generador. A su vez, este mayor caudal se ha logrado en Cofrentes incrementando la potencia térmica generada por el reactor, gracias a una configuración de barras de control modificada, reforzada con la introducción de elementos de combustible ligeramente más reactivos en la 13ª parada de recarga de combustible (febrero-marzo de 2002), previa al aumento de potencia.

Garantizar la adecuación de la central a las condiciones resultantes del APE-110% ha requerido realizar evaluaciones detalladas del reactor, de las salvaguardias de seguridad, de los sistemas de conversión de energía, del suministro de energía de emergencia, de los sistemas soporte en general, de los transitorios y accidentes base de diseño y de las evaluaciones de licenciamiento previas. Adicionalmente, el aumento de potencia ha requerido o aconsejado la ejecución de diversas modificaciones de diseño para acomodar la capacidad de la planta a las condiciones operativas más exigentes derivadas de la operación a potencia aumentada. Aparte de las modificaciones físicas ha sido necesario cambiar parámetros operativos, ajustar puntos de tarado de la instrumentación, cambiar escalas de instrumentos, así como revisar procedimientos y definir, programar y realizar las correspondientes pruebas.

Es fácil entender, por tanto, que la integración de estos trabajos dentro del proyecto APE-110% ha constituido un esfuerzo de grandes dimensiones. En la figura 3 se reproduce el programa del proyecto APE-110%. El proyecto se ha desarrollado entre 1999 y 2002, habiendo sido dirigido por Iberdrola, explotador de la central, y coordinado por Iberinco, compañía de ingeniería asociada a Iberdrola. Las evaluaciones de seguridad han sido realizadas por Iberinco, Iberdrola, General Electric y en algunos temas especia-



► Figura 2. Evolución de la máxima potencia térmica autorizada en la central nuclear de Cofrentes.



► Figura 3. Cronograma del proyecto APE-110%.

les, por la compañía de ingeniería Empresarios Agrupados. Se ha desarrollado un plan de calidad integral específico para el proyecto.

En lo que sigue se pretende aportar una visión panorámica de lo más significativo del proyecto, con énfasis en los aspectos relacionados

con la seguridad nuclear y la protección radiológica. Para ello, primero se describen las bases en que se sustentan los análisis de seguridad realizados; después se citan dichos análisis y se describe lo más importante del proceso; a continuación se resume lo relativo a los cambios fí-

sicos realizados en la central; también se describe brevemente la documentación de licenciamiento presentada para, finalmente, resumir las conclusiones obtenidas por Cofrentes, que soportan la aceptabilidad del APE-110% desde el punto de vista de la seguridad.

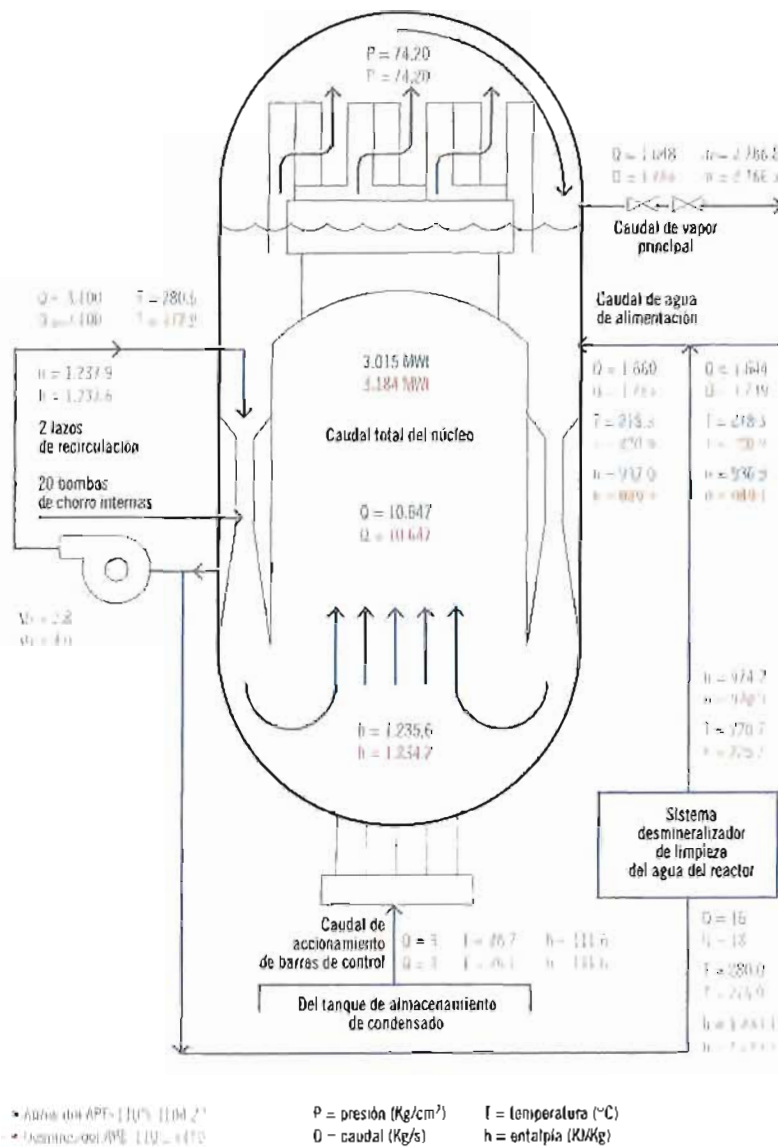


Figura 4. Balances térmicos.

3.1. Bases del APE-110%

De acuerdo con la normativa aplicable, los análisis de transitorios y accidentes utilizan como dato de entrada una potencia que constituye el 102% de la potencia a autorizar (lo que equivale a 3.250 MWt). Este criterio se ha utilizado también en los análisis realizados para comprobar la capacidad de los sistemas de seguridad y de los sistemas de conversión de energía. En cuanto a las modificaciones de diseño implantadas, se ha establecido como criterio de diseño general conseguir una capacidad suficiente para acomodar las condiciones resultantes de la operación con una potencia del 115% de la potencia térmica original.

El impacto del APE-110% en los parámetros operativos básicos se resume en los balances térmicos de la figura 4, donde se comparan los valores anteriores a la autorización (los correspondientes a una potencia de 104,2%) con los resultantes del APE-110%. Es de destacar, en este ámbito, que el APE-110% no lleva asociada una variación de la presión de operación máxima en la cúpula del reactor (por tanto, tampoco cambian los puntos de tarado de los sistemas de protección contra sobrepresiones). Con ello se ha conseguido minimizar el número de cambios físicos y documentales requeridos y simplificar en gran medida los análisis de impacto del APE-110%, básicamente

en cuanto a aspectos mecánicos. Como contrapartida se pierde margen de regulación de presión, puesto que ahora la presión normal de operación está más cerca de los límites de presión que generan actuaciones automáticas de los sistemas de seguridad.

En la figura 5 se reproduce el actual mapa de operación potencia-caudal, que representa las regiones operativas permitidas (con caudal a través del núcleo en abscisas y potencia térmica del núcleo en ordenadas), donde se ha marcado la ampliación resultante del APE-110%. Puede observarse en este mapa que, al 110% de potencia, se reduce significativamente el rango de caudales del núcleo permitido. Ello supone una disminución del margen de compensación de la reactividad por variación del caudal del núcleo. Para contrarrestar este inconveniente, la central nuclear de Cofrentes prevé solicitar una ampliación de la región de operación permitida el año 2004.

Los análisis de seguridad han sido realizados de acuerdo con el alcance, metodología y estilo de presentación propuestos en las guías genéricas desarrolladas por General Electric para extensión de potencia, que han sido aceptadas por la NRC para el licenciamiento de aumentos de potencia similares en Estados Unidos.

En general, los análisis de seguridad se han realizado con métodos y herramientas de cálculo anteriormente utilizados en este tipo de análisis, o previamente aprobados por el CSN o la NRC.

Como soporte de los análisis de seguridad, se han utilizado, entre otras, las siguientes fuentes de información:

- Evaluaciones genéricas aprobadas por la NRC.
- Análisis propios de tendencias de comportamiento de sistemas y equipos.
- Evaluaciones y cálculos específicos.

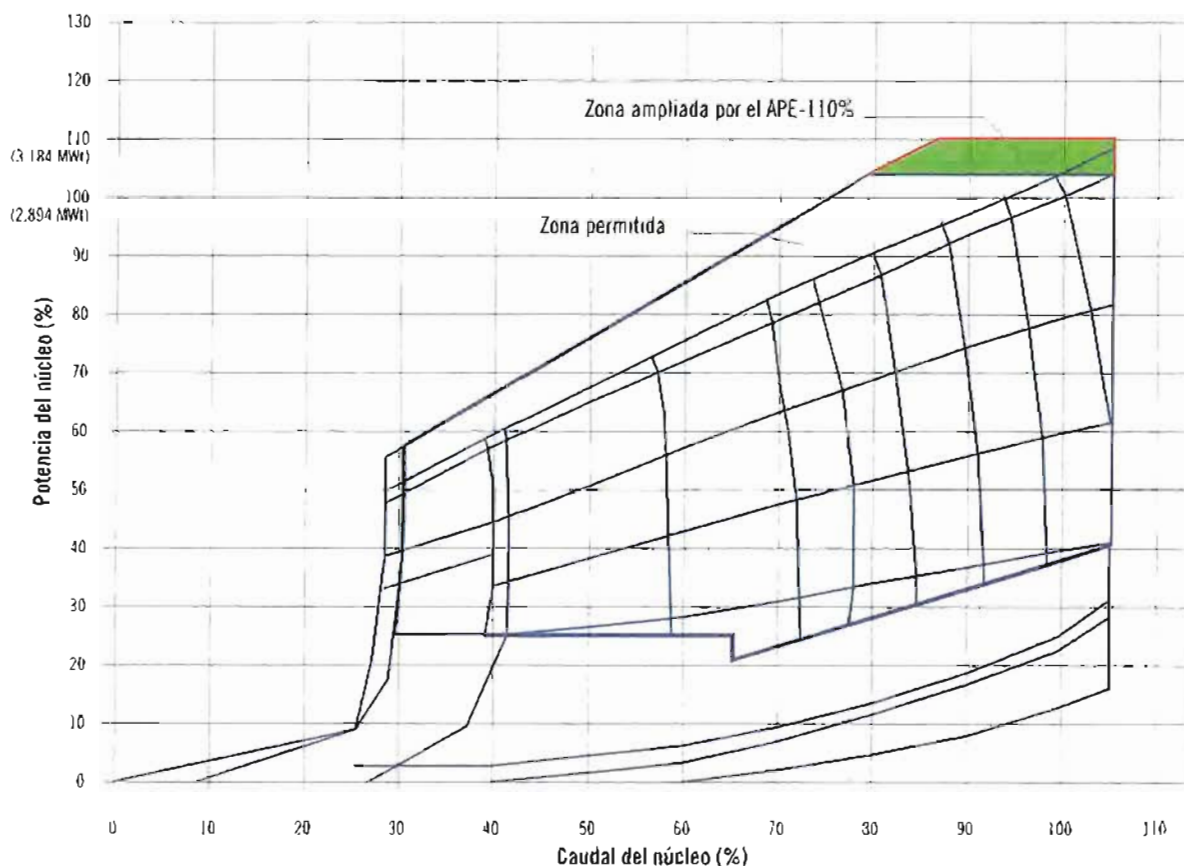


Figura 5. Mapa de operación potencia-caudal. Impacto del APE-110%.

3.2. Análisis de seguridad realizados

Según se ha anticipado anteriormente, la evaluación del funcionamiento de Cofrentes en las condiciones resultantes del APE-110% ha requerido la realización de gran cantidad de análisis relativos a la práctica totalidad de aspectos relacionados con la seguridad (funcionamiento del núcleo, del sistema de refrigeración del núcleo, de los sistemas de salvaguardia, de los diversos sistemas auxiliares, de los sistemas de instrumentación y control y de los sistemas de conversión de energía, así como revisión del impacto en análisis de transitorios y accidentes, en aspectos radiológicos y en otros aspectos específicos). La tabla 2 muestra los análisis realizados, agrupados en diez bloques que corresponden con las diferentes secciones del documento básico de licenciamiento presentado.

Cada uno de estos análisis está soportado por una o varias tareas, las cuales se han documentado a

través de su correspondiente informe de tarea. Se han realizado un total de 86 tareas, de las cuales, 57 han sido responsabilidad de Iberinco, 23 de General Electric y 6 de Iberdrola.

Para definir criterios de aceptación frente a los que contrastar los resultados de los análisis, se han tenido en cuenta los criterios establecidos en la reglamentación aplicable, tanto española como estadounidense, y en determinados casos se han utilizado como referencia informes y recomendaciones procedentes de la industria nuclear (del Institute of Nuclear Power Operations, INPO, y de General Electric).

3.3. Cambios físicos introducidos en la central

En la tabla 3 se detallan los cambios físicos introducidos en la central de Cofrentes relacionados con el APE-110%, tanto en los sistemas de conversión de energía

(asociados al aumento de la capacidad de generación de la planta) como en sistemas relacionados con la seguridad. Puede considerarse que los cambios más importantes son la modificación de la sección de paso del cuerpo de turbina de alta presión (por su contribución a la mejora del rendimiento del ciclo termodinámico en las condiciones derivadas del APE-110%), y las modificaciones introducidas en el sistema de agua de servicio esencial y en los drenajes de los calentadores de agua de alimentación.

En general, tanto el número como la importancia de estas modificaciones se considera moderado, teniendo en cuenta la magnitud del aumento de potencia logrado.

Estas modificaciones se programaron y ejecutaron durante las dos últimas paradas de recarga de combustible (algunas, en la 12ª recarga, en 2000, y la mayor parte, en la 13ª recarga, en 2002).

● Tabla 2. Análisis de seguridad realizados en el APE-110%.

Funcionamiento de núcleo y combustible	
<ul style="list-style-type: none"> — Diseño y operación del combustible. — Valoración de los límites térmicos. — Características de reactividad. — Estabilidad termohidráulica. — Control de la reactividad. 	<ul style="list-style-type: none"> — Sistemas de ventilación, calefacción y aire acondicionado (HVAC). — Sistemas de protección contra incendios (PCI). — Sistemas no afectados significativamente por el aumento de potencia.
Sistemas de refrigeración del reactor y sistemas conectados	Sistemas de conversión de energía
<ul style="list-style-type: none"> — Alivio de presión. — Análisis de protección contra sobrepresión. — Vasija del reactor e internos de la vasija. — Sistema de recirculación. — Tuberías de la barrera de presión. — Restrictores de caudal (líneas de vapor principal). — Válvulas de aislamiento de vapor principal (MSIV). — Sistema de refrigeración del núcleo aislado (RCIC). — Sistema de evacuación del calor residual (RHR). — Sistema de limpieza del agua del reactor (RWCU). — Otras tuberías no pertenecientes a la barrera de presión. 	<ul style="list-style-type: none"> — Turbo-generador. — Sistema de evacuación de gases al condensador principal. — Sistema de <i>by-pass</i> de turbina. — Sistema de condensado y agua de alimentación.
Sistemas de salvaguardias tecnológicas	Fuentes de radiación y sistemas de tratamiento de residuos radiactivos
<ul style="list-style-type: none"> — Evaluación de la contención primaria. — Sistemas de refrigeración del núcleo de emergencia (ECCS). — Capacidad de los ECCS. — Sistema de control de la atmósfera de la sala de control. — Sistema de tratamiento de gases de reserva (SGTS). — Sistema de control de fugas de las MSIV. — Sistema de control de gases combustibles. 	<ul style="list-style-type: none"> — Sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos. — Sistema de tratamiento de residuos radiactivos gaseosos. — Fuentes de radiación en el núcleo. — Fuentes de radiación en el refrigerante del reactor. — Niveles de radiación. — Dosis al exterior en operación normal. — Monitores de radiación (incluidos en el Manual de Cálculo de Dosis al Exterior, MCDE).
Sistemas de instrumentación y control	Evaluación del funcionamiento de seguridad del reactor
<ul style="list-style-type: none"> — Sistemas de vigilancia y control del sistema de suministro de vapor nuclear (NSSS). — Sistemas de vigilancia y control de los sistemas de conversión de energía. — Puntos de tarado de instrumentación. 	<ul style="list-style-type: none"> — Transitorios. — Accidentes base de diseño. — Sucesos especiales (transitorios previstos sin inserción de barras de control, ATWS, pérdida total de corriente alterna, SBO).
Sistemas eléctricos y sistemas auxiliares	Aspectos adicionales
<ul style="list-style-type: none"> — Sistema de corriente alterna. — Sistema de corriente continua. — Piscinas de combustible. — Sistemas de agua. 	<ul style="list-style-type: none"> — Grandes roturas en líneas de alta energía (HELB). — Grandes roturas en líneas de energía moderada (MELB). — Calificación ambiental. — Pruebas. — Análisis probabilista de seguridad (APS): Nivel 1 y Nivel 2 — Factores humanos / Formación y entrenamiento. — Vida útil de la planta.
<p>Aunque no se consideren modificaciones de diseño en sentido estricto, debe recordarse la contribución de los elementos de combustible frescos que se cargaron en la 13ª recarga a la consecución del aumento de potencia. Dichos combustibles, de diseño termomecánico idéntico a otros introducidos en</p>	<p>Evaluaciones de licencia</p> <ul style="list-style-type: none"> — Otros requisitos (reglamentación, procedimientos de operación de emergencia, POE, guías de accidente severo, GAS). — Impacto en Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF). — Impacto ambiental. — Resumen de las evaluaciones realizadas.
<p>recargas anteriores, son, sin embargo, de características nucleares distintas, para conseguir un núcleo más reactivo.</p>	<p>presentó, inicialmente, los siguientes estudios:</p> <ul style="list-style-type: none"> — Informe del Análisis de Seguridad del APE-110%. — Informe de la Propuesta de Modificaciones al Estudio de Seguridad (ES). — Informe de la Propuesta de Modificaciones a las Especificaciones

recargas anteriores, son, sin embargo, de características nucleares distintas, para conseguir un núcleo más reactivo.

3.4. Documentación de licenciamiento

Como documentación soporte de la solicitud del APE-110%, Cofrentes

presentó, inicialmente, los siguientes estudios:

- Informe del Análisis de Seguridad del APE-110%.
- Informe de la Propuesta de Modificaciones al Estudio de Seguridad (ES).
- Informe de la Propuesta de Modificaciones a las Especificaciones

► Tabla 3. Modificaciones físicas más importantes asociadas al APE-110%.

Sistemas de conversión de energía

Sistema	Modificación
Turbina principal	— Modificación de la sección de paso del cuerpo de alta presión.
Drenajes de calentadores de agua de alimentación	— Sustitución de bombas de drenaje de calentadores. — Sustitución de válvulas de control de nivel en los depósitos de drenaje a la descarga de las bombas. — Sustitución / modificación de las válvulas de control de nivel en diversos calentadores.
Generador principal, barras de fase aislada y equipos auxiliares	— Incremento de la capacidad de refrigeración.

Sistemas relacionados con la seguridad

Sistema	Modificación
Sistema de agua de servicio esencial (ESW)	— Sustitución de bombas y motores (divisiones I y II). — Sustitución de los rociadores por otros de diseño más eficiente.
Sistema de agua de servicio de la central	— Sustitución de bombas. — Sustitución de los ventiladores y cambio del relleno de las torres de refrigeración de tiro forzado.
Instrumentación de vigilancia neutrónica	— Reescalado y recalibración de los monitores de rango de potencia local (LPRM) y de rango de potencia promediada (APRM).
Sistema de control líquido de reserva (SBLC)	— Incremento de la concentración de boro en el tanque de almacenamiento.

caciones Técnicas de Funcionamiento (ETF).

El primero de estos estudios, principal documento de licencia del APE-110%, se ha incorporado al Estudio de Seguridad de la central nuclear de Cofrentes, integrando el Apéndice 15H. Los otros constituyen un análisis justificativo detallado de cada una de las modificaciones propuestas a los documentos oficiales de explotación (ES y ETF) a que hacen referencia (las modificaciones al ES a que se refiere el segundo informe son las no contempladas en el Apéndice 15H).

Tanto el contenido como la estructura de la documentación de licenciamiento generada por la central de Cofrentes responden a los criterios, métodos y modelos de redacción propuestos en las guías genéricas desarrolladas por General Electric para la solicitud de exten-

siones de potencia, mediante las cuales la NRC ha aprobado aumentos de potencia similares en centrales norteamericanas.

Junto con el primer envío documental, la central de Cofrentes remitió 17 informes de tarea que consideró de especial importancia o impacto en seguridad (por ejemplo, los relativos a los balances térmicos, evaluaciones mecánicas de la vasija del reactor, análisis de respuesta de contención y especificaciones de pruebas), aclarando que el resto de informes de tarea o cualquier otro documento de apoyo podría ser remitido al CSN posteriormente o estaría disponible para auditoría, si se estimase necesario. En el transcurso de la evaluación del APE-110%, el CSN ha solicitado el envío de varios informes de tarea adicionales, y ha auditado otros durante inspecciones.

Posteriormente, Cofrentes ha elaborado y remitido al CSN para su evaluación la documentación asociada a las pruebas:

- Plan de Pruebas.
- Informe de resultados del Plan de Pruebas.

3.5. Conclusiones. Justificación de la aceptabilidad del APE-110%

Las conclusiones en que la central nuclear de Cofrentes se basa para asegurar que el APE-110%, con las modificaciones físicas y documentales asociadas, no presenta impacto significativo adverso en la seguridad y, por tanto, es aceptable, desde este punto de vista, se resumen en los siguientes puntos:

- La revisión de los análisis probabilistas de seguridad realizada indica que no aumentan significativamente la frecuencia de daño al núcleo (FDN) ni la frecuencia de grandes liberaciones tempranas de radiactividad al exterior (LERF).

- Se han ajustado convenientemente los puntos de tarado de la instrumentación de disparo del reactor afectada. Por tanto, no se espera aumento en la frecuencia de disparos del reactor. Tampoco se generan nuevas demandas de actuación para los equipos y sistemas relacionados con la seguridad.

- Se ha estudiado todo el espectro de transitorios y accidentes base de diseño. Los cambios en las consecuencias de accidentes son insignificantes, y, en cualquier caso, están dentro de los criterios de aceptación aplicables.

- En el ámbito de diseño del núcleo, se han realizado los correspondientes cálculos de límites operacionales y de seguridad genéricos y específicos, estableciendo los límites aplicables al actual ciclo de operación (ciclo 14), teniendo en cuenta las condiciones operativas resultantes del APE-110%.

- Se ha reevaluado el comportamiento del combustible (funcionamiento de los sistemas de refrigeración de emergencia del núcleo), de-

mostrándose el cumplimiento de los criterios de aceptación aplicables.

— Se ha reevaluado el comportamiento de la contención, demostrándose el cumplimiento de los criterios de aceptación aplicables, tanto del propio sistema de contención como de los sistemas de refrigeración asociados.

— Se han reevaluado los accidentes base de diseño con liberación de radiactividad al exterior, demostrándose el cumplimiento de los criterios de aceptación aplicables.

De acuerdo con lo anterior, puede concluirse que no se incrementan significativamente la probabilidad o consecuencias de accidentes previamente analizados.

— Se han evaluado los sistemas y equipos que pudieran resultar afectados. No se han identificado nuevos modos de operación, alineamientos, modos de fallo o escenarios de accidente en que estén involucrados equipos o sistemas relacionados con la seguridad.

— La solicitud se ha realizado de acuerdo con los métodos, códigos y normas, y criterios reguladores actualmente existentes. General Electric ha diseñado centrales con niveles de potencia mayores que 3.184 MWt, y no se han identificado nuevos accidentes dependientes del nivel de potencia.

— Se ha analizado el impacto en las ETF.

De acuerdo con los tres puntos anteriores, se concluye que no se crea la posibilidad de ocurrencia de nuevos accidentes de tipo diferente a los previamente analizados.

— Las cargas sobre estructuras, sistemas y componentes afectados permanecen dentro de sus tolerancias de diseño, para todos los sucesos incluidos en la base de diseño.

— Algunos márgenes de diseño y operacionales se reducen, pero en ningún caso se reducen los márgenes de seguridad considerados en el diseño de la planta.

Puesto que la configuración de la planta y las respuestas a transi-

Presentación del proyecto al CSN
Envío de documentación de licenciamiento al CSN
Preparación de la guía de evaluación
Evaluación / inspección de la documentación de licenciamiento
Elaboración de respuestas a cuestiones del CSN
Envío de la revisión 1 de la documentación de licenciamiento al CSN
Elaboración de la propuesta de dictamen técnico sobre la documentación de licenciamiento
Apreciación favorable de la documentación de licenciamiento
Autorización de operación al 110% (condicionado a la apreciación favorable de los resultados de las pruebas)
Ejecución del plan de pruebas
Envío del informe de resultados de las pruebas al CSN
Inspección de las pruebas / evaluación de los resultados
Elaboración de propuesta de dictamen técnico sobre los resultados de las pruebas
Apreciación favorable de los resultados de las pruebas

● CN Cochentes ● CSN ● Ministerio de Economía

● Figura 6. Cronograma de la evaluación del APE-110%.

torios y accidentes no dan lugar a que se excedan los actuales límites establecidos en los Documentos Oficiales de Explotación, se concluye que no se introduce una reducción significativa de los márgenes de seguridad.

4. Evaluación del APE-110% por el CSN

Desde la recepción de la documentación de licenciamiento, en enero de 2001, las direcciones técnicas del CSN iniciaron un proceso de evaluación que culminó con la autorización definitiva de la operación con una potencia térmica máxima del 110 % de la potencia térmica nominal en junio de 2002. Las tareas e hitos del proceso de licenciamiento se reflejan en el cronograma que se reproduce en la figura 6.

A continuación se describen brevemente las etapas más significativas del proceso, junto con los resultados, hallazgos y enseñanzas más significativos identificados.

4.1. Elaboración de la guía de evaluación

Como corresponde a una solicitud tan especial como la del APE-

110%, con importantes modificaciones asociadas, de muy amplio alcance y con muy diversos aspectos con implicaciones en seguridad nuclear y protección radiológica objeto de evaluación, se decidió elaborar una guía de evaluación específica, con el objetivo de que sirviera como orientación básica a las distintas áreas evaluadoras en aspectos de carácter general aplicables a este proyecto.

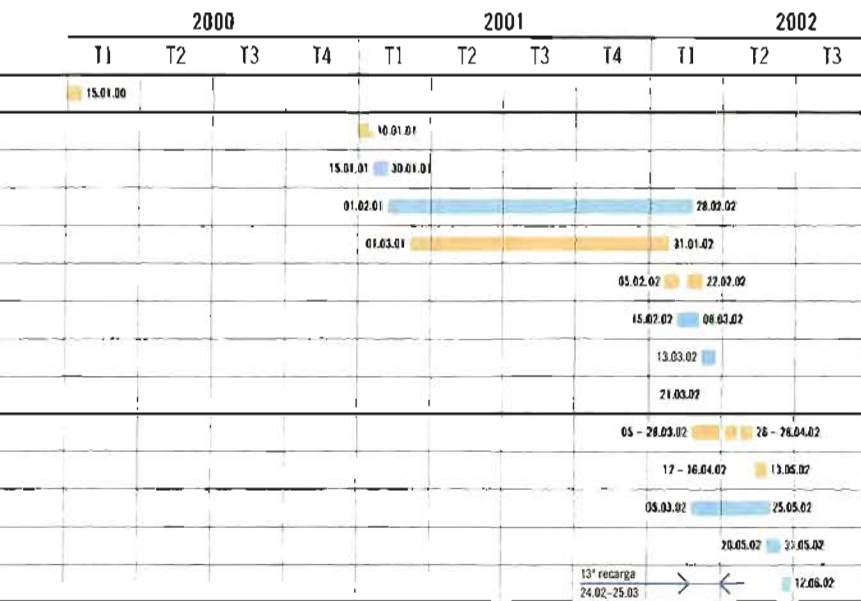
La guía de evaluación se elaboró en un plazo muy breve, una vez recibida en el CSN la solicitud del APE-110%, para permitir su utilización desde el inicio del proceso de evaluación.

Los principales aspectos que cubre la guía son:

— Asignación de las distintas secciones de la documentación de licenciamiento a cada una de las áreas evaluadoras (en algún aspecto específico se ha requerido la participación de dos áreas evaluadoras).

— Definición de las referencias documentales básicas a utilizar en la evaluación (fundamentalmente, las guías de General Electric antes mencionadas).

— Definición de plazos estimados para la conclusión del proceso



de transmisión de cuestiones y petición de información adicional a Cofrentes, así como para la finalización de la evaluación.

4.2. Evaluación de la documentación de licenciamiento

La naturaleza diversa de los aspectos relacionados con seguridad nuclear y protección radiológica del APE-110% ha requerido la participación de diez áreas del CSN en su evaluación, ocho de la Dirección

Técnica de Seguridad Nuclear y dos de la Dirección Técnica de Protección Radiológica. A efectos de planificación y control del proceso, se han definido las 18 áreas de evaluación que siguen:

- Núcleo / combustible, análisis de transitorios y accidentes.
- Tenacidad a la fractura de la vasija del reactor.
- Diseño mecánico y estructural de sistemas y componentes.
- Diseño de estructuras.

- Sistemas nucleares.
- Contención, análisis de respuesta de la contención.
- Sistemas auxiliares.
- Calificación ambiental.
- Sistemas eléctricos.
- Sistemas de instrumentación y control.
- Sistemas de tratamiento de efluentes líquidos y gaseosos, dosis al exterior en operación normal.
- Análisis de consecuencias radiológicas de accidentes.
- Fuentes de radiación y niveles de radiación.
- Análisis probabilista de seguridad, nivel 1.
- Análisis probabilista de seguridad, nivel 2.
- Formación / entrenamiento.
- Garantía de calidad del proyecto.
- Pruebas.

En cuanto a los métodos y procesos de evaluación seguidos, se prefirió no establecer criterios de aplicación general en la guía de evaluación, debido a la diversidad existente, tanto en cuanto a la naturaleza de los temas a evaluar como en cuanto al esfuerzo requerido para cada área de evaluación. En general, las evaluaciones se han realizado mediante una combinación de los siguientes procesos:

- Solicitud de información adicional en aquellos aspectos en que se consideró insuficiente la información remitida inicialmente.
- Transmisión a Cofrentes por carta de cuestiones identificadas en una primera fase de la evaluación, requiriendo respuesta a corto plazo a las dudas y discrepancias planteadas.
- Mantenimiento de reuniones sobre aspectos específicos, para conocer el alcance y características de los análisis de seguridad realizados, establecer calendarios de trabajo para la resolución de temas pendientes, o resolver dudas y discrepancias surgidas en la evaluación preliminar.
- Realización de inspecciones, para resolver dudas y discrepan-

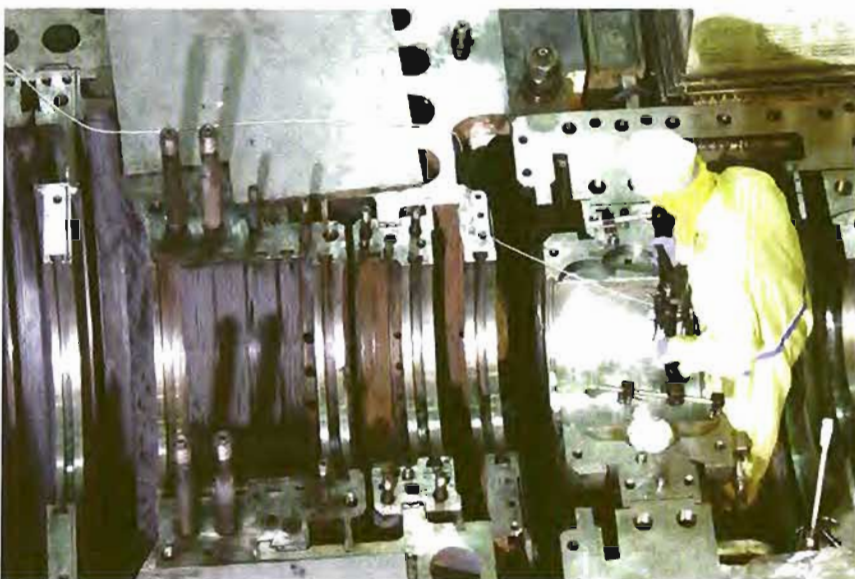


Figura 7. Modificaciones de diseño asociadas al proyecto APE-110%. Trabajos en la turbina de alta presión.

cias, o para auditar el proceso seguido por Cofrentes en la elaboración de los análisis y evaluaciones de seguridad, así como los análisis soporte de la documentación de licenciamiento presentada.

Se han realizado 12 inspecciones, en total, asociadas al proceso de evaluación de la documentación de licenciamiento.

A continuación se citan los principales hallazgos, problemas planteados o aspectos de especial relevancia o interés surgidos en el proceso, aplicables a varias de las áreas de evaluación.

4.2.1. Núcleo / combustible y análisis de transitorios y accidentes

La evaluación de los análisis de seguridad del APE-110% ha estado ligada a la evaluación de los análisis de transitorios y accidentes específicos aplicables al ciclo de operación actual (ciclo 14), que se inició tras la 13ª parada de recarga de combustible (febrero-marzo de 2002), así como a los análisis asociados a las características nucleares diferenciales de los elementos de combustible introducidos en la 13ª recarga (mayor grado de máximo enriquecimiento medio, 4%; distinta distribución del enriquecimiento en cada varilla de combustible; y distinta concentración de gadolinio).

Entre los hallazgos encontrados durante el proceso, cabe destacar los siguientes:

— Fue necesario un replanteamiento de los análisis de seguridad dependientes del tipo de combustible, para adaptarse al núcleo real cargado en la 13ª recarga (en lugar de basarse en análisis genéricos realizados sobre un diseño de combustible no utilizado en la central hasta la fecha).

— Fue necesario realizar una revisión del Estudio de Seguridad de la Recarga (ESR) y del Informe de Límites de Operación del Núcleo (ILON), para corregir errores o discrepancias asociados al cálculo del Límite Operacional de Ra-

zón Mínima de Potencia Crítica (OLMCPR), así como a la metodología de análisis de los transitorios de aumento de caudal de agua de alimentación y de pérdida total de agua de alimentación.

4.2.2. Tenacidad a la fractura de la vasija del reactor

Junto con el APE-110%, se han modificado las curvas límite de presión y temperatura de la vasija del reactor (conocidas como curvas P-T), utilizando una nueva metodología de cálculo que conduce a limitaciones menos restrictivas. Tras consultar con la NRC, la evaluación concluyó que esta nueva aproximación se considera aceptable, si bien las curvas P-T deberán ser revisadas con los nuevos datos de tenacidad a la fractura que se obtengan del análisis de la segunda cápsula de vigilancia, tras su extracción del reactor realizada durante la 13ª recarga (2002).

4.2.3. Contención y análisis de respuesta de la contención

Los principales problemas surgidos en la evaluación de los análisis de respuesta de la contención han sido consecuencia de las metodologías y herramientas de cálculo utilizadas, que, en determinados casos, no disponían de una autorización genérica que avalase su uso con total garantía. En otros casos, se introdujeron modificaciones en los modelos físicos o en los datos de entrada a los análisis no suficientemente justificados inicialmente.

Esta problemática se ha detectado en relación con el uso en los análisis de seguridad de los códigos de cálculo TRAC-APK (utilizado para generar los datos de entrada en los análisis de respuesta a corto plazo), SHEX (utilizado en los análisis de respuesta a largo plazo) y RELAP5 (utilizado en el análisis de subcompartimentos de la contención).

Estas dificultades han hecho necesaria, dentro del proceso de eva-

luación, la realización de una inspección para auditar los cálculos en las oficinas de General Electric (San José, California), así como establecer consultas con la NRC sobre la utilización en Estados Unidos de las herramientas usadas para Cofrentes en análisis de licenciamiento y sobre la aplicabilidad de los resultados obtenidos con dichas herramientas.

Las principales conclusiones y consecuencias del proceso han sido:

— Se detectaron algunos errores y discrepancias tanto en cuanto a los datos de entrada utilizados (por ejemplo, en lo relativo a la capacidad térmica de los cambiadores de calor del sistema de evacuación del calor residual, RHR) como en cuanto a las hipótesis asumidas en los análisis (por ejemplo, en el ámbito del análisis de subcompartimentos). Todo ello ha sido convenientemente corregido

— Como medida correctora ante los problemas antes citados, Cofrentes requirió —y comunicó oficialmente al CSN— la adopción de una serie de acciones en relación con el uso en análisis de seguridad, por parte de las compañías de ingeniería responsables de la utilización de estas herramientas, de métodos y códigos de cálculo no suficientemente verificados y validados. Estas acciones se centran en la utilización del código RELAP5 en análisis de subcompartimentos

— El principal punto de discrepancia fue el relativo al uso del código de cálculo SHEX, por no haberse resuelto completamente las dudas en cuanto al estado de validación de la herramienta y a la aplicabilidad de los resultados de los análisis. Se concluyó que los análisis presentados por Cofrentes son válidos para justificar razonablemente la adecuada respuesta de la contención, pero no para justificar la reducción de la presión de referencia para las pruebas de fugas de la contención propuesta con el APE-110%. Conservadoramente,

el CSN decidió que se mantuviera el valor de presión de referencia original, previo a los aumentos de potencia solicitados por la central (0,80 kg/cm²), en lugar del valor reducido propuesto por Cofrentes (0,46 kg/cm²), resultante de los cálculos asociados al APE-110%. Esta modificación sobre la propuesta de Cofrentes requirió introducir una condición a la autorización del APE-110%. Actualmente se está evaluando una nueva propuesta de Cofrentes para introducir un valor de presión de referencia intermedio, una vez presentada al CSN una justificación del mismo, a la luz de análisis y averiguaciones adicionales, realizados después de la autorización del APE-110%.

4.2.4. Sistemas auxiliares

En esta área de evaluación, los aspectos de mayor impacto del APE-110% son los relacionados con las modificaciones de diseño y análisis de capacidad asociados al sistema de agua de servicios esenciales (ESW) y al sumidero último de calor (UHS). En una inspección asociada al proceso de evaluación se puso de manifiesto que la temperatura máxima del agua del UHS permitida por las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) no era coherente con los análisis de seguridad aplicables, en el sentido no conservador. Esta discrepancia se resolvió satisfactoriamente con una revisión de la solicitud de modificación de ETF asociada al APE-110%, introduciendo un límite de temperatura adecuado.

4.2.5. Sistemas eléctricos

La principal preocupación que surgió durante el proceso de evaluación se refiere a la capacidad de estos sistemas, tanto los convencionales (los sistemas eléctricos de conversión de energía) como los de emergencia (los generadores diesel de emergencia, GDE), para acomodar las mayores exigencias resultantes del aumento de potencia, sin



► Figura 8. Modificaciones de diseño asociadas al proyecto APE-110%. Operación de los aspersores del sumidero último de calor, con boquillas de nuevo diseño.

haber realizado ninguna modificación de diseño para ampliar su capacidad.

Entre los sistemas convencionales, se consideraron más críticos (de capacidad más ajustada) las barras de fase aislada y el transformador principal, aunque también la capacidad del generador principal se preveía muy justa en las condiciones resultantes del APE-110%. Se concluyó que las pruebas a realizar deberían constituir la garantía última de que la operación de estos equipos en condiciones de APE-110% no sería origen de problemas operativos, insistiéndose en la necesidad de realizar pruebas en las condiciones ambientales más desfavorables posibles (máxima temperatura ambiental exterior). En este contexto es de destacar que la posición que los técnicos del CSN han mantenido durante el proceso, y siguen manteniendo, es que, si bien se trata de sistemas convencionales sin funciones de seguridad, es necesario garantizar su adecuada capacidad, ya que la ocurrencia de problemas operativos en estos equipos podría tener como consecuencia incidencias con impacto en la seguridad (paradas no programadas, disparos del reactor, disparos del reactor con complicaciones adicionales, etcétera).

En cuanto a los generadores diesel de emergencia, la principal preocupación inicial fue la derivada de la ausencia de un estudio dinámico del comportamiento de es-

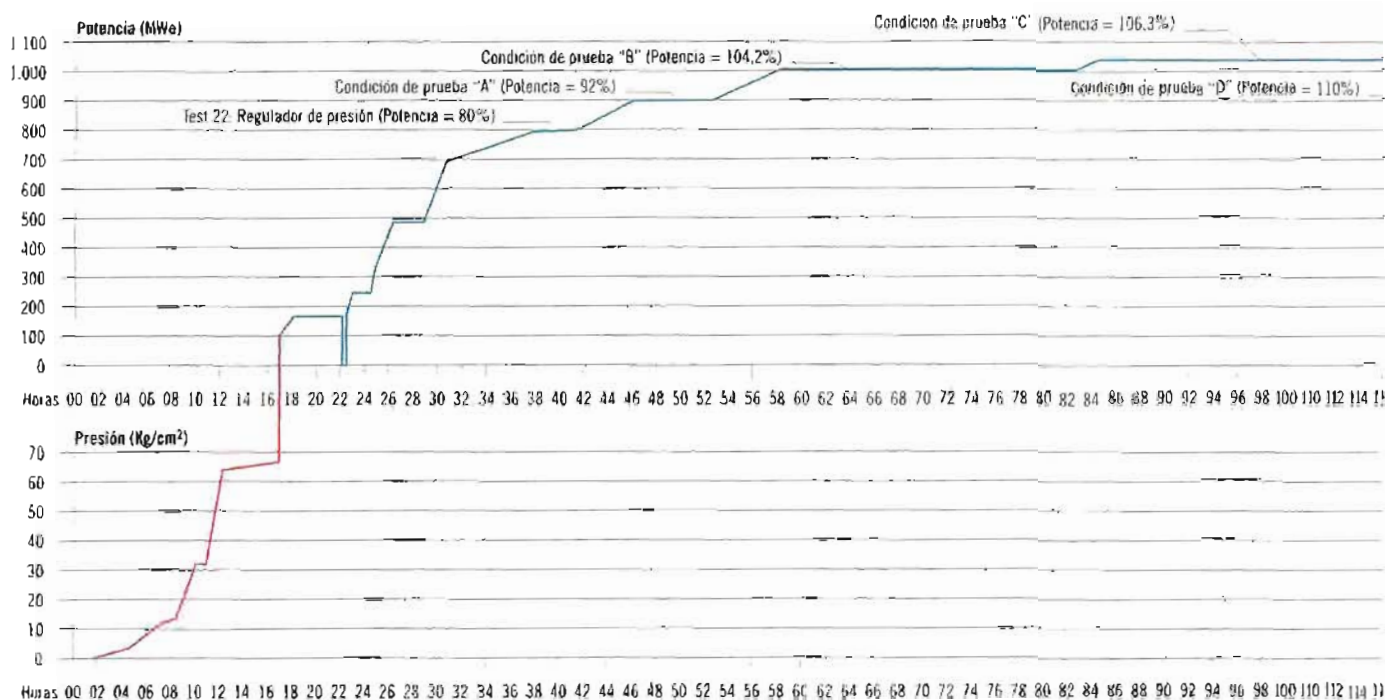
tos equipos frente a las cargas eléctricas derivadas del APE-110%, que conllevan un nuevo perfil de secuencia de cargas. Las pruebas realizadas durante la 13ª recarga demostraron el adecuado comportamiento de estos equipos.

4.2.6. Pruebas

Las conclusiones más significativas de la evaluación de la lista de pruebas, objetivos y criterios generales aplicables propuestos por Cofrentes dentro de la documentación de licenciamiento del APE-110% son:

— El CSN requirió la realización de la prueba de aislamiento total de vapor principal, única del grupo denominado “pruebas con grandes perturbaciones” presente en el plan de pruebas, e incluida en la lista de pruebas requeridas en las guías genéricas de General Electric. Cofrentes no consideraba necesario realizarla. Antes de tomar una decisión definitiva, se mantuvo una videoconferencia con participación del CSN, Cofrentes, su ingeniería de apoyo Iberinco y General Electric. Finalmente, se requirió la realización de la prueba, que es la única prueba incluida en el plan que permite comprobar la respuesta integrada de la central ante un transitorio.

— Se definieron como “pruebas de representación oficial” (pruebas que deben realizarse en presencia de inspectores del CSN) las cuatro



► Figura 9. Cronograma del plan de pruebas previsto.

siguientes pruebas, que se ejecutaron durante y después del arranque de la central tras la 13ª recarga: test 22 (Regulador de Presión), test 23A (Setpoint — punto de tarado de caudal — de Agua de Alimentación; test 23D (Runout — máxima capacidad — de Agua de Alimentación), test 25B (Aislamiento de Vapor Principal).

— Tratamiento equivalente a las anteriores (presenciadas por inspectores del CSN) recibieron las siguientes pruebas, que se ejecutaron durante la 13ª recarga: test 73 (Prueba del Sistema de Agua de Servicios Esenciales), test 103 (Prueba de los Generadores Diesel de Emergencia).

— Por último, fueron consideradas de interés especial, aunque no fueron objeto de inspección, las siguientes pruebas: test 2 (Medidas de Radiación), test 33 (Vibración de Tuberías del Pozo Seco), test 99 (Vibración de Tuberías de Agua de Alimentación y Vapor Principal), test 100 (Toma de Datos en Estado Estacionario, en lo relativo a capacidad del transformador principal y capacidad de barras de fase aislada).

4.3. Evaluación del plan de pruebas y de los resultados de las pruebas

Junto con la apreciación favorable de la documentación de licenciamiento del APE-110% (marzo 2002), se requirió la realización del Plan de Pruebas, que ya había sido evaluado por el CSN y modificado por Cofrentes, teniendo en cuenta las conclusiones de la evaluación del CSN.

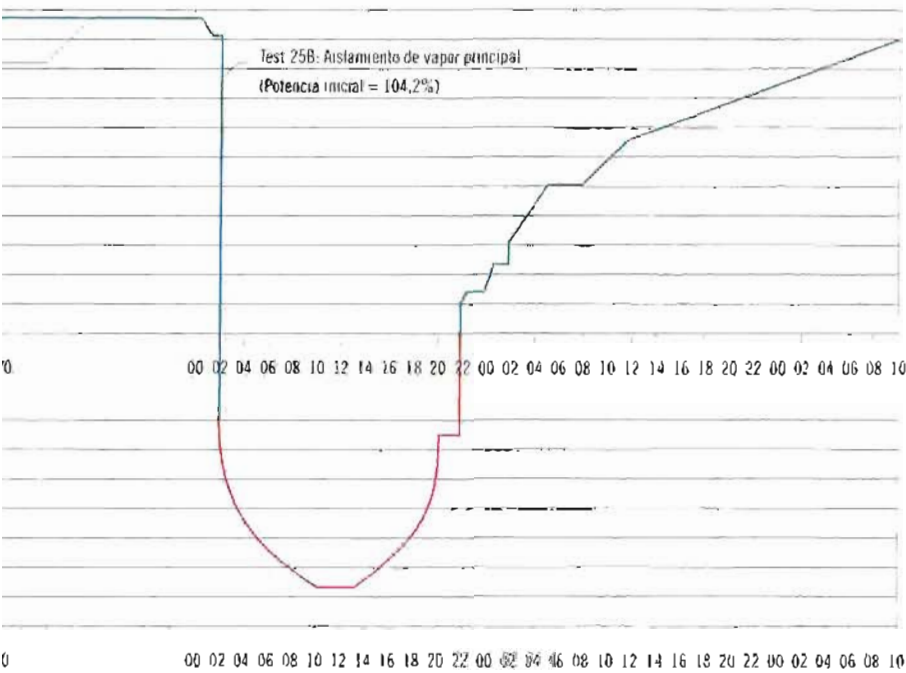
Una parte del plan de pruebas (aquellas pruebas que debían ejecutarse con la central parada o que no requerían la central a potencia para su ejecución) se desarrolló durante el mes de marzo de 2002, dentro de la 13ª recarga. La mayor parte del plan se desarrolló durante el arranque tras la 13ª recarga (pruebas que requerían ejecutarse a niveles de potencia intermedios) o poco después, con la central en operación normal a potencia (pruebas requeridas a potencia similar o ligeramente superior a la máxima potencia autorizada entonces, 104,2%). En la figura 9 se reproduce el cronograma previsto para el arranque tras la 13ª recarga, donde se refleja, junto con la evolución de la potencia, las etapas del plan de pruebas a ejecutar. En la práctica, el plan no

se desarrolló exactamente de acuerdo con el cronograma de la figura, debido a la ocurrencia de diversos incidentes operativos durante el proceso de arranque de la central, aplazándose la parte correspondiente a potencias altas.

El CSN realizó cinco inspecciones en relación con las pruebas, dos de ellas para presenciar las cuatro pruebas de representación oficial, y tres asociadas a otras pruebas de especial interés. Adicionalmente, la inspección residente del CSN en Cofrentes realizó un seguimiento especial del plan de pruebas.

El plan de pruebas finalizó el 26 de abril de 2002, con la prueba de aislamiento de vapor principal, y en mayo Cofrentes envió al CSN el informe de resultados de pruebas, para su evaluación.

Dicho informe contiene una breve descripción del objeto de cada prueba, especificando los criterios de aceptación aplicables, tanto los criterios de nivel 1 (los que requieren cumplimiento estricto para garantizar la seguridad; su incumplimiento obliga a la paralización de la subida de potencia hasta la re-



solución del problema que originó el incumplimiento y la repetición de la prueba) como los criterios de nivel 2 (el resto de criterios de aceptación; su incumplimiento no requiere parar el plan de pruebas, aunque sí una investigación de las causas y, en cualquier caso, podría requerirse repetir la prueba). También de forma somera se enuncian los resultados y el cumplimiento de los criterios de aceptación, suministrando información más detallada sólo en el caso de las pruebas consideradas de mayor interés.

A modo de conclusión general, el informe destaca el cumplimiento de la totalidad de los criterios de aceptación de nivel 1 y de la práctica totalidad de los criterios de aceptación de nivel 2, añadiendo que en los casos aislados de incumplimiento de los criterios de nivel 2 se realizaron las investigaciones y acciones de respuestas aplicables.

Cinco áreas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear y un área de la Dirección Técnica de Protección Radiológica realizaron una evaluación de las partes del informe correspondientes a las pruebas dentro de su ámbito de competencia. A lo

largo de este proceso se requirió información adicional y se aclararon aspectos dudosos del informe, que se encontró mejorable en diversos aspectos.

Concluida esta evaluación, el CSN apreció favorablemente los resultados de las pruebas el 12 de junio de 2002, requiriendo la incorporación de la información adicional solicitada y de las precisiones y correcciones realizadas en el proceso al informe elaborado por Cofrentes, y recordando el compromiso pendiente de realizar pruebas de capacidad de equipos eléctricos convencionales en las condiciones ambientales más desfavorables previsibles (verano de 2002).

Desde que obtuvo la apreciación favorable del CSN a los resultados de las pruebas, Cofrentes opera con una potencia térmica máxima de 3.184 MWt, sin que hasta la fecha haya ocurrido ninguna incidencia achacable al aumento de potencia.

4.4. Lecciones aprendidas

A finales de junio de 2002, recién concluido el proceso de evaluación, se celebró una reunión interna en el CSN, a la que asistieron represen-

tantes de las áreas de la Dirección Técnica de Seguridad Nuclear participantes en el proceso. Dado el amplio alcance de la evaluación del APE-110% y su carácter multidisciplinar, se consideró conveniente realizar un análisis autocrítico, para extraer enseñanzas del desarrollo del proceso. Las principales conclusiones de la reunión, que se traducen en mejoras a incorporar en procesos de evaluación similares, son:

- Requerir que los titulares informen al CSN sobre el propósito de presentar solicitudes de amplio alcance antes de iniciar los trabajos correspondientes.

- En la fase inicial de ejecución de dichos trabajos, mantener una “reunión de lanzamiento”, donde puedan identificarse *a priori* los aspectos más importantes o problemáticos.

- Establecer un cronograma conjunto de actuaciones CSN-titular, mediante el que se realizará un seguimiento continuo de la marcha del proceso.

- Verificar la calidad de la documentación de licenciamiento recibida en el CSN inmediatamente a su recepción, con posibilidad de rechazarla si no cumple lo exigible.

- Priorizar las tareas de evaluación, dentro de cada área evaluadora, para optimizar los recursos dedicados a cada tema.

- Potenciar la capacidad de cálculo independiente en el CSN, como apoyo a las evaluaciones.

- Establecer “interlocutores” por parte del CSN y por parte del titular en temas específicos que lo requieran, para facilitar la comunicación durante el proceso de evaluación.

- Implantar un sistema de categorización de los hallazgos encontrados en el proceso de evaluación.

La mayor parte de estas medidas ya han sido aplicadas (o están siendo aplicadas, actualmente) a otros procesos de evaluación de alcance amplio, con el objetivo de mejorar la eficacia y eficiencia del proceso evaluador del CSN. ☺

Propuesta de directiva sobre control de fuentes radiactivas selladas de actividad elevada

Las fuentes radiactivas de actividad elevada, utilizadas en múltiples aplicaciones industriales, médicas y de investigación, encierran en ocasiones un peligro difícil de controlar. Por ello, y para definir medidas comunitarias frente al problema de las fuentes

huérfanas, la Comisión Europea ha propuesto un texto que desarrolla las previsiones básicas contenidas en la Directiva 96/29/EURATOM, relativa a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los riesgos que resultan de las radiaciones ionizantes.

1. Introducción

Se desarrolla en este trabajo la Propuesta de directiva del Consejo de la Unión Europea sobre el control de las fuentes radiactivas selladas de actividad elevada, presentada por la Comisión el 18 de marzo de 2002 (COM(2002) 130 final)

Partiendo del mandato comunitario del artículo 30 del Tratado Euratom de establecer normas básicas para la protección sanitaria de la población y de los trabajadores de los peligros que resulten de las radiaciones ionizantes, la Dirección General de Medio Ambiente de la Comisión Europea ha redactado un texto que pretende completar la Directiva 96/29/Euratom, del Consejo de la UE de 13 de mayo, en la que se establecen las normas básicas relativas a la protección sanitaria de los trabajadores y de la población contra los peligros que resultan de las radiaciones

ionizantes. La propuesta de nueva directiva tiene por objetivo abundar en la protección frente a un problema concreto: las fuentes selladas de actividad elevada y las fuentes huérfanas, objetos que, por su número, movilidad, pequeño tamaño, contenedor metálico, desconocimiento de la persona que las encuentra y por el legado histórico de tantas fuentes sin ubicación conocida, suponen un riesgo difícil de prevenir.

La preocupación de la Unión Europea se orienta a las fuentes selladas de alta actividad, utilizadas en muy diversas aplicaciones (tabla I), y especialmente a aquellas en desuso, almacenadas en locales del usuario, que se evaden del control regulatorio y que pueden convertirse en huérfanas, bien por la mala fe del usuario —que se evita así asumir la responsabilidad de su gestión o almacenamiento a largo plazo, dado que en la situación actual en los Estados miembros se imponen unos costes desorbitados al usuario de almacenamiento y eliminación—,

bien por extravío, falta de localización por ausencia de registro o robo, o bien por la desaparición del usuario y, por tanto, de sus obligaciones, lo que se trata de paliar a través de un sistema de garantías que aseguren el cuidado de la fuente, a falta de su asunción por el usuario. La ausencia de control regulatorio es la causa de muchos accidentes, tales como fugas, y se puede producir por desconocimiento del usuario o por ausencia de una normativa estricta y eficaz, tanto presente como pasada, en el momento histórico del suministro. Así, se pueden dar situaciones de exposición de personas que involuntariamente tengan acceso a la fuente, hagan un mal uso de ésta o no eviten su desaparición.

Con esta norma se busca, por lo tanto, reforzar el control durante todas las fases de la vida de la fuente, desde su fabricación o importación hasta su eliminación o salida del territorio comunitario.

La localización de las fuentes huérfanas es otro de los objetivos

* C. Ruiz Andrada es licenciada en Derecho y asesora del Gabinete Técnico de la Presidencia del CSN.



► Figura 1. El equipo *Gamma Knife* utiliza varias fuentes radiactivas para tratamiento médico.

de la directiva, quizá el más ambicioso. Estas fuentes pueden causar graves lesiones, dado que no se conoce su existencia y que no se pueden tomar medidas para evitar los accidentes, más allá de las preventivas que se van imponiendo, tales como detectores metálicos.

Las transferencias internacionales de fuentes exigen una armonización comunitaria de las medidas nacionales, más aún de cara a la ampliación de la Unión Europea a los países candidatos, de manera que se asegure que las fuentes están localizadas y verificadas, desde la fabricación o entrada en la Unión Europea hasta su eliminación, disposición a largo plazo o exportación, procurándose para la consecución de estos fines la superación de los obstáculos físicos y financieros y la determinación de la responsabilidad de los poseedores. El traslado ya está protegido por el Reglamento 93/1493/Euratom del Consejo, de 8 de junio de 1993, relativo a los traslados de

sustancias radiactivas entre los Estados (DOCE L 148 de 19/6/1993). No podemos olvidar el carácter marcadamente internacional del comercio de materiales metálicos.

La situación actual de los sistemas nacionales de la Unión Europea es variada. Si bien en todos los países se exige una autorización al usuario, a menudo el seguimiento y el cumplimiento de las obligaciones conexas no es el adecuado. En ciertos casos, el acento se pone en las transferencias, con distintos grados de exigencia. Las autoridades competentes tampoco tienen atribuciones homogéneas.

Considerando todas estas circunstancias y la memoria de los accidentes ocurridos en todo el planeta, la Comisión decidió presentar esta propuesta de directiva, aprobada por el Consejo el 18 de marzo de 2002. Para su tramitación, que ha seguido el proceso descrito en los artículos 31 y 32 del Tratado Euratom, por el cual la Comisión elabora normas básicas previo dictamen

de un grupo de personas designadas entre expertos de los Estados miembros y del Comité Económico y Social. Se exige la consulta al Parlamento Europeo y el dictamen del Comité Económico y Social, otorgado el 17 de julio de 2002 (DOCE, C 241, de 7 de octubre de 2002). El siguiente paso es la aprobación definitiva por el Consejo, por mayoría cualificada, de la norma básica, que puede ser revisada a petición de un Estado miembro.

Una vez aprobada la directiva y publicada en el Diario Oficial de las Comunidades Europeas (DOCE), los Estados están obligados a transponerla a una norma nacional, en un periodo de dos años a lo sumo, para la consecución de los objetivos descritos.

A continuación desarrollaremos el contenido de la propuesta de directiva. El texto resulta en su conjunto detallado y extenso, y en él se procura el seguimiento de la experiencia adquirida para la mejora en el tiempo de las medidas nacionales y de los resultados obtenidos. La propuesta de directiva se estructura en 18 artículos y dos anexos.

2. Contenido de la directiva

La directiva crea un sistema de control total al definir los niveles de responsabilidad de los sujetos, desde el Estado miembro hasta el fabricante, pasando por el usuario y la autoridad competente.

En cuando a las fuentes selladas de actividad elevada, propone: el control en la fabricación (número de registro de cada fuente, etiquetado, marcado y certificado); el control en las transferencias y en la obtención de fuentes, a través de los requisitos para obtener la autorización; el control del poseedor durante el uso y el desuso, valiéndose de los registros y deberes de cuidado; y el control de la transferencia para la eliminación, reciclado o gestión a largo plazo de la fuente.

En un nivel superior, la autoridad que cada Estado designe como competente deberá encargarse de

► Tabla 1. Uso de fuentes radiactivas. (Cuadro tomado de *Methods to Identify and Locate Sealed Disused Sources*, OIEA TECDOC 804, julio de 1995).

A. Uso de fuentes radiactivas en la industria

Aplicación	Radionucleido	Vida media	Actividad de la fuente en GBq	Observaciones
Radiografía Industrial	⁶⁰ Co	5,3 a	100-5.000	Con frecuencia unidades portátiles
	¹⁹⁷ Ir	74 d	100-5.000	
Detector de humedad	²⁴¹ Am/Be	433 a	0,1-2	Unidades portátiles para medir el contenido/densidad de la humedad. Contiene normalmente un emisor de neutrones y de gamma
	¹³⁷ Cs	30 a	0,4	
Análisis de pozos	²⁴¹ Am/Be	433 a	1-800	Unidades portátiles
	¹³⁷ Cs	30 a	1-100	
Calibrador de banda transportadora	¹³⁷ Cs	30 a	0,1-40	Instalaciones fijas para medir la densidad del carbón, el fango o la mena
Calibrador de densidad	¹³⁷ Cs	30 a	1-20	Instalaciones fijas para medir la densidad de los materiales en volumen constante
	²⁴¹ Am	433 a	1-10	
Calibrador de nivel	¹³⁷ Cs	30 a	0,1-20	Instalaciones fijas para medir el nivel de los materiales de depósitos, silos o envases
	⁶⁰ Co	5,3 a	0,1-10	
Calibrador	⁸⁵ Kr	10,8 a	0,1-50	Instalaciones fijas para medir el grosor de papeles, plástico o materiales similares
	⁹⁰ Sr	28,6 a	0,1-4	
Eliminadores de estática	²⁴¹ Am	433 a	1-4	Instalaciones fijas y unidades portátiles
	²¹⁰ Po	138 d	1-4	
Pararrayos	²⁴¹ Am	433 a	0,05-0,5	Instalaciones fijas
Detectores de captura electrónica	⁶³ Ni	100 a	0,2-0,5	Equipo fijo o portátil
	³ H	12,3 a	1-7,4	
Analizador de fluorescencia de rayos X	⁵⁵ Fe	2,7 a	0,1-5	Con frecuencia unidades portátiles que analizan las aleaciones simulando rayos X fluorescentes
	¹⁰⁹ Cd	463 d	1-8	
Esterilización y conservación de alimentos	⁶⁰ Co	5,3 a	10 ⁵ -4×10 ⁸	Instalaciones fijas (fuentes individuales de hasta 6×10 ⁵ GBq)
	¹³⁷ Cs	30 a	10 ⁵ -4×10 ⁸	
Instalaciones de calibrado	⁶⁰ Co	5,3 a	10 ³ -10 ⁵	Instalaciones fijas
	¹³⁷ Cs	30 a		
Detectores de humo	²⁴¹ Am	433 a	2×10 ⁻⁵ -3×10 ⁻³	Fijas (fáciles de mover)
Dragas	⁶⁰ Co	5,3 a	1-100	Instalaciones fijas para medir la densidad del lodo
	¹³⁷ Cs	30 a	1-100	
Control de altos hornos	⁶⁰ Co	5,3 a	2	Fija

gestionar la información enviada por los usuarios y de llevar un registro completo, así como de comprobar que se cumplen los requisitos para la autorización de posesión de una fuente. Los Estados miembros deberán arbitrar un sistema de inspecciones.

En cuanto a las fuentes huérfanas, son los Estados los que deben organizarse para llevar a cabo campañas de localización, informa-

ción, cooperación internacional y garantía.

2.1. Disposiciones generales

Como ya se ha enunciado, el objetivo de la directiva es evitar la exposición de la población y los trabajadores a las radiaciones ionizantes y, al tiempo, armonizar los controles ya existentes en el ámbito nacional, de manera que estos se refuercen, creándose un marco de control de fuen-

tes que permita el intercambio de información, la cooperación entre los Estados y la igualación de requisitos. El ámbito de aplicación es el de las fuentes selladas de actividad elevada, incluyéndose las que se encuentran en situación de desuso y las huérfanas.

La definición más controvertida y fundamental es la de *fuentes de actividad elevada*, considerada en el texto como "la fuente sellada

► Tabla 1 (continuación). Uso de fuentes radiactivas

B. Uso de fuentes radiactivas en medicina

Aplicación	Radionucleido	Vida media	Actividad de la fuente en GBq	Observaciones
Densitometría ósea	²⁴¹ Am	433 a	1-10	Unidades móviles
	¹⁵³ Gd	242 d	1-40	
	¹²⁵ I	60 d	1-10	
Braquiterapia manual	¹³⁷ Cs	30 a	0,05-0,5	Fuentes portátiles pequeñas
	²²⁶ Ra	1.600 a	0,03-0,3	
	⁶⁰ Co	5,3 a	0,05-0,5	
	⁹⁰ Sr	28,6 a	0,05-1,5	
	¹⁰³ Pd	17 d	0,05-1,5	
	¹²⁵ I	60 d	0,05-1,5	
	¹⁹² Ir	74 d	0,02-1,5	
	¹³¹ I	8 d	0,05-1,5	
	¹⁹⁸ Au	2,7 d	0,05-1,5	
²⁵² Cf	2,6 d	0,05-1,5		
Braquiterapia con carga diferida remota	⁶⁰ Co	5,3 a	10	Unidades móviles
	¹³⁷ Cs	30 a	3×10 ⁻⁶ -10 ⁻²	
	¹⁹² Ir	74 d	400	
Teleterapia	⁶⁰ Co	5,3 a	5×10 ⁴ -10 ⁶	Instalaciones fijas
	¹³⁷ Cs	30 a	5×10 ⁵	
Irradiación sanguínea	¹³⁷ Cs	30 a	2×10 ³ -10 ⁵	Instalaciones

C. Uso de fuentes radiactivas en la investigación

Aplicación	Radionucleido	Vida media	Actividad de la fuente en GBq	Observaciones
Fuentes de calibración	Muchos		<0,1	Fuentes portátiles pequeñas
Detector de captura electrónica	³ H	12,3 a	1-50	Puede utilizarse en unidades portátiles y detectores de cromatografía de gases
	⁶³ Ni	100 a	0,2-0,5	
Irradiadores	⁶⁰ Co	5,3 a	10 ³ -10 ⁶	Instalaciones fijas
Instalaciones de calibrado	¹³⁷ Cs	30 a	<10 ³	Instalaciones fijas
	⁶⁰ Co	5,3 a	<10 ⁵	
	²⁵² Cf	2,6 a	<10 ⁵	
Dianas de tritio	³ H	12,3 a	10 ³ -10 ⁴	Instalaciones fijas de generación de neutrones mediante reacción DT

que contiene un radionucleido cuya actividad en el momento de la fabricación o de la primera comercialización es igual o superior al nivel de actividad pertinente al especificado en el anexo I¹.

El anexo I (ver tabla 2) enumera 17 elementos con su radionucleido y su nivel de actividad estimado en el ámbito de la directiva, haciéndose una salvedad para los radionucleidos no enumerados al

aplicarse la centésima parte del correspondiente valor A1 del Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA, nº TS-R-1 (ST-1, enmendada).

En la exposición de motivos, la Comisión considera que la directiva se aplicará a las fuentes selladas que emitan una tasa de dosis a una distancia de un metro de más de 1 mSv/hora, remitiéndose a aquellos elementos que han causado acci-

denes con consecuencias graves, incluyendo todas las fuentes de categoría 1 del OIEA y gran parte de las de categoría 2 (*Categorización de las fuentes de radiación*, OIEA-TECDOC 1191. Viena, 2000)

El Comité Económico y Social (CES) considera que, puesto que muchos de los Estados comunitarios tienen ya controles más exhaustivos que los propuestos por la directiva, quizá algunos artículos

► Tabla 2. Niveles de actividad (Anexo 1).

El nivel de actividad correspondiente de los radionucleidos no enumerados en este cuadro es la centésima parte del correspondiente valor AI del Reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos del OIEA, nº TS-R-1 (ST-1, enmendado) Organismo Internacional de la Energía Atómica, Viena, 2000)

Elemento (Número atómico)	Radionucleido	Nivel de actividad (Bq)
Hierro (26)	Fe-55	4×10^{11}
Cobalto (27)	Co-60	4×10^9
Selenio (34)	Se-75	3×10^{10}
Criptón (36)	Kr-85	1×10^{11}
Estroncio (38)	Sr-90 ^(a)	3×10^9
Paladio (40)	Pd-103 ^(a)	4×10^{11}
Yodo (53)	I-125	2×10^{11}
Cesio (55)	Cs-137 ^(a)	2×10^{10}
Prometio (61)	Pm-147	4×10^{11}
Gadolinio (64)	Gd-153	1×10^{11}
Tulio (69)	Tm-170	3×10^{10}
Iridio (77)	Ir-192	1×10^{10}
Talio (81)	Tl-204	1×10^{11}
Radio (88)	Ra-226 ^(b)	2×10^9
Plutonio (94)	Pu-238 ^(a)	1×10^{11}
Americio (95)	Am-241 ^(b)	1×10^{11}
Californio (98)	Cf-252	5×10^8

^(a) El de nivel actividad incluye contribuciones de nucleidos hijos con vidas medias inferiores a 10 días.

^(b) Incluye fuentes de neutrones con berilio.

de ésta podrían extenderse al control de fuentes de menor actividad. Además, opina que los criterios de delimitación son algo frágidos.

Se definen otros términos, entre los cuales destacamos el de *fente huérfana*, como "la fuente no sometida a control regulatorio, sea porque nunca lo ha estado, sea porque ha sido abandonada, perdida, extraviada, robada o transferida sin la debida autorización", cuya enunciación casuística nos lleva a pensar en la responsabilidad, la formación e información del público, la prevención, el tráfico ilícito y las emergencias.

Respecto al término de *fente sellada* se nos remite a la directiva madre, donde aparece definida como "fuente con una estructura que, en condiciones normales de utilización, impida cualquier dispersión

de sustancias radiactivas en el medio ambiente".

2.2. Mecanismos propuestos

Los instrumentos de la directiva para efectuar el control del estado físico, la localización de fuentes y la protección de las personas se manifiestan en los artículos relativos a la autorización, transferencia, registro, obligaciones del poseedor, identificación y marcas y formación e información.

2.2.1. Autorización

La directiva regula el régimen de autorizaciones de manera extensa, estableciendo la obligación del poseedor de recibirla previamente a toda práctica en la que intervenga una fuente de actividad elevada. Para concederla, los Estados miembros deben asegurarse de que se han to-

mado las medidas necesarias para la gestión segura, incluidas las aplicables en la situación de desuso hasta que se transfieran para su reciclaje, eliminación o gestión a largo plazo, lo que no sólo implica las de seguridad en la gestión, sino también las financieras que aseguren el control hasta el final del uso. No obstante no se especifican cuáles son esas medidas financieras.

Las fuentes usadas en radiografía industrial, fabricación de productos, investigación o exposición de pacientes por tratamiento médico ya están sujetas a autorización previa conforme a la Directiva 96/29, así como a comunicación aquellas que superen los límites de tolerancia. Sin embargo, esta anotación no se recoge en el texto, lo que hace que parezca incompleta la exposición.

Una vez hechas las comprobaciones descritas, los Estados emitirán autorizaciones que comprendan las responsabilidades, competencias mínimas de personal, requisitos mínimos de rendimiento del equipamiento, de los procedimientos de emergencia y canales de comunicación, métodos de trabajo, mantenimiento y gestión de fuentes en desuso, incluidas las previsiones sobre la transferencia a un nuevo poseedor o a una instalación autorizada.

Por lo tanto, en la autorización previa deben quedar descritos todos los mecanismos de gestión de la fuente hasta su eliminación. Se precisan, por tanto, una serie de obligaciones.

El CES echa en falta en la enumeración alguna comprobación sobre la fiabilidad del poseedor, si bien parece que la descripción de responsabilidades, las competencias de personal y otras informaciones pueden comprender datos que nos lleven a juzgar favorablemente al poseedor.

2.2.2. Transferencia

Entendida como el traspaso de la fuente de un poseedor a otro, excluyendo así el traslado de sustan-

cias por estar este asunto ya cubierto en otras disposiciones (Directiva 92/3/Euratom y Reglamento 1493/93/Euratom), se regula como la obligación del Estado de crear un sistema de control de las transferencias individuales, que comprenda todas las realizadas en el territorio de la UE, independientemente de quiénes sean los sujetos. No se detallan los mecanismos de dicho sistema de control, excepto la obligación de autorización previa, que sería un trámite necesario para dicho traspaso. No obstante, el control no ha de ser tan sólo administrativo, sino que debe servir para exigir unas condiciones determinadas de seguridad. En una observación muy acertada, el CES considera que para el traspaso sería necesario plasmar en el texto la obligación para el poseedor inicial de comprobar que el destinatario de la fuente posee la autorización pertinente y, por lo tanto, que está en condiciones de poseerla.

2.2.3. Registro

Es otra de las novedades útiles que presenta la directiva. El texto obliga a las autoridades competentes a guardar un registro de poseedores de autorizaciones, de las transferencias y de la eliminación de fuentes tras el fin de la autorización.

Para llevar a cabo este proyecto, los poseedores quedarán obligados a tener un registro de las fuentes que posean, según el modelo de impreso que se recoge en el anexo II, registro que deberán remitir a la autoridad en varias ocasiones: al inaugurarse, anualmente, al clausurarse y a petición de la autoridad, quien los podrá inspeccionar. El registro del poseedor deberá reunir todos los datos de localización de las fuentes.

Esta obligación anual parece efectiva a la hora de controlar la ubicación y estado de todas las fuentes ya conocidas a través del sistema de autorización.

Así, vemos que el control se ejerce sobre el poseedor y no sobre la

fuente, considerándose este método muy eficaz, pues el incumplimiento supone en sí una alerta que traerá consigo acciones preventivas de accidentes, fin último de la directiva.

2.2.4. Obligaciones del poseedor

Para completar esta red de medidas, se establecen explícitamente las obligaciones que el Estado debe imponer a los poseedores, todas ellas consideradas muy positivamente por el CES, orientadas a la integridad de la fuente, los ensayos de estanqueidad periódicos, la verificación de la presencia en la localización conocida, las medidas para evitar el acceso no autorizado, la pérdida, el robo, el incendio, el uso ilegal de fuentes fijas y móviles. Todas ellas son causas de los accidentes habidos con fuentes controladas. Además, deben notificar la desaparición de la fuente o los sucesos que la pudieran dañar.

La última es la obligación de devolver o transferir la fuente en desuso al proveedor o instalación autorizada en tiempo. La Comisión, en su exposición de motivos, enumera tres posibilidades para garantizar la transferencia en tiempo, que, sin embargo, no incluye luego en el texto: una tasa anual por posesión, la limitación temporal de la autorización y el depósito previo de una fianza que será reembolsada al transferirla, siendo esta opción la apoyada en el dictamen del CES.

2.2.5. Identificación y marcas

La directiva también prevé medidas que lleven a la identificación de la fuente, independientemente del lugar donde se encuentre. A través de la exigencia al fabricante de identificar y marcar la fuente, se establece una medida de prevención e información, especialmente útil en caso de pérdida o accidente, para conocer el modo de actuar y poder imputar responsabilidades.

La directiva dispone que cada fuente debe tener un número único que la identifique y una marca y etiqueta, tanto en la misma fuente

como en el contenedor, que advierta de la radiación. No se desarrolla más la información que debería contener pero, en opinión del CES, podría incluirse el radionucleido y el nivel de actividad.

Además, cada fuente llevará consigo un documento adjunto que certifique el cumplimiento del marcaje y etiquetado con fotografías de todos los elementos contenidos en el embalaje, dispositivo o equipamiento.

2.2.6. Formación e información

Completando la obligación impuesta a las empresas por el artículo 22 de la Directiva 96/29, según el cual éstas deben informar a los trabajadores expuestos, aprendices y estudiantes sobre los riesgos para la salud de la exposición y de formar a estas personas en protección radiológica, la propuesta de directiva exige que la formación incluya medidas específicas sobre la gestión segura de las fuentes de actividad elevada, incluyendo la concienciación sobre la seguridad y las consecuencias de la pérdida de control de las fuentes.

Esta formación será periódica. El CES detalla más esta disposición, exigiendo que haya formación inicial, periódica para usuarios y trabajadores cercanos a la fuente, y otra para circunstancias particulares, extendiendo tal formación a todas las personas que, de un modo u otro, puedan estar en contacto con la fuente; además, abunda en el contenido sobre procedimientos, notificaciones y manipulación.

Quedaría, por tanto, definir, ante la amplitud de la población potencialmente expuesta, quién está obligado a ofrecer tal formación, si bien se dice que "los Estados miembros fomentarán" que los trabajadores de lugares como aduanas, vertederos de chatarra y plantas de reciclado de chatarra, estén enterados de la posibilidad de encontrar una fuente, sepan detectar-la visualmente y conozcan las medidas a tomar,

2.3. Fuentes huérfanas

Si bien hasta ahora hemos visto las provisiones comunitarias para fuentes selladas de alta actividad y las medidas para evitar su pérdida, el artículo 9 sobre fuentes huérfanas conforma el segundo objetivo de la directiva, importantísimo por el peligro radiológico inherente a las fuentes no controladas ni conocidas. Regular sobre este aspecto, no sólo en términos de precaución sino también de acción, por no repetir ciertas dificultades en la previsión económica de los programas y campañas de búsqueda lo que puede llevar a que no se realicen eficazmente.

El artículo dispone lo siguiente:

— Las autoridades competentes son responsables de tomar disposiciones para recuperar las fuentes huérfanas, de enfrentarse a emergencias radiológicas y de establecer los planes de actuación apropiados.

— Debe haber una rápida disponibilidad y asistencia técnica para personas que, sin ser trabajadores expuestos, encuentren una fuente.

— Deben establecerse controles para detectar las fuentes en lugares como vertederos de chatarra, instalaciones de reciclado y lugares de tránsito. Estos controles ya se han puesto en marcha en varios países. No podemos olvidar la aportación española con el Protocolo de Cooperación sobre la Vigilancia Radiológica de los Materiales Metálicos.

Muchas de estas obligaciones ya están previstas en las normas nacionales y se cumplen adecuadamente.

2.4. Obligaciones de los Estados miembros

2.4.1. Cooperación internacional e intercambio de información

Como instrumento para la eficacia de todas las medidas técnicas expuestas se prevé la cooperación con otros Estados, comunitarios o no y con organizaciones internacionales, de cara a facilitar la búsqueda

queda en caso de pérdida, robo o encuentro.

2.4.2. Garantía

Esta disposición económica crea un sistema de garantías que cubre los daños a la salud y los costes de las operaciones relacionadas con las fuentes, especialmente las huérfanas, en caso de no localizar al poseedor o de ser este insolvente.

Como en tantas ocasiones, el Estado se erige en garante de unas situaciones que no pueden abandonarse por obstáculos financieros. Es el responsable último. En la exposición de motivos de la Comisión se propone la creación de un fondo alimentado con las fianzas de los poseedores para afrontar las incidencias.

2.4.3. Inspecciones

Deberán existir para velar por el cumplimiento de las obligaciones.

2.4.4. Autoridad competente

Los Estados designarán una autoridad competente para aplicar las medidas que se prevean en las normas de transposición. Se deja abierta la posibilidad de que existan varias autoridades en un mismo Estado, si bien una servirá de contacto con las de los demás Estados.

2.4.5. Información sobre la experiencia adquirida

Como decíamos al comienzo del artículo, esta directiva se crea con vocación de perfección. Así, se prevé que a los cinco años de la entrada en vigor de la directiva, los Estados remitan un informe a la Comisión sobre la experiencia adquirida. No obstante, en la explicación de la propuesta que hace la Comisión, se admite que a los tres años se pueda llevar a cabo una evaluación de la eficacia de la norma para que los Estados miembros y la Comisión mejoren el texto, habida cuenta de que en ese momento ya se habrán adherido los nuevos Estados miembros a la Unión, lo que dará una nueva dimensión a las actuaciones.

2.4.6. Sanciones

Se prevé que la norma de transposición contenga un régimen de sanciones aplicables en caso de incumplimiento de las obligaciones en ella descritas, de manera que sean efectivas, proporcionadas y disuasorias.

2.4.7. Entrada en vigor

Para las fuentes de actividad elevada comercializadas antes de la transposición, las disposiciones referidas a autorización, transferencias, registro y requisitos exigibles a los poseedores, se aplicarán en los 24 meses posteriores a dicha transposición.

La directiva es ambiciosa al promover tantos instrumentos que deberán ponerse en marcha de un modo armonizado. Dada su naturaleza, el texto deja libertad a los Estados para llevar a cabo estas iniciativas, si bien puede mejorarse en aras de la eficaz aplicación. Para ello, el dictamen del Comité Económico y Social sobre la propuesta de directiva, que hemos ido desgranando, ayudará a matizar una norma aún incompleta puesto que, si bien el dictamen juzga positivamente el ánimo de la iniciativa y muchos de los aspectos reflejados en el texto, transmite su preocupación sobre otros extremos como son la poca claridad en la definición de las fuentes cubiertas por la directiva, la forma de proveer fondos para la garantía y para los programas de búsqueda de fuentes y la identidad de los destinatarios de la formación.

3. Relación de la propuesta de directiva con otras normas

3.1. La tendencia comunitaria

La Unión Europea, como los organismos internacionales, está preocupada por los accidentes ocurridos con fuentes radiactivas. Por ello, la Comunidad está incrementando la legislación en este sentido a través del desarrollo de la directiva básica 96/29, de protección sanitaria contra las radiaciones ioni-

zantes. En este sentido, se solicita a los Estados que promuevan esta protección no sólo a través de la aplicación del derecho comunitario, sino también de la asunción de normas nacionales y sistemas que prevengan los accidentes, contando para ello con la colaboración de los sectores implicados. La Unión Europea, por su parte, se compromete a mejorar las normas existentes y a promover la creación de grupos de expertos.

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, es la norma básica europea que desarrolla la propuesta de directiva que nos ocupa. En aquélla se establecen las autorizaciones previas tanto para el uso como para la eliminación de las fuentes, los límites de exposición, las estimaciones de dosis, la protección operacional, la obligación de formar e informar al personal expuesto, la vigilancia radiológica, la inspección y la responsabilidad de las empresas, etcétera. La propuesta de directiva añade cuestiones nuevas y especializa el régimen de otras, si bien en el texto propuesto no se especifica la relación con la directiva básica, lo que puede llevar a dificultades en la aplicación de las normas.

La Directiva 96/29 fue transpuesta en España a través del Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, que aprueba el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (BOE 178, de 26 de julio de 2001), que es la norma general que actualmente se aplica para todas las cuestiones que va a regular específicamente la nueva directiva, además de los procedimientos técnicos que desarrollan cuestiones puntuales como las situaciones de emergencia radiológica.

Muchos Estados miembros ya han tomado medidas nacionales de protección. España, como es sabi-

do, a través del Protocolo de Colaboración para la Vigilancia Radiológica de Materiales Metálicos (1999), ha creado un sistema de prevención exitoso. Asimismo, durante su semestre de Presidencia de la UE, España propuso la creación de una resolución que extendiera esta iniciativa a los demás Estados, y que se materializó en la Resolución del Consejo sobre la creación en los Estados miembros de sistemas nacionales de vigilancia y control de la presencia de materiales radiactivos en el reciclaje de materiales metálicos (2002/C 119/05, DOCE de 22 de mayo de 2002)

3.2. Normas internacionales

El OIEA cuenta también con normativa relacionada con los aspectos comentados, en cuanto a reducir el riesgo radiológico en el reciclaje de metales y en cuanto al transporte seguro de materiales radiactivos.

La Convención Conjunta sobre la Seguridad en la Gestión del Combustible Gastado y sobre la Seguridad en la Gestión de los Residuos Radiactivos también pone el acento sobre las fuentes selladas en desuso (artículo 28), exigiendo a las partes contratantes que tomen las medidas necesarias para asegurar que la posesión, reelaboración o disposición final de estas fuentes sea segura.

4. Conclusiones

La propuesta de directiva completa el régimen básico de la Directiva 96/29 para reforzar y armonizar en el ámbito comunitario las medidas a tomar por los Estados frente a los riesgos provenientes de las fuentes selladas de actividad elevada, incluidas las fuentes huérfanas, y lo hace a través de aumentar las exigencias en los controles de todas las fases. Se proponen para ello los mecanismos de autorización, registro, identificación, marcaje, transferencia y formación e información, y se da un listado de

obligaciones para los sujetos participantes, previendo mecanismos de garantía y disuasorios del incumplimiento.

Los actuales Estados miembros de la Unión Europea ya contienen en sus legislaciones normas que cumplen los objetivos marcados por la propuesta, y en algunas ocasiones más rigurosas. No obstante, no podemos olvidar que la armonización implica la igualdad en unos mínimos exigibles y que se pretende integrar esta norma en el acervo comunitario que vayan a aceptar los Estados candidatos en el momento de su adhesión.

El problema de las fuentes huérfanas y de las fuentes selladas de alta actividad tiene una dimensión mundial dada la internacionalidad del comercio de materiales metálicos y la posible extensión de los efectos de un accidente más allá de las fronteras nacionales. Además de los mecanismos previstos para el tráfico comunitario de fuentes, es destacable la intención de fomentar la cooperación internacional.

La prevención es el instrumento más útil para la consecución de los objetivos de la directiva, así como la información y la coordinación de la asistencia en caso de accidente. Si bien las medidas más administrativas pondrán orden en una situación a menudo abandonada, las disposiciones de coordinación serán las que deban fomentarse para abordar el problema en su dimensión interterritorial. No obstante, la ausencia de un sistema económico estructurado que prevea el modo de financiar todas las iniciativas a las que se comprometen los Estados puede llevar al fracaso o a la realización parcial de los mandatos. Todo ello se aclarará en la revisión del texto a los tres años de su entrada en vigor.

Queda por ver el texto final que se adopte por el Consejo, donde el informe del Comité Económico y Social puede ayudar a la aclaración de las dudas que se nos plantean. ☺

Estimación de costes de generación de electricidad en centrales nucleares y otros tipos de centrales

El presente artículo es un resumen del capítulo 4, parte A, de *l'Estudi del Sector Energètic Nuclear en el Marc de l'Estudi l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010*, elaborado por los mismos autores y en el que se

analizan las características del sector nuclear en Cataluña. Este estudio, junto con otros, ha servido de base para la elaboración del *Plà de l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010*.

1. Introducción

A finales de 2001, la Generalitat de Catalunya publicó, por encargo del Parlamento de Catalunya, el estudio *Plà de l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010* [1], un plan energético indicativo para Cataluña para los próximos años. Como soporte a esta publicación, previamente, la Generalitat, a través del Departamento de Industria, Comercio y Turismo, encargó diversos estudios sectoriales que sirvieron de material de base para la realización del plan. Entre estos estudios figura *l'Estudi del Sector Energètic Nuclear en el Marc de l'Estudi l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010* (Barcelona, julio de 2001 [2]), en el que se analizan las características del sector nuclear en Cataluña.

Este estudio del sector nuclear catalán, que refleja únicamente la opinión de los autores, ha tenido

dos grandes objetivos: por una parte, proporcionar una visión actualizada del sector nuclear centrada en las tres centrales nucleares catalanas y sus perspectivas en el periodo 2000-2010, y por otra, realizar un análisis técnico-económico de diversos escenarios según la duración de la vida útil de las mismas, comparándolos con el escenario base, consistente en la hipótesis de una vida útil de 40 años. Los escenarios contemplan la parada anticipada de las tres centrales en el año 2004, en el año 2010 y en el año en que se satura la capacidad actual de almacenamiento de las piscinas del combustible irradiado, que se sitúa en el 2012 para Ascó I, el 2014 para Ascó II y 2020 para Vandellòs II.

En cada uno de los escenarios se ha calculado la cantidad de combustible gastado (y su actividad y potencia térmica) almacenada en las piscinas, así como los costes derivados del avance temporal de las actividades de gestión de los re-

siduos de alta actividad (combustible irradiado) y del desmantelamiento, al no haberse podido efectuar una capitalización suficiente con la tasa aplicada al precio del kWh en las tarifas eléctricas, que recauda la Administración y gestiona la empresa Enresa, según se establece en los planes generales de residuos radiactivos [3]. Asimismo, en cada escenario, se ha evaluado el sobrecoste derivado de la necesidad de producir la electricidad de sustitución con otros tipos de centrales. La parte del estudio (capítulo 4, parte A), dedicada al análisis de los costes comparativos de generación del kWh producido con otras fuentes de energía, constituye un capítulo con entidad propia, que puede tener interés independientemente del resto del trabajo. En él se da una estimación comparada de los costes de generación de electricidad, en la década 2000-2010, mediante diferentes tipos de centrales, cuyos resultados presentamos en este artículo.

* P. Coll Butí y C. Tapia Fernández son doctores en Ingeniería Industrial y profesores de la Universidad Politécnica de Cataluña.



► Figura 1. Central nuclear Vandellós II.

En los estudios técnico-económicos a medio y largo plazo como el presente es corriente comprobar, *a posteriori*, cómo, a menudo, se producen grandes errores en las previsiones efectuadas, fruto de los errores asociados a las hipótesis utilizadas: estimación de las tasas futuras de variación de los precios, de la inflación monetaria, del coste del dinero o tasa de actualización, de las inversiones necesarias en cada tipo de central, de sus factores de carga, de sus costes de operación y mantenimiento, de los costes del combustible, de la demanda de energía por unidad de PIB, etcétera. Sin embargo, es evidente que, *a priori*, parece razonable dar una mayor credibilidad a aquellos tipos de estudios de prospección basados en modelos racionales, es decir, modelos elaborados y analizados aplicando el método científico, según se ha hecho en el presente. Y aunque la historia de la planificación energética está sembrada de previsiones erróneas, también pa-

rece una peor opción no efectuar ninguna. En todo caso, siempre será preferible para los usuarios equivocarse por exceso (previendo sobrecapacidades de generación) que por defecto (déficits de generación). El increíble caso de California en los pasados años 2000 y 2001 es un buen ejemplo.

También es claro que otros expertos o grupos de trabajo preguntados sobre este tema proporcionarían resultados diferentes, pero probablemente siempre habrá, si los modelos son realistas y racionales, algún tipo de semejanza o de línea maestra que proporcionará información útil para los sectores o empresas involucradas en la producción eléctrica en nuestro país en la presente década. Aún siendo el eléctrico un sector en pleno y avanzado proceso de liberalización, pensamos que la Administración, es decir, el Gobierno del Estado, no debe ser ajena a este asunto, procurando proporcionar alguna orientación a los diversos

agentes del mercado, para prever con la suficiente antelación el nivel de las necesidades, de su cobertura y de los costes de producción. Ello significará tener una estimación de las tarifas eléctricas futuras y su influencia en los parámetros macroeconómicos (tasas de inflación, competitividad de la industria nacional respecto a la de otros países, etcétera). No conviene tampoco olvidar los efectos medioambientales asociados, como el grado de cumplimiento de los compromisos de Kyoto relativos a las emisiones de gases de efecto invernadero, la Directiva 2001/80/CE sobre limitación de emisiones de grandes instalaciones de combustión, la problemática de la gestión de los residuos radioactivos, etcétera.

En los resultados hemos mantenido la mayoría de las cifras de costes y precios expresados en pesetas, en lugar de euros, respetando la versión original del trabajo, que se realizó en el año 2001, antes de la adopción de la nueva moneda.

► Tabla 1. Parámetros para la estimación del coste del kWh debido al combustible de las centrales nucleares catalanas.

Potencia eléctrica bruta	1080 MWe
Consumos propios	3,57%
Factor de carga medio	90%
Enriquecimiento medio	4,5%
Quemado medio del combustible	45.000 MWd/tU
Rendimiento global de la central	34%
Número elementos combustible (EC) en el núcleo	157
Masa de uranio en cada EC	461,4 kg
Periodo de tiempo del cálculo	Años 2000/01/02
Precio concentrados (adquiridos en 1999)	8 \$/lbU ₃ O ₈ (20,8 \$/kg)
Precio conversión U ₃ O ₈ a UF ₆ (1999)	3,5 \$/kg U
Precio enriquecimiento (1999)	85 \$/UTS
Precio fabricación EC (1999)	45.000 ptas/kg U
Coste del dinero (interés del capital)	6%
Equivalencia monedas	1 \$ = 185 pta

► Tabla 2. Estimación del coste del kWh, en el año 2000, de las centrales nucleares catalanas (datos no contables).

Componente del coste	Ascó I		Ascó II		Vandellós II	
	ptas/kWh	%	ptas/kWh	%	ptas/kWh	%
Inversión inicial	2,33	57,8	3,30	66,0	3,98	67,7
Inversiones en explotación	0,26	6,5	0,26	5,2	0,24	4,1
Gastos de operación y mantenimiento	0,82	20,3	0,82	16,4	1,04	17,7
Combustible	0,62	15,4	0,62	12,4	0,62	10,5
Total coste interno	4,03	100	5,00	100	5,88	100
Estimación coste 2º parte del ciclo	0,43		0,43		0,43	
Coste total, en ptas/kWh	4,46		5,43		6,31	
Coste total, en c€/kWh	2,68		3,26		3,79	

2. Estimación de los costes de generación de las centrales nucleares catalanas

Los costes de generación de las tres centrales nucleares de Cataluña se han estimado en barras de central (ebc), desglosados en sus tres componentes: coste de inversión, costes de operación y mantenimiento (O&M) y coste del combustible. Los costes se dan en moneda corriente de cada año. La tasa anual media de actualización

considerada es del 6% (en moneda corriente).

Para los costes de inversión se ha partido de valores estimativos de las inversiones iniciales en las fechas de la operación comercial de las centrales (OC), incluyendo, claro está, los intereses intercalarios durante los periodos de construcción. Se trata, como se ha indicado, de valores estimados, es decir no se ha partido de las cifras de los libros de contabilidad de las empresas propietarias. No

obstante, creemos que los valores aportados son suficientemente aproximados. Asimismo, el coste del kWh debido a la inversión, a lo largo de los 30 años de vida útil económica prevista, se ha evaluado según el método de una anualidad constante a lo largo de la misma.

Para los costes debidos a las inversiones realizadas en el periodo de operación también se han estimado unos valores no tomados directamente de la contabilidad, pero que creemos son suficientemente fiables.

En cuanto a las producciones anuales, se han tomado los valores históricos hasta el 31 de diciembre de 1999. A partir de 2000, habiéndose efectuado los cambios de turbina y los incrementos de potencia térmica y eléctrica, los valores netos considerados han sido:

— Central nuclear Ascó I: 7.800 GWh/a.

— Central nuclear Ascó II: 7.700 GWh/a.

— Central nuclear Vandellós II: 8.200 GWh/a.

Los costes de operación y mantenimiento también presentan una inflexión en el año 2000, como consecuencia del aumento de potencia. Tampoco son costes estrictamente contables. A partir del año 2000 se supone, para este coste, una tasa de incremento anual media del 2%.

Los costes del kWh debidos al combustible se han calculado por el método clásico, teniendo en cuenta los precios actuales y futuros de las diversas etapas del ciclo (uranio natural, conversión a hexafluoruro, enriquecimiento isotópico, fabricación, estancia en el reactor y parte final del ciclo), con los decalajes temporales propios que generan las correspondientes cargas financieras. Se han hecho algunas simplificaciones igualando el coste de las tres centrales nucleares catalanas. En la tabla 1 se indican los principales parámetros utilizados.

El coste resultante, en el año 2000, es de 0,62 pta/kWh, que se supone constante en el periodo

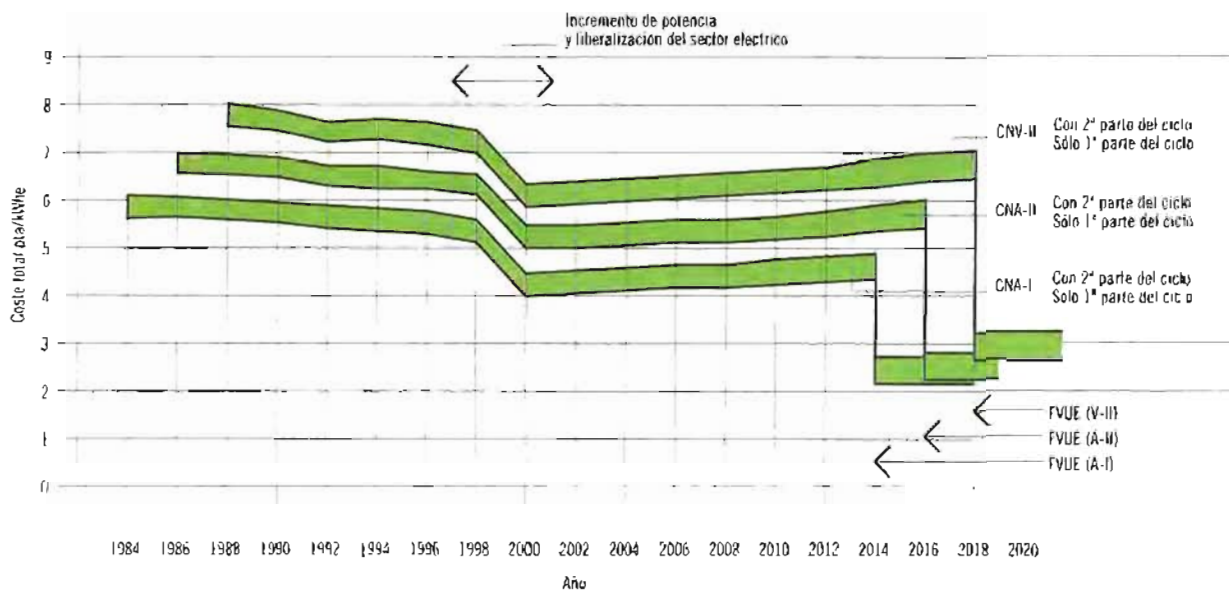


Figura 2. Estimación del coste del kWh (en barras de central) de las centrales nucleares catalanas, teniendo o no en cuenta, la parte final del ciclo del combustible, incluyendo el desmantelamiento, en moneda corriente.

2000-2010 y escalado al 3% anual a partir de 2010.

La parte del coste debida a la fase final del ciclo del combustible se ha calculado utilizando una metodología algo distinta a la empleada por Enresa en el Quinto Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) [3], con el objeto de “internalizarla”, es decir, imputar dicho coste al kWh generado por las propias centrales. Como es sabido, la metodología del PGRR obtiene un coste para todas las centrales nucleares españolas que se imputa a las tarifas eléctricas, es decir, al conjunto del parque de generación, lo cual es evidentemente una externalización de este coste para las centrales que los generan. Al igual que en el PGRR, se valora el coste del kWh imputable a las centrales nucleares, de tal modo que escalado anualmente a una tasa media del 2%, permita hacer frente, durante y después de la vida útil técnica, supuesta de 40 años, a los gastos de la fase final del ciclo.

Los precios utilizados para la parte final del ciclo han sido: 200.000 pta/kg U para la gestión del combustible gastado, en moneda del año 2000, escalado al 2% anual, con un centro de gravedad de las actividades situado 10 años

después del final de la vida útil técnica (40 años) y 100.000 millones de pesetas (año 2000) para los gastos de clausura y desmantelamiento de la central, a realizar tres años después del fin de vida útil, cantidad también escalada al 2% anual.

Los costes obtenidos son los siguientes: la gestión futura de los residuos de alta actividad (RAA), es decir, del combustible gastado, tiene una repercusión en el año 2000, de 0,22 pta/kWh (0,13 c€/kWh); la gestión durante la vida útil de los residuos de baja y media actividad (RBMA) repercute, en 2000, en 0,071 pta/kWh (0,043 c€/kWh); y la gestión de las actividades de desmantelamiento y clausura repercute, en 2000, en 0,139 pta/kWh (0,083 c€/kWh). El coste total es, pues, de 0,43 pta/kWh (0,26 c€/kWh) en el año 2000.

El coste total del kWh debido al combustible, internalizando la parte final del ciclo, en el año 2000, es, pues: $0,62 + 0,43 = 1,05$ pta/kWh (0,63 c€/kWh).

En la tabla 2 se muestran los valores obtenidos del coste del kWh neto, en el año 2000, para las tres centrales nucleares catalanas y, en la figura 2, los valores de dicho coste a lo largo de su vida útil.

3. Características de diversos tipos de centrales eléctricas

Para comparar los costes de generación de electricidad de las centrales nucleares catalanas con otros posibles medios de generación, a partir del año 2000, se han considerado aquellos tipos de centrales que pudieran funcionar en régimen de base. Es claro, según nos enseña la teoría microeconómica, que tienen que ser centrales con un coste variable bajo (coste del combustible y de operación y mantenimiento) que puedan funcionar muchas horas al año, es decir, con un elevado factor de carga. Los tipos de centrales analizadas son las siguientes:

A) Una central térmica de carbón de importación, equipada con las más modernas tecnologías de desulfuración de los gases de chimenea y de protección medioambiental, con fecha de operación comercial en 2005.

B) Una central térmica alimentada con un gas combustible obtenido a partir de la gasificación del carbón, con operación comercial en 2007.

C) Una central térmica clásica de gas natural, con operación comercial en 2005.

► **Tabla 3. Características de una central termoeléctrica de carbón de importación.**

Potencia eléctrica	1.000 MWe
Rendimiento global	34%
Utilización anual a plena potencia	7.000 h/a
Inversión inicial, con intercalarios	150.000 pta/kW (2005)
Fecha de operación comercial	2005
Inversión equivalente para el desmantelamiento	10.000 pta/kW (2005)
Inversiones medioambientales	35.200 pta/kW (2005)
Gastos de operación y mantenimiento medioambientales	4.130 ptas/t carbón (2005)
Coste de operación y mantenimiento generación eléctrica	0,50 pta/kWh
Interés del capital (tasa anual media)	6%
Vida útil económica	30 años
Precio carbón de importación	1,50 pta/termia (2005)
Potencia calorífica del carbón	6.670 kcal/kg
Concentración de azufre en el carbón	1,5%

► **Tabla 4. Características de una central termoeléctrica alimentada con un gas de síntesis obtenido con la gasificación del carbón.**

Potencia eléctrica	1.000 MWe
Rendimiento central termoeléctrica	34%
Utilización anual a plena potencia	6.000 h/a
Inversión inicial con intercalarios	130.000 pta/kW (2007)
Fecha de operación comercial	2007
Inversión equivalente para el desmantelamiento	10.000 pta/kW (2007)
Coste de operación y mantenimiento de la generación eléctrica	0,40 pta/kWh
Interés del capital (tasa anual media)	6%
Vida útil económica	30 años
Combustible	Gas de síntesis

Planta de gasificación

Potencia calorífica del carbón	5.730 kcal/kg
Tecnología de la gasificación	"Koppers Totzek", de lecho fluido equicorriente, con separación previa del O ₂ y N ₂ del aire
Gas producido	Gas medio, a 4,5 bar
Composición del gas (en volumen)	51,2% CO; 33,7% H ₂ ; 10,7% CO ₂ ; 2,4% otros
Potencia calorífica	2.900 kcal/kg
Rendimiento térmico global planta	70%
Precio del carbón (importación)	1,50 pta/termia (2007)
Concentración de azufre	3,4%
Relación: coste total energía gas /coste energía carbón	3,5

D) Una central térmica de ciclo combinado, con gas natural, con operación comercial en 2004.

E) Una nueva central nuclear, con la tecnología del reactor europeo EPR, con operación comercial en 2010.

En las tablas 3, 4, 5, 6 y 7 se indican las principales características de estos tipos de centrales.

La hipótesis E), relativa a la posible construcción de una nueva central nuclear en Cataluña en la presente década, lleva asociada un conjunto de incertidumbres posiblemente mayores que los restantes tipos de centrales consideradas, especialmente en lo que concierne a la inversión necesaria. Se ha supuesto un valor de 700.000 pta/kW, que, para una planta de 1.500 MW de potencia, significa una inversión total (actualizada a la fecha de la operación comercial, de 1,05 billones de pesetas (6.310 millones de euros). Para los costes de operación y mantenimiento y del combustible se han supuesto unos valores en línea con los de las centrales nucleares actuales.

En el estudio de referencia [2] se han incluido estimaciones de costes de generación eléctrica a partir de plantas de cogeneración y de energías renovables (solar, eólica, biomasa, etcétera), que como es sabido, de acuerdo con la legislación española, están subvencionadas. No creemos oportuno mencionar aquí los resultados, ya que, en propiedad, no se trata de medios de generación que pueden competir con los tipos considerados, en razón de su tamaño, disponibilidad y régimen de funcionamiento.

Un aspecto nada desdeñable, pero que evidentemente es fundamental de cara a la viabilidad de la construcción de los diversos tipos considerados de centrales, es el ligado a los complejos procesos de licenciamiento que conducen a la autorización de los proyectos, siendo clave la declaración de impacto ambiental, y el grado de oposición y rechazo del proyecto en ámbitos

locales del emplazamiento; y naturalmente la existencia de las empresas privadas del sector eléctrico liberalizadas dispuestas a realizar las inversiones necesarias.

4. Análisis comparativo de los costes de generación

Como resumen del análisis comparado de los costes de la energía eléctrica generada en las centrales nucleares catalanas y el coste de la producida con otros medios de generación, en la figura 3 se muestra una representación gráfica de los costes del kWh, actual para las centrales nucleares, y en el primer año de operación comercial (OC) en los otros tipos de centrales. Asimismo, se indica (entre corchetes) este coste expresado en moneda del año 2000. También se indica, para cada tipo de central, el desglose del coste total de generación (ebc) en sus tres componentes: coste de inversión, de operación y mantenimiento, y del combustible.

En la figura 4 se muestra una representación gráfica de los costes de generación de cada central, año tras año, a lo largo de su vida útil prevista, en moneda corriente de cada año. El descenso en escalón que se observa se debe a la desaparición del coste debido a la inversión, que se produce al final de la vida útil económica prevista (30 años), momento en que la central se supone totalmente amortizada desde el punto de vista contable.

5. El coste medio actualizado

Cuando se pretende comparar, como es este caso, los costes de generación de diversos medios de producción que operan en diferentes periodos de tiempo, se presentan algunos inconvenientes derivados del hecho de comparar costes (en moneda corriente o moneda constante) en años diferentes, con periodos de amortización distintos. Con el objeto de poder realizar comparaciones homogéneas, es conveniente utilizar algún índice o

► **Tabla 5. Características de una central termoeléctrica de gas natural.**

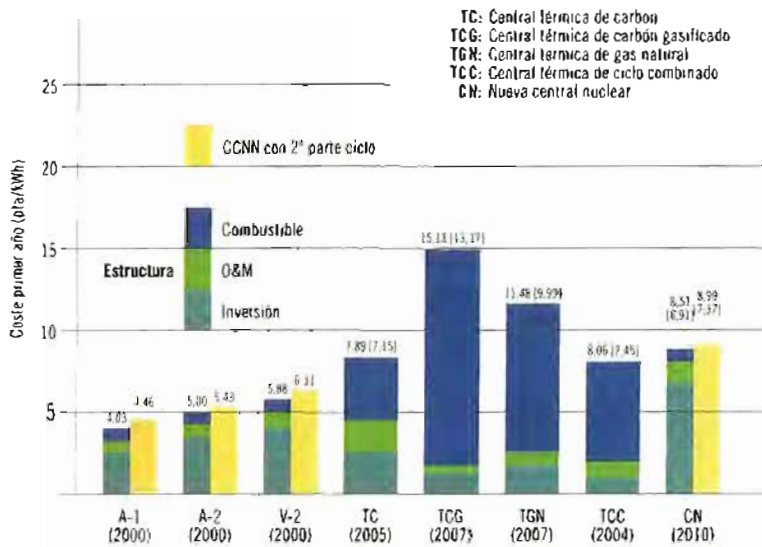
Potencia eléctrica	1.000 MWe
Rendimiento global planta	36%
Utilización anual a plena potencia	4.500 h/a
Inversión inicial con intercalarios	120.000 pta/kW (2005)
Fecha operación comercial	2005
Coste de operación y mantenimiento	0,40 pta/kWh
Combustible gas natural. Poder calorífico	9.500 kcal/m ³
Interés del capital (tasa anual media)	6%
Vida útil económica	30 años
Precio gas natural	3,54 pta/termia (2001) 3,826 pta/termia (2005)

► **Tabla 6. Características de una central termoeléctrica de ciclo combinado, de gas natural.**

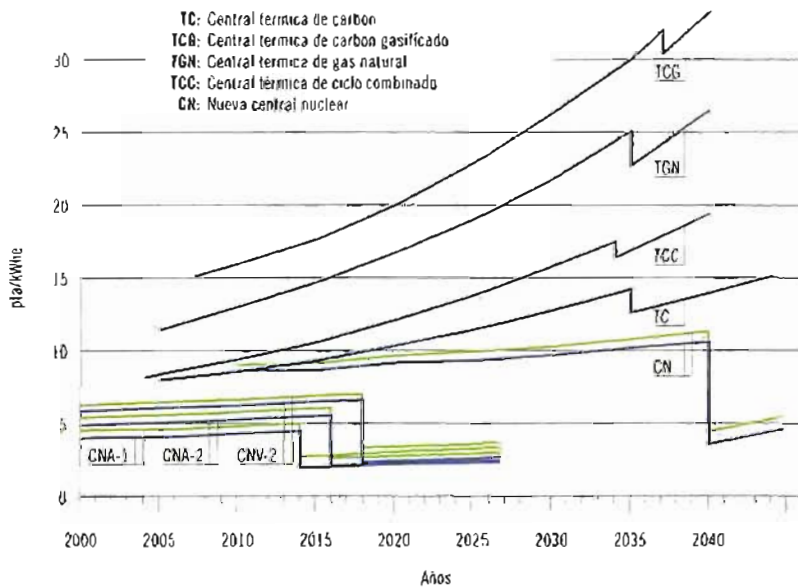
Potencia eléctrica (2 grupos de 400 MW)	800 MWe
Rendimiento global	52%
Utilización anual a plena potencia	7.000 h/a
Inversión inicial con intercalarios	100.000 pta/kW (2004)
Fecha operación comercial	2004
Coste operación y mantenimiento (incluye cambio T.G. cada 5 años)	0,80 pta/kWh
Combustible gas natural. Poder calorífico	9.500 kcal/m ³
Interés del capital (tasa anual media)	6%
Vida útil económica	30 años
Precio del gas natural	3,54 pta/termia (2001) 3,76 pta/termia (2004)

► **Tabla 7. Características de una nueva central nuclear.**

Potencia eléctrica	1.500 MWe
Potencia térmica	4.250 MW
Fecha operación comercial	2010
Tipo de central. Reactor Europeo (4 lazos)	PWR (EPR)
Duración ciclos de combustible	18 meses
Quemado del combustible	45.000 MWd/TU
Factor de carga medio anual	90%
Enriquecimiento combustible	4,5%
Rendimiento global de la central	35,3%
Inversión inicial con intercalarios	700.000 pta/kW (2010)
Inversiones en operación	3.000 Mpta/a
Emplazamiento y refrigeración	Litoral marino
Vida útil económica	30 años
Tasa de actualización anual media (interés capital)	6%



► Figura 3. Estimación del coste del kWh (€bc) de diferentes tipos de centrales eléctricas. Para las centrales nucleares catalanas, se indica el coste en el año 2000. Para las otras centrales se da el coste del kWh en el primer año de su vida útil, en moneda de este año (año indicado entre paréntesis) y en moneda del año 2000 (coste indicado entre corchetes). También se muestra la estructura del coste en sus componentes. El coste del combustible de la central (TCG), incluye la inversión de la planta de gasificación del carbón.



► Figura 4. Estimación del coste del kWh (€bc) de la electricidad, en moneda corriente, a lo largo de la vida útil económica de diferentes tipos de centrales.

parámetro que, de alguna manera, sea representativo de los costes de una instalación a lo largo de todo su periodo de producción o vida útil. En este sentido proponemos el

uso del denominado "coste medio actualizado", que es el cociente entre la suma total, actualizada a un año fijo, de las salidas de capital (gastos de operación, cargas finan-

cieras y amortizaciones) y la suma total, actualizada a la misma fecha, de la energía producida durante todos los años de explotación. En nuestro caso, con las cantidades económicas expresadas en moneda corriente de cada año, la tasa de actualización anual media (coste del dinero) empleada ha sido del 6%.

En la tabla 8 se indica la estimación del coste medio actualizado de las tres centrales nucleares catalanas (ebc) y en la figura 5 la estimación de dicho coste de los diversos tipos de centrales eléctricas consideradas en el estudio, a lo largo del periodo de su vida útil económica de 30 años.

6. Resumen y conclusiones

Aun a sabiendas de las grandes incertidumbres existentes en los resultados obtenidos, fruto de la dificultad de establecer hipótesis fiables, que sólo se podrán comprobar a posteriori, este tipo de análisis induce a algunas reflexiones. Las figuras 3, 4 y 5 son bastante ilustrativas al respecto.

1. Parece claro que, aun existiendo una fuerte tendencia en nuestro país en apostar por la construcción de un gran número de centrales termoeléctricas de ciclo combinado, con gas natural, para cubrir el aumento de demanda en la actual década 2000-2010, muy probablemente, este tipo de tecnología de generación de energía eléctrica no es la que genera el kWh más barato. Las centrales de carbón de importación y alguna nueva central nuclear pueden producir electricidad más barata. En el segundo caso, conviene matizar que ello sería cierto si los tipos de interés (coste del dinero) se mantuvieran, en los próximos años, en valores relativamente bajos como los actuales, desde luego bastante inferiores a los de los años en que se construyeron las actuales centrales nucleares catalanas o españolas.

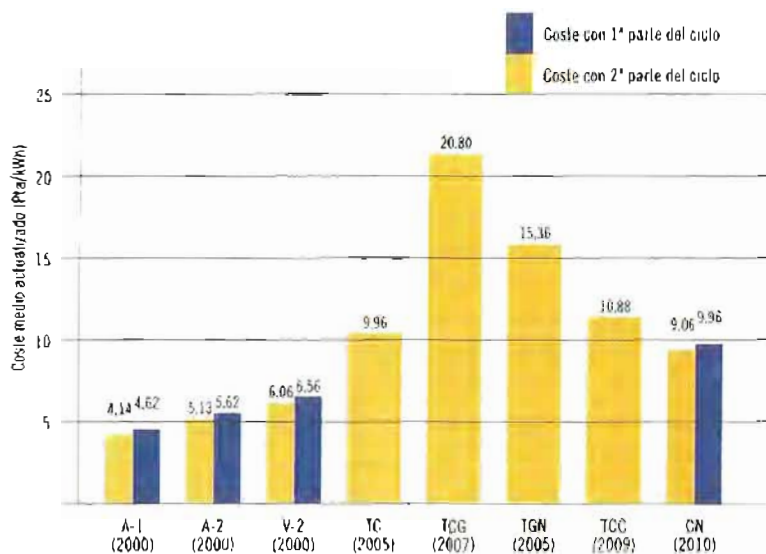
De todas formas, esta incertidumbre puede pesar menos en el

análisis de prospectiva que aquella asociada a la evolución futura de los precios del gas natural que aumentará a las futuras centrales de ciclo combinado. Deberá tenerse muy en cuenta que, en éstas, la estimación del coste del kWh en el año 2004 (operación comercial), se desglosa en: 1,04 pta/kWh debido a la inversión, 0,80 pta/kWh debido a los gastos de operación y mantenimiento, y 6,22 pta/kWh debido al gas natural. Es decir, el coste del combustible supone un 77% del coste total, siendo además un combustible que, en su mayor parte procederá del transporte de gas natural licuado (GNL) en buques metaneros, cuyas infraestructuras portuarias, plantas de regasificación, de almacenamiento, etcétera, en buena parte están en fase de proyecto o construcción y, por tanto, aún no existen en nuestro país.

2. Las centrales de carbón de importación, equipadas con las modernas tecnologías de limitación de los efectos medioambientales, desulfuración de gases y eliminación de partículas, constituyen, a nuestro juicio, una alternativa nada desdeñable para un país como España, casi totalmente dependiente de las fuentes energéticas foráneas. Estas centrales permiten unas capacidades de almacenamiento muy superiores al caso del gas natural licuado, suponen un coste total de generación menor y, sobre todo, precisan de una materia prima (el carbón) con unos precios presumiblemente más estables en el futuro que los del gas natural.

No conviene olvidar que la estabilidad e incluso la disminución de las tarifas eléctricas españolas habida en los últimos años ha sido posible en parte a la existencia de un parque de generación basado en centrales nucleares y en centrales térmicas de carbón.

3. Al contrario de una opinión bastante extendida en algunos sectores sociales, las actuales centrales nucleares catalanas (al igual que las restantes españolas) tienen,



► Figura 5. Estimación del “coste medio actualizado”, en moneda corriente, de diferentes tipos de centrales eléctricas, durante el periodo de toda su vida útil económica (30 años). Para las centrales nucleares catalanas actuales se da para el periodo desde el año 2000, hasta el final de su vida útil económica. Entre paréntesis se indica el año inicial del periodo.

► Tabla 8. Coste medio actualizado, en moneda corriente, en pta/kWh neto, estimado para las centrales nucleares catalanas (ebc). (Entre paréntesis los valores en c€/kWh).

Centrales nucleares	Desde la OC hasta el final de la vida útil económica ptas/kWh (c€/kWh)		Desde el año 2000 hasta el final de la vida útil económica ptas/kWh (c€/kWh)	
	Coste interno (1ª parte ciclo combustible)	Coste con la 2ª parte ciclo combustible	Coste interno (1ª parte ciclo combustible)	Coste con la 2ª parte ciclo combustible
C.N. Ascó I	5,12 (3,08)	5,52 (3,32)	4,14 (2,49)	4,62 (2,78)
C.N. Ascó II	5,95 (3,58)	6,36 (3,82)	5,13 (3,08)	5,62 (3,38)
C.N. Vandellós II	6,78 (4,07)	7,20 (4,33)	6,06 (3,64)	6,56 (3,94)

en la actualidad, unos costes de generación altamente competitivos, bastante inferiores a los de las demás fuentes de generación de energía eléctrica, con la excepción de las grandes centrales hidroeléctricas históricas. Además, si como se vislumbra, pueden funcionar satisfactoriamente durante periodos de tiempo superiores a su vida útil económica prevista de 30 años, finalizado dicho periodo, una vez amortizada la inversión inicial, operarán con unos costes de generación muy bajos, inferiores a 2

pta/kWh, en moneda actual, cifra bastante inferior al coste actual del combustible de las centrales térmicas de gas natural.

Los costes del kWh debidos al combustible nuclear presumiblemente no sufrirán incrementos apreciables en el próximo futuro. La aparición, en los últimos años, de las denominadas “fuentes no tradicionales de material físil”, inundando el mercado con el uranio y plutonio procedentes del desmantelamiento de los arsenales nucleares y de las plantas de reelabo-

ración, con el uranio empobrecido del *stock* de las colas de las plantas de enriquecimiento, etcétera, contribuirá a una estabilidad o incluso a una tendencia a la baja de aquellos costes, tal como está ocurriendo en los últimos años.

4. Los temas relacionados con el impacto ambiental y los riesgos asociados al funcionamiento de las plantas del parque de generación eléctrica no deben ser ajenos al proceso de selección de los tipos de fuentes energéticas. Es evidente que la contribución del sector eléctrico a la disminución de las concentraciones de los gases de efecto invernadero sólo se conseguirá, a gran escala, mediante un esfuerzo conjunto basado, en la eficiencia de las nuevas centrales termoeléctricas de combustibles fósiles y en la consolidación e incorporación de tecnologías de generación que no emitan CO₂. Para grandes potencias y unidades funcionando en régimen de base, a unos costes competitivos, las centrales nucleares son una alternativa realista, a no ser que disminuya el consumo de energía eléctrica del país. La experiencia de estos últimos años en España es totalmente contraria a esta hipótesis, con tasas de incremento anuales por encima del 5%.

Evidentemente este tipo de conclusiones presupone que, tanto las centrales nucleares actualmente en funcionamiento como las eventuales que se constituyan en el futuro, presenten un alto grado de seguridad, según se ha venido constatando en el parque de centrales nucleares de los países occidentales en las últimas dos décadas. En esa línea, los procesos de liberalización del sector eléctrico

no deben repercutir en una disminución de los gastos e inversiones dedicadas a mantener o aumentar los niveles de seguridad nuclear, al tiempo que los organismos reguladores deberán mantener asimismo un alto nivel de exigencia e independencia.

5. Frecuentemente se cita el problema del almacenamiento de los residuos radiactivos de alta actividad generados por las centrales nucleares como una barrera insalvable para la aceptación de la construcción de nuevas unidades nucleoelectricas. Es, evidentemente, un aspecto en el que Enresa, en el caso español, no debería demorar la adopción de alguna de las propuestas que actualmente se consideran tecnológicamente viables y efectivas. En cualquier caso, el análisis de esta problemática debería ser comparativo, introduciendo en su estudio los residuos y emisiones generados por las centrales térmicas de combustible fósil. En este campo de análisis de las externalidades, es necesario que los expertos en economía medioambiental ahonden también en la cuantificación de los costes derivados del muy posible incremento de temperatura de la tierra, como consecuencia de la emisión del dióxido de carbono de las centrales térmicas convencionales y su influencia en el efecto invernadero, sin despreciar, evidentemente las emisiones de óxidos de azufre, de nitrógeno, de partículas, etcétera.

En el apasionante y complejo tema de la sostenibilidad, también es necesario que los expertos en recursos mundiales de combustibles fósiles profundicen en los efectos de su agotamiento a lo largo del presente siglo, lo cual, a nuestro

modesto juicio, constituye uno de los más grandes caracteres de insostenibilidad de nuestro modelo de desarrollo. La mejor manera de comprender este aserto es imaginar el catastrófico legado para las futuras generaciones que sería un mundo sin recursos de petróleo o gas natural, sin haber dado tiempo a la tecnología para tener a punto otras fuentes masivas de energía (fusión nuclear, solar, etcétera).

6. Finalmente creemos que los procesos de liberalización de los sectores energéticos no deben ser incompatibles con la existencia de algunas orientaciones o una cierta tutela o incluso algunas exigencias por parte de los gobiernos en relación con la estructura del parque de generación eléctrica estatal. Creemos sinceramente que definir, en líneas generales, la estructura básica que debe tener la generación eléctrica del país es, en razón de tratarse de un asunto altamente estratégico, un tema a establecer por los gobiernos como representantes de la voluntad de los ciudadanos y no dejarlo exclusivamente al albur de lo que establezcan las empresas del sector bajo las leyes del mercado. Los asuntos relacionados con la escasez de recursos energéticos, el grado de independencia de las importaciones, la estabilidad política de los países suministradores, la evolución de los precios, las posibles crisis del petróleo, el carácter de servicio público del suministro de electricidad, etcétera, son aspectos demasiado importantes para la calidad de vida de los ciudadanos como para dejarlos exclusivamente en manos del mercado, que suele actuar más a corto plazo. Ⓢ

Referencias

[1] Generalitat de Catalunya. Departament d'Indústria, Comerç i Turisme. Pla de l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010. Barcelona, 2002.

[2] Coll, P., Tapia, C. *L'Estudi del Sector Energètic Nuclear en el Marc de l'Estudi l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010*. Universidad Politécnica de Cataluña.

Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona. Barcelona, Julio, 2001.

[3] MINER. *Quinto Plan General de Residuos Radiactivos*. Madrid, Julio, 1999.

La gestión de residuos radiactivos en los países de la Unión Europea

Aunque el Tratado Euratom no atribuye competencias directas a la Unión Europea en materia de residuos radiactivos, la Comisión ha desarrollado una serie de actividades relacionadas con este tipo de desechos. El artículo aborda

estas iniciativas comunitarias, así como los programas de gestión de residuos radiactivos en los distintos Estados miembros y los planes de futuro en esta materia de cara a la próxima ampliación de la Unión Europea en 2004.

1. Introducción

En mayor o menor medida, los 15 países de la Unión Europea (UE) generan residuos radiactivos, bien derivados de las aplicaciones de radioisótopos en actividades industriales, médicas o de investigación, o de los programas nucleares de generación de energía eléctrica y de las instalaciones asociadas del ciclo del combustible. Otra fuente de residuos, no incluida en el alcance de este artículo, es la utilización de materiales nucleares en programas militares.

En la actualidad, los países miembros mantienen las competencias íntegras en materia de gestión de residuos radiactivos y son, por lo tanto, responsables del planteamiento y desarrollo de las correspondientes normas, políticas y prácticas. La Comisión Europea, en virtud del Tratado Euratom, tie-

ne competencias en materia de protección radiológica, tanto para el público como para los trabajadores, y en el desarrollo de programas de investigación, entre otras.

Los gobiernos de los países miembros, conscientes del riesgo que dichos residuos entrañan para el ser humano y para el medio ambiente y de que su gestión debe ser

llevada a cabo por las generaciones que se beneficien de las aplicaciones, han acometido acciones que han dado lugar a firmes esquemas de gestión.

2. Actividades de la Comisión Europea en materia de gestión de residuos radiactivos

Cuando se constituyó la Comunidad Europea de la Energía Atómica (Euratom) en 1957 la gestión de los residuos radiactivos no se concebía como un problema inminente en los programas de desarrollo de la energía nuclear, y, por lo tanto, sus referencias en esta materia son inexistentes.

El Tratado constitutivo de la Comunidad Europea de la Energía Atómica, en su artículo 2, proporciona a Euratom competencias para establecer normas de radioprotección para los trabajadores y el público y para garantizar su aplicación. En virtud de dichas competencias el Consejo de la Comunidad Europea ha adoptado directivas que rigen las normas

► Tabla 1. Sexto Programa Marco (Euratom).

Programa Marco Euratom	Presupuesto (millones €)
1. Gestión de residuos radiactivos	90
2. Fusión termonuclear controlada	750*
3. Protección contra las radiaciones	50
4. Otras actividades	50
5. Actividades del centro común de investigación	290
Total	1.230

(*). Incluye 200 millones de € para la participación en ITER.

* E. Vico es licenciada en Ciencias Físicas por la Universidad Complutense de Madrid y actualmente es jefe del Departamento de Relaciones Internacionales de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa).



● Figura 1. Vista aérea del centro de almacenamiento de residuos radiactivos de media y baja actividad de L'Aube (Francia).

básicas de radioprotección desde 1959. La revisión actualmente en vigor data del año 1996. La interpretación de dichas directivas es trasladada al marco legal de los países miembros.

Otro aspecto regulado desde el marco de competencias de Euratom en materia de protección radiológica es la supervisión y control de transportes de residuos radiactivos entre los países miembros y de éstos con terceros países. La directiva de 1992 que regula este aspecto, y que ha sido incorporada a los marcos legislativos nacionales, establece fundamentalmente los procedimientos para obtener los permisos entre los países de origen y destino de los residuos, y estandariza, por medio de una decisión de la Comisión, la información requerida. Actualmente, hay una propuesta de revisión de la directiva.

El artículo 37 del Tratado Euratom requiere que los Estados miembros deben comunicar a la Comisión los datos generados relativos a los planes para la evacua-

ción de residuos radiactivos al objeto de poder evaluar el posible impacto en otros estados miembros. La aplicación de dicho artículo ha sido recogida en una recomendación de la Comisión de 1990.

A comienzos de los años setenta se empezó a tener conciencia en muchos países y en la propia Euratom de los problemas medioambientales derivados de la generación de los residuos radiactivos.

Por este motivo, el Consejo de Ministros de la Comunidad Europea acordó en 1973 el primer programa de actuación en materia medioambiental, en el cual se incluyeron los residuos radiactivos. En 1975, una decisión del Consejo adoptó el primer programa de gestión y almacenamiento de residuos radiactivos como parte del Primer Programa Marco de Investigación. Desde aquel entonces, la Comisión Europea ha desarrollado programas de investigación en materia de gestión de residuos radiactivos en el contexto del Programa Marco Euratom.

La investigación se efectúa, bien a través de acciones directas en las instalaciones del Centro Común de Investigación o bien a través de proyectos de coste compartido u otros nuevos instrumentos, con participación de entidades de los países miembros y de países candidatos a entrar en la UE o con terceros países.

El 2 de junio de 2002 fue aprobado el nuevo Programa Marco, cuyo objetivo fundamental es crear el Espacio Europeo de Investigación, en base a concentrar las actividades, reforzar vínculos con los programas regionales o nacionales y aumentar la coordinación y la simplificación. El presupuesto del VI Programa Marco Euratom es de 1.230 millones de euros, de los cuales 90 millones están destinados a la financiación de actividades de investigación e integración en materia de gestión de residuos radiactivos de alta actividad.

Un proyecto de I+D basado en la gestión de un producto, en este caso los residuos radiactivos, tiene

● Tabla 2. Esquemas organizativos y de financiación de la gestión de residuos radiactivos en los países de la Unión Europea.

País	Organización	Tipo	Competencias	Esquema financiación
Alemania	BfS DBE	Gubernamental Privada	Política almacenamiento definitivo Desarrollo almacén definitivo (contrato)	Pequeños productores: tarifas+subvención Grandes productores: tarifas+provisiones
	Centros Estatales	Estatales	Pequeños productores	
Bélgica	Ondraf	Pública	Gestión integral	Pequeños productores: tarifas Grandes productores: tarifas+provisiones
España	Enresa	Pública	Gestión integral	Pequeños productores: tarifas Grandes productores: canon sobre ventas electricidad
Finlandia	TVO/IVO Posiva Centro Otaniemi	Privadas Privada Estatual	Gestión residuos propios Almacenamiento definitivo RAA Pequeños productores	Pequeños productores: tarifas+subvención Grandes productores: provisiones
	Andra	Pública	Almacenamiento definitivo	Pequeños productores: tarifas Grandes productores: tarifas+presupuesto
Holanda	Covra	Pública	Gestión integral	Pequeños productores: tarifa+subvención Grandes productores: Tarifas+provisiones
Reino Unido	Nirex BNFL UKAEA	Privada Pública Privada	Gestión RBMA larga vida Definitivo RBMA + Temporal RAA Almacén definitivo RBA	Pequeños productores: tarifas Grandes productores: préstamos+provisional
	SKB	Privada	Gestión integral	Pequeños productores: tarifas+subvención Grandes productores: canon sobre producción electricidad

RBMA = Residuos de Baja y Media Actividad. RAA = Residuos de Alta Actividad. RBA = Residuos.

aspectos prenormativos sustanciales. En este sentido, la decisión del Consejo de 1975 adoptando el primer Programa Marco de I+D, ya contemplaba que el desarrollo tecnológico y las cuestiones de tipo legal y administrativo deberían ser desarrolladas en paralelo. De este modo, en 1980 y en paralelo al Programa Marco de I+D, el Consejo adoptó una resolución para la puesta en marcha de un Plan de Acción Comunitario en materia de gestión de residuos radiactivos. El primer plan cubrió el periodo hasta 1992 e incluía aspectos de carácter transnacional, tales como la cooperación técnica entre los Estados miembros y la posible armonización de políticas, prácticas y normas. Dicho plan fue revisado en 1992 y en la actualidad cubre el período hasta el 2000. El plan es desarrollado por la Comisión Europea con la asesoría de un Comité Consultivo formado por representantes de los países miembros.

En 1994, y en el marco del Plan de Acción, el Consejo a propuesta

de la Comisión aprobó una resolución que contenía los elementos básicos para el desarrollo de una estrategia comunitaria en materia de gestión de residuos radiactivos. Dicha resolución incluye elementos tales como la propia definición de residuo radiactivo, equivalencia de residuos, reutilización y reciclaje de materiales, e incluso la utilización de instalaciones comunes.

En estos momentos los aspectos mencionados anteriormente son los únicos que la regulación comunitaria ha desarrollado en relación con distintos aspectos de la gestión de residuos radiactivos.

3. Programas de gestión de residuos radiactivos en los países miembros

Desde los años cincuenta todos los países que en la actualidad constituyen la Unión Europea han utilizado la radiactividad en distintas aplicaciones de la industria, medicina e investigación y, en algunos países, en la producción de energía eléctrica por me-

dio de centrales nucleares basadas en reactores de fisión.

Aunque la importancia relativa de las distintas fuentes de generación y de residuos radiactivos varía lógicamente de un país a otro, en términos globales se puede afirmar que la mayor parte se genera en los programas nucleoelectrónicos de fisión. Actualmente, nueve países de la Unión poseen programas de este tipo y, en ocho de ellos existen centrales nucleares en operación, que actualmente cubren el 15% de la demanda energética de la UE. Las centrales nucleares de Italia fueron cerradas en 1987, paralizadas definitivamente en 1990, y actualmente están en vías de ser desmanteladas.

La operación de este parque genera, aproximadamente, unas 3.000 toneladas de combustible gastado, de las que una parte será reprocesada. La capacidad de reproceso de Francia y el Reino Unido supera en la actualidad las 3.500 toneladas al año, y sus instalaciones están siendo utilizadas también para el tratamiento del combustible de otros países



► Figura 2. Imagen del barco sueco *Sign*, destinado al transporte de residuos radiactivos.

como Alemania, Bélgica, Holanda, Italia, Japón y Suiza. No obstante, debido al escaso interés en la recuperación de materiales fisiles, especialmente el plutonio, así como por el alto coste del reproceso y el descenso continuado del precio del uranio, el almacenamiento directo se ha convertido en la opción de gestión, como es el caso de España, Finlandia y Suecia.

La producción anual de residuos radiactivos acondicionados de baja y media actividad (RBMA), se estima en unos 50.000 m³ para toda la Unión, de los cuales aproximadamente un 4% procede de pequeños productores. Se prevé que en los próximos 20 años las cantidades de residuos de baja y media actividad y vida corta aumenten con respecto aquellos de vida larga con contenido de nucleidos emisores alfa superiores a los límites normalmente aceptables para instalaciones superficiales o

cercanas a la superficie. Este aumento será debido al inicio de las operaciones de desmantelamiento de centrales nucleares. Actualmente, la generación anual de residuos de baja y media actividad y vida larga se cifra en unas 7.000 m³.

Por lo que respecta a los residuos radiactivos de alta actividad, se puede estimar que la parte correspondiente de las 3.000 toneladas de combustible descargadas al año que serán reprocesadas, darán lugar a unas centenas de metros cúbicos de residuos vitrificados al año.

La producción de residuos radiactivos por la operación de las centrales ha ido disminuyendo debido a los programas de reducción de volumen acometidos en los últimos años. No obstante, la generación se verá incrementada de forma notable, debido a los programas de desmantelamiento de instalaciones nucleares.

Desde comienzos de la década de los ochenta, los países miem-

bros, fundamentalmente aquellos con programas nucleares, decidieron establecer organizaciones y esquemas de financiación que permitiesen acometer una gestión de los residuos de forma integral, teniendo muy en cuenta la coordinación de las distintas etapas previas al almacenamiento definitivo. Estos nuevos esquemas organizativos giran en torno a la creación de agencias que asumen la gestión de los residuos radiactivos, con distintos grados de centralización y de competencias dependiendo del país.

Mientras Bélgica, España, Francia, Holanda y Suecia han organizado un sistema integral y centralizado, cuyo denominador común es la existencia de una entidad nacional, bien pública (Bélgica, Francia, Holanda, España) o privada (Suecia), otros países (Alemania, Finlandia, Italia, Reino Unido) solamente centralizan actividades en algunas partes de sus sistemas.

En cuanto a los programas nacionales de gestión de residuos radiactivos, conviene diferenciar entre los residuos de baja y media actividad, y el combustible gastado y residuos de vida larga, ya que el grado de desarrollo de soluciones es muy distinto.

Los programas de gestión de residuos de baja y media actividad han alcanzado un grado de desarrollo industrial muy elevado en la mayor parte de los países con programas nucleares de la Unión, como lo demuestra la existencia de instalaciones de tratamiento, acondicionamiento y almacenamiento temporal en todos ellos, así como la puesta en marcha de instalaciones de almacenamiento definitivo en varios de los países miembros.

Para el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos se han desarrollado dos conceptos fundamentalmente: uno mediante instalaciones en superficie o cercanas a superficie con barreras de ingeniería y otro mediante instalaciones subterráneas, bien en cavernas a poca profundidad o en minas a mayor profundidad. Al primer concepto obedecen las instalaciones de La Manche y L'Aube en Francia, El Cabrío en España y Drigg y Dounreay en el Reino Unido. Otra instalación de este tipo está prevista en Bélgica, en donde Ondraf está realizando actualmente la fase de selección de emplazamientos.

El concepto de instalaciones subterráneas excavadas en cavernas a poca profundidad se aplica en las instalaciones de Forsmark (SFR) en Suecia, y Olkiluoto y Loviisa en Finlandia. Alemania ha optado por instalaciones subterráneas en profundidad, como la instalación de Morsleben, una antigua mina de sal en la antigua República Democrática Alemana ya clausurada, y la mina de Konrad, construida a una profundidad entre 800 y 1.300 metros y recientemente licenciada.

Además de las mencionadas instalaciones para almacenamiento

► Tabla 3. Programas de residuos de baja y media actividad.

País	Instalaciones almacenamiento RBMA	Tipo	Situación	Capacidad (m ³)
Alemania	Morsleben	Mina	Clausurada	40.000
	Konrad	Mina	En licenciamiento	300.000
Bélgica	—	Superficie	Planificada	
España	El Cabrío	Superficie	Operación	40.000
Finlandia	Olkiluoto	Caverna	Operación	8.400 (*)
	Loviisa	Caverna	Operación	37.900
Francia	La Manche	Superficie	Clausurada	500.000
	L'Aube	Superficie	Operación	1.000.000
Holanda	Borsele	Temporal Largo plazo	Operación	Modular
Reino Unido	Drigg	Superficie	Operación	800.000
	Dounreay	Superficie	Operación	1.000.000
Suecia	SFR (Forsmark)	Caverna	Operación	63.000

(*) Ampliable hasta 23.000 m³.

► Tabla 4. Programas de residuos de alta actividad en los países de la Unión Europea.

País	Ciclo	Almacenamiento temporal RAA	Programa almacenamiento definitivo
Alemania	C + A	Gorleben Ahaus	Parado proceso Validación Gorleben Establecimiento criterios de selección
Bélgica	C	Dessel	Investigación Mol
España	A	Previsto ATC	Investigación geológica Diseño conceptual Otras alternativas
Finlandia	A	KPA - Olkiluoto	Investigación geológica, en laboratorio ONKALO, en el emplazamiento de Olkiluoto
Francia	C	La Hague Cadarache Marcoule	Investigación geológica Laboratorios subterráneos (Bure, en construcción)
Holanda	C	HABOG (construcción)	Almacenamiento temporal largo plazo
Reino Unido	C	Sellafield Dounreay Wylfa	Almacenamiento temporal largo plazo
Suecia	A	CLAB	Laboratorio subterráneo (Aspo) Investigación emplazamientos candidatos

C = Cerrado (Reprocesado).

A = Almacenamiento de combustible sin reproceso.

ATC = Almacenamiento temporal centralizado



► Figura 3. Piscina de la instalación de almacenamiento Clab (Suecia).

definitivo, han construido instalaciones centralizadas para almacenamiento temporal, Bélgica y Holanda, en Dessel y Petten y Borsele, respectivamente.

Por otro lado, las políticas establecidas para la gestión del combustible gastado en los países miembros condicionan las soluciones adoptadas para el corto plazo (almacenamiento temporal del propio combustible y/o los residuos resultantes del reproceso), pero coinciden en la aproximación final para el largo plazo, en la medida en que el almacenamiento geológico profundo en litologías adecuadas es la solución contemplada en la actualidad por casi todos los países.

Las dos opciones (ciclo abierto, ciclo cerrado reprocesado) han dado lugar a un incremento de la capacidad de almacenamiento de combustible, bien en las propias centrales o en instalaciones centralizadas, incluyendo las propias

plantas de reproceso, o bien mediante la construcción de plantas de vitrificación y de almacenamiento para los residuos vitrificados resultantes.

Entre las instalaciones de almacenamiento que pueden considerarse centralizadas, con independencia del destino final del combustible, cabe señalar las siguientes: en Francia (La Hague, Cadarache y Marcoule), en el Reino Unido (Sellafield, Dounreay, Wylfa), en Suecia (CLAB-Oskarshamn), en Alemania (Ahaus, Gorleben), en Finlandia (KPA-Olkiuoto). En España se considera conveniente la construcción de una o varias instalaciones que centralicen el combustible hacia el año 2010.

Instalaciones para almacenamiento de vidrios existen, también, en Bélgica (Dessel) y en Holanda (Borsele), en construcción.

Aunque existe un consenso generalizado de que el almacena-

miento en formaciones geológicas profundas es la solución para la gestión final de esta clase de residuos, al día de hoy no existe ninguna instalación de este tipo.

La problemática de índole sociopolítica asociada al repositorio, ha dado lugar a distintas aproximaciones, fundamentalmente en lo que concierne a la fase de selección y caracterización de emplazamientos, así como a los métodos de demostración de técnicas y tecnologías.

Además de los importantes esfuerzos de I+D realizados en los programas nacionales, hay que resaltar la importancia de los programas de I+D de coste compartido promovidos por la Comisión Europea desde 1976, en lo que se refiere a investigación básica y, muy en particular, los proyectos desarrollados en los laboratorios piloto subterráneos de Asse (Alemania), Mol (Bélgica) y Äspö (Suecia), así como los realizados en los labora-



► Figura 4. Gorleben (Alemania). Vista de la sala de almacenamiento de contenedores.

torios subterráneos de Suiza (Grimsel, Mont Terri).

Para concluir, es importante señalar los pasos significativos que se han dado en algunos de los programas nacionales en los dos últimos años y que destacan frente al retraso generalizado en el desarrollo del repositorio para residuos de alta actividad y combustible nuclear gastado del resto de los países.

En Finlandia, el Parlamento aprobó la decisión de caracterizar e investigar el emplazamiento de Olkiluoto para evaluar la viabilidad del mismo para ubicar un repositorio. En Suecia se continúa con el proceso de búsqueda de emplazamientos candidatos, basándose en el apoyo de la comunidad local al proyecto, contando actualmente con dos emplazamientos candidatos. Por último, señalar que Francia continúa con el desarrollo de su programa basado en la ley de 1991, de estudio de, al menos, dos formaciones geológicas distintas, cons-

truyendo actualmente el primer laboratorio subterráneo en Bure.

4. Nuevas perspectivas

Aunque el Tratado Euratom no atribuye competencias directas a la Unión Europea en materia de residuos radiactivos, la Comisión ha desarrollado una serie de actividades relacionadas directa o indirectamente con aspectos relativos a los residuos radiactivos.

Actualmente, la Comisión en su *Libro Verde de la Energía*, condiciona el futuro de la energía nuclear en Europa con, entre otros factores, la solución al problema de la gestión de los residuos radiactivos y la seguridad de las centrales nucleares de los países candidatos. Mantener esta fuente de energía es necesaria para alcanzar los objetivos de Kyoto.

Desde los años noventa, la Comisión ha lanzado distintos programas de asistencia técnica a los países del centro y este de Europa en materia de seguridad nuclear. Es

más, la UE comenzó un proceso de evaluación de la seguridad nuclear en Estados independientes candidatos a entrar en la UE, cuyos resultados están siendo debatidos en las negociaciones para su adhesión.

Con respecto a la solución para gestionar los residuos, la Comisión señala que el problema se centra en los residuos de alta actividad y combustible gastado, ya que, aunque técnicamente se pueden disponer de forma segura en almacenamientos geológicos profundos (repositorios), todos los programas nacionales han experimentado retrasos por la preocupación sociopolítica durante la fase de selección de emplazamientos.

Ambos aspectos, seguridad nuclear y gestión de residuos radiactivos, están siendo recogidos en directivas que la Comisión quiere proponer al Consejo para su aprobación antes de la entrada de los países candidatos, es decir, mayo de 2004.

Detectores iónicos de humo

Los detectores iónicos de humo son productos que incorporan material radiactivo. En este artículo se repasa cuál es su proceso de comercialización y puesta en el mercado y cómo se realiza el control de la actividad de acuerdo con una regla-

mentación que establece requisitos estrictos de diseño y fabricación para garantizar la inexistencia de riesgo radiológico asociado tanto a su uso como a su gestión final como residuo convencional.

Los detectores iónicos de humo (DIH) utilizados en los sistemas contra incendios son productos, que incorporan material radiactivo, cuyo principio de funcionamiento está basado en el empleo de pequeñas fuentes radiactivas encapsuladas (americio 241 o radio 226) que ionizan el aire contenido en una cámara de modo que producen una ligera y constante corriente eléctrica. En caso de incendio, esta corriente es interrumpida cuando se produce el paso de pequeñas partículas que contienen los humos procedentes de la combustión, lo que origina una alarma en el detector.

Hasta el momento, estos productos se consideran la alternativa más eficaz para la detección de determinados tipos de fuegos como puede ser la madera, la tela, el plástico o los líquidos inflamables.

Actualmente hay 15 instalaciones radiactivas activas que comercializan en España DIH, todas ellas bajo el control y la supervisión del Consejo de Seguridad Nuclear, con una producción en 2001 de aproximadamente 240.140 unidades.

Dependiendo de la actividad máxima total del isótopo radiactivo a almacenar, las empresas encargadas de su fabricación, comercialización y puesta en mercado quedan clasificadas como instalaciones ra-

diactivas de segunda o tercera categoría, según lo establecido por el Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, por el que se aprueba el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas (BOE nº 313 de 31.12.1999).

La puesta en el mercado de un DIH debe realizarse según el principio de justificación, esto es, considerando que los beneficios aportados a la sociedad sean mucho mayores en cuanto a salvamento de vidas humanas o ahorro de bienes materiales que el riesgo radiológico asociado. Por tanto, este último debe ser evaluado y cuantificado de forma completa antes de su puesta en el mercado a disposición del consumidor, puesto que una vez distribuido, el control de la exposición radiológica derivada resulta prácticamente imposible.

En este sentido, la evaluación del impacto radiológico asociado debe contemplar todas las etapas ligadas al uso tanto en condiciones normales como accidentales, además de la gestión como residuo convencional.

La garantía de que no existe ningún riesgo radiológico inaceptable para el público y para el medio ambiente, asociado tanto a su uso como a su gestión posterior como residuo convencional, se

consigue a través del cumplimiento de una serie de requisitos de diseño y de fabricación de los equipos y con la superación del correspondiente programa de ensayos en los prototipos.

En cuanto al control de la actividad y de acuerdo con el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas, para que una instalación radiactiva con fines de comercialización obtenga la correspondiente autorización, deberá disponer previamente de la aprobación del tipo de aparato radiactivo que pretenda comercializar.

Con respecto al diseño y construcción, el protocolo de ensayos de prototipos de la NEA/OCDE publicado en 1985 como guía y que sirvió posteriormente de base para el protocolo implantado por el National Protection Board (NRPB) del Reino Unido, ha sido un proceso clave para una correcta introducción en mercado de los DIH.

Este protocolo establece un sistema de autorización previa que contempla la evaluación de dosis antes de que el producto salga a la venta, la superación de test de integridad de prototipos y el control de la fabricación en aspectos como la contención y el blindaje del material radiactivo, entre otras cuestiones.

En España, el Consejo de Seguridad Nuclear realizó en 1994 un estudio encaminado a analizar la situación reguladora en la materia así como a evaluar el impacto radiológico asociado a la gestión convencional de los DIH que contienen Americio 241. Para evaluar el impacto radiológico se consideró como criterio radiológico de aceptación el recomendado por la NEA/OCDE.

Las conclusiones obtenidas en estos análisis sirvieron de base en el Consejo de Seguridad Nuclear para definir y actualizar, de acuerdo con las recomendaciones internacionales, los procesos de autorización y de homologación de estos productos, con el objetivo de permitir su puesta en el mercado sin ningún tipo de restricción posterior.

Consecuencia de este proceso fue la resolución de la Dirección General de la Energía de 11 de abril de 1996, emitida previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear, que marca el inicio de la etapa de tránsito entre los procesos reguladores iniciales —la que establecían la autorización previa del producto por la autoridad competente para garantizar la no superación de límites de dosis reglamentarios (Directiva 96/26 EURATOM)— y los actuales encaminados a la puesta en mercado, con carácter exclusivo, de aquellos equipos que hayan superado los correspondientes ensayos.

Desde la entrada en vigor del Real Decreto 1836/1999 todos los DIH que se comercializan en el territorio español deben cumplir los requisitos de la Resolución de 11 de abril de 1996, eliminándose de las correspondientes autorizaciones aquellos que no los cumplan.

En definitiva, la regulación de los DHI ha pasado de la homologación exclusiva para uso sin restricciones radiológicas y la recogida final para su gestión como residuo radiactivo, al establecimiento de unos estrictos requisi-



► Figura 1. Imágenes de diferentes modelos de detectores iónicos de humo, con sus componentes.

tos de diseño y fabricación siguiendo protocolos internacionales para su puesta en el mercado sin requisitos específicos de recogida, puesto que con la entrada en vigor de la Resolución de 11 de abril de 1996, se pueden gestionar como residuos convencionales los DIH con fuentes de Americio 241 con actividades inferiores a 37 kBq (1 microcurio) de los que se pueda certificar que han superado los ensayos propuestos en las recomendaciones de NEA/OCDE.

Actualmente existen en el mercado DIH que fueron homologados sólo para su uso de acuerdo con el proceso anterior y para los que la NEA recomienda que sus fabricantes o suministradores dispongan de un tiempo para llevar a cabo las modificaciones de diseño necesarias para garantizar y demostrar que el producto cumple con los actuales requisitos, al tiempo que las actuales solicitudes de homologación se ajustan a los nuevos requisitos.

Por lo que respecta a la gestión como residuo, en marzo de 1999 la Dirección General de la Energía resolvió instar a la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa) para que procediera con celeridad a la retirada de los DIH que le fueran cursadas tanto por usuarios finales, como por comercializadores.

En estos momentos Enresa mantiene un dispositivo de retirada para dar respuesta a la demanda existente de acuerdo con las siguientes actuaciones:

- Activación del dispositivo de retirada de hallazgos que se produzcan o previa solicitud realizada por usuarios finales o comercializadores.

- Implantación de un sistema para localización y retirada ante la sospecha de un riesgo radiológico significativo y cuando los recursos necesarios estén justificados con respecto a las dosis evitadas. Hasta el momento no se han identificado situaciones que requieran de esta actuación.

Durante 2001 las retiradas de DIH efectuadas por Enresa alcanzaron las 7.489 unidades, las cuales han sido enviadas para su gestión al Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) en Madrid, con un total acumulado en el período 1996-2001 de 30.644 unidades retiradas.

La situación que atraviesa España en este sentido es similar a la del resto de los países de la Unión Europea. Solamente Estados Unidos y Reino Unido contemplan en estos momentos la introducción en el mercado de equipos sin restricciones para la evacuación como residuo convencional. ☐

Fuentes radiactivas: materia de control

Más de 70 Estados trabajan mano a mano con el OIEA para recabar y compartir información sobre incidentes de tráfico ilícito. Su base de datos incluye 284 casos confirmados desde el 1 de enero de 1993, relativos a material radiactivo. La mayoría de las veces, estos materiales radiactivos huérfanos son

fuentes encapsuladas, aunque también ha habido algunos incidentes con chatarra metálica contaminada. Actualmente se trabaja duramente para elevar los niveles seguros de radiación, haciendo un especial hincapié en aquellos países que se sabe que tienen necesidades urgentes.

Millones de fuentes radiactivas han sido distribuidas a lo largo del mundo durante los últimos cincuenta años. Actualmente se producen, manipulan y almacenan cientos de miles. Muchas de ellas son de escasa actividad y suponen, por tanto, un riesgo radiológico prácticamente inexistente.

Durante décadas, las fuentes radiactivas se han empleado extensivamente en cualquier parte del mundo en beneficio de la humanidad —para el diagnóstico y tratamiento de enfermedades, el control de pozos petrolíferos y acuíferos, la irradiación de alimentos para destruir microorganismos, y para otros muchos usos—. El OIEA ha identificado diversas fuentes radiactivas utilizadas en radiografía industrial, radioterapia, equipos radiactivos industriales y generadores termoeléctricos, como aquellas más significativas desde el punto de vista de la protección y seguridad, ya que contienen grandes cantidades de sustancias radiactivas, tales como cobalto-60, estroncio-90, cesio-137 e iridio-192.

A escala mundial, el OIEA ha contabilizado más de 20.000 ope-

radores de fuentes radiactivas significativas: más de 10.000 equipos de radioterapia se emplean para fines médicos, alrededor de 12.000 sustancias industriales se suministran anualmente para radiografías, y aproximadamente 300 instalaciones de irradiación se destinan a aplicaciones industriales que contienen material radiactivo.

Mediante su programa para ayudar a los distintos países a mejorar sus propias infraestructuras para la protección y seguridad frente a las radiaciones, el OIEA se ha encontrado con que más de 100 países no disponen de los equipamientos mínimos para un adecuado control de las fuentes.

No obstante, muchos Estados miembros del OIEA —África, Asia, Latinoamérica y Europa— están mejorando gracias a un proyecto que se ha puesto en marcha para fortalecer sus medios de control y regulación de las mismas.

El OIEA está presente en diversos países prestando la especialización necesaria para la localización y protección de fuentes huérfanas y además se preocupa por los más de 50 países que no

son miembros de dicha organización, y que con toda probabilidad no disponen de instituciones reguladoras para su control.

A finales de marzo, en Kabul (Afganistán), se reclamó la presencia del OIEA para que garantizara la seguridad de una potente fuente de cobalto abandonada en un antiguo hospital.

En febrero de 2002, un equipo de Georgia patrocinado por el OIEA recuperó con éxito dos fuentes radiactivas de estroncio-90 sin blindaje que se hallaban en condiciones no seguras, y que habían causado daños a tres hombres en diciembre de 2001. En junio del mismo año, varios expertos prestaron asistencia a los funcionarios georgianos en la búsqueda de más fuentes de estroncio-90 susceptibles de encontrarse en la zona donde se habían recuperado las otras fuentes en febrero de 2002. Desde mediados de los noventa se han recuperado en Georgia más de 280 fuentes y todas ellas están provisionalmente almacenadas.

“La situación en Georgia puede ser un indicador significativo



► Figura 1. Portafuente de gammógrafo.

de las graves implicaciones para la seguridad y protección que pueden suponer las fuentes huérfanas en cualquier lugar del mundo”, afirma Abel González, director de Seguridad de la Radiación y de los Residuos Radiactivos del OIEA.

Más de 70 Estados trabajan junto con el OIEA para recabar y compartir información sobre incidentes de tráfico ilícito. La base de datos del OIEA incluye 284 casos confirmados desde el 1 de enero de 1993, relativos a material radiactivo más que a material nuclear. La mayoría de las veces, los materiales radiactivos huérfanos son fuentes encapsuladas, aunque también ha habido algunos incidentes con chatarra metálica contaminada. Algunos países ofrecen una información más completa que otros, y las fuentes de información independientes parecen confirmar que el número de casos es hoy notablemente mayor que el confirmado por el OIEA.

Tal y como señala Mohamed ElBaradei, director General del OIEA, “lo que se requiere es un control de principio a fin de las fuentes radiactivas de alta intensi-

dad para evitar su robo o que sean empleadas con fines terroristas. Una de nuestras prioridades es la de ayudar a los distintos estados a crear y reforzar instituciones nacionales que regulen y garanticen de manera apropiada que estas fuentes estén protegidas en todo momento”. Asimismo, ElBaradei apunta que, mientras algunos países que ya poseen organismos reguladores incrementan con carácter urgente las medidas de seguridad, muchos otros carecen de los recursos o de las estructuras nacionales para controlar eficazmente las fuentes radiactivas.

El OIEA y sus Estados miembros trabajan duramente para elevar los niveles seguros de radiación, haciendo un especial hincapié en aquellos países que se sabe tienen necesidades urgentes.

El riesgo de accidentes es la otra inquietud importante, además del terrorismo, que puede derivarse de fuentes huérfanas. Éstas se refieren a fuentes que nunca fueron controladas por organismos de regulación; a fuentes que estuvieron controladas por organismos de regulación, pero que han sido

abandonadas, perdidas o extraviadas; y a fuentes que fueron robadas o trasladadas sin la debida autorización. No se conoce con exactitud la cantidad de fuentes huérfanas existente en el mundo, aunque se estima que sea del orden de las centenas.

Las fuentes encapsuladas o sus contenedores pueden resultar atractivos para los chatarreros debido a que parecen estar compuestos de metales valiosos, y no siempre exhiben la etiqueta de aviso de radiación. La manipulación de fuentes por parte de personas ajenas al peligro existente o incluso miembros del público les ha ocasionado graves perjuicios y en algunas ocasiones, la muerte.

Algunos de los accidentes destacables de este tipo son:

— China, 1992: se perdió una fuente de cobalto-60, que fue recogida por un individuo inconsciente del peligro al que se exponía. Tres miembros de su familia murieron como resultado de la sobreexposición.

— Georgia, 1997: un grupo de policías de frontera enfermó, mostrando lesiones en la piel producidas por la radiación. Once militares tuvieron que ser trasladados a hospitales especializados en Francia y Alemania. La causa de las exposiciones resultaron ser diversas fuentes de cesio-37 y cobalto-60 procedentes de actividades varias, abandonadas en un antiguo cuartel militar que había estado bajo control de la desaparecida Unión Soviética.

— Estambul, Turquía, 1998: dos fuentes de cobalto-60 dentro de sus contenedores para transporte fueron vendidas como chatarra. Diez personas quedaron expuestas de forma inadvertida a la radiación, y hubo que tratarlas de enfermedades graves provocadas por ésta.

— El más grave de estos accidentes tuvo lugar en la ciudad de Goiânia, en el centro-sur de Brasil, en septiembre de 1987. ☹

¿En qué consiste la activación de una estación de clasificación y descontaminación?

El Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 adoptó un acuerdo por el que se instaba al CSN a informar a la población sobre las medidas de protección sanitarias y el comportamiento a seguir en caso de emergencia

radiológica. El contenido de este artículo describe la activación y tareas de las estaciones de clasificación y descontaminación de personas, un operativo previsto en los Planes Provinciales de Emergencia Nuclear.

Las estaciones de clasificación y descontaminación (ECD) son uno de los servicios que se llevan a cabo dentro de los Planes Provinciales de Emergencia Nuclear, con las funciones siguientes:

- Realizar el recuento de las personas que pudieran ser evacuadas de la zona afectada como consecuencia de un accidente nuclear.
- Medir a estas personas con detectores de contaminación superficial.
- Descontaminar aquellas potencialmente contaminadas.
- Aplicar las medidas profilácticas.
- Tomar la decisión de remitir a los hospitales de apoyo o a los centros de tratamiento de irradiados a las personas que requieran una atención especializada.

Este servicio se activa dentro del programa anual de ejercicios y simulacros, con el objetivo de comprobar y mantener el conocimiento práctico, la destreza del personal actuante —grupos radiológico y sanitario— y la perfecta adecuación de los medios materiales que deben utilizarse.

1. ¿En caso de accidente nuclear, dónde llevamos a las personas evacuadas con el fin de ver si están o no contaminadas?

En las provincias españolas en las que opera una central nuclear —Burgos, Cáceres, Guadalajara, Tarragona y Valencia— se prevé, dentro de los planes provinciales de emergencia, que si ocurre un accidente radiológico se habiliten normalmente vestuarios de polideportivos como lugares en los que se puedan disponer de las llamadas estaciones de clasificación y descontaminación (ECD). Estas instalaciones, convenientemente preparadas, reciben a las personas del entorno de la central accidentada que potencialmente pudieran estar contaminadas, para ser medidas con detectores de contaminación por el grupo radiológico y ser descontaminadas por el grupo sanitario mediante tratamientos adecuados —retirada de ropas contaminadas, lavados o duchas de agua tibia utilizando jabón y otros productos apropiados—.

2. ¿Cómo se convierte el vestuario en una ECD?

Los tres grupos de acción del Plan Provincial de Emergencia Nuclear —el grupo logístico (GL), el grupo sanitario (GS) y el grupo radiológico (GR)— convierten el vestuario del polideportivo en una ECD mediante:

- Delimitación de las zonas de accesos, lugares de paso, vestuarios y duchas, señalizando el flujo o tránsito de las personas dentro de la estación, acotando las zonas limpias y las que previsiblemente pudieran resultar contaminadas.
- Colocación del mobiliario que utilizarán los actuantes para la realización de sus funciones.
- Disposición de vestimenta limpia para las personas descontaminadas y cubos con bolsas de plástico para la recogida de ropa y/o residuos contaminados.
- Verificación del inventario de equipos y materiales, comprobando el buen funcionamiento de los medidores portátiles de contaminación y de radiación, así como de los dosímetros personales que deberán llevar los actuantes.



Figuras 1, 2 y 3. Abajo, medición de la contaminación superficial en las personas en una ECD. Arriba, revisión de los propios controladores, una vez finalizadas las actividades de la ECD.

— Comprobación del funcionamiento de lavabos y duchas, así como del alineamiento de sus desagües al depósito de residuos líquidos que serán recogidos por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa), para su tratamiento.

3. ¿Cuáles son los pasos previos a la recepción en la ECD de las personas?

Básicamente son los siguientes:

— Se procede a la asignación de dosímetros personales y vestuario de protección contra la contaminación a los actuantes de los grupos radiológico y sanitario.

— Una vez preparada la ECD, los actuantes del grupo logístico (Policía o Guardia Civil) regulan ordenadamente el acceso de las personas potencialmente contaminadas al interior de la ECD.

En el exterior de la ECD se acota una zona de aparcamiento de posibles vehículos contaminados, los cuales serán señalizados si se les detecta presencia de contaminación.

4. ¿En qué consisten las tareas de clasificación y descontaminación?

De forma resumida se pueden describir como la detección y medida de la presencia o no de productos radiactivos depositados en la piel y/o ropas para su posterior retirada. Requieren el siguiente procedimiento:

— Conforme las personas van accediendo a la ECD, se registra su nombre, procedencia y hora de llegada, y se les realiza una medida de la contaminación superficial, desplazando lentamente el detector de contaminación a pocos milímetros de las zonas externas de su cuerpo,

prestando atención a las más expuestas, como el cabello, manos y plantas de los pies.

— A la vista de dicha medición, se procede a una primera segregación de las personas cuya contaminación exceda los niveles de referencia, se cumplimentan las fichas corporales descriptivas y se solicita a aquellas que se vayan desprendiendo de ropas contaminadas, que serán recogidas en bolsas de plástico preparadas al efecto.

— La descontaminación superficial de las personas se lleva a cabo mediante lavados o duchas de agua tibia, jabón neutro u otras disoluciones apropiadas, lavando con cuidado de no erosionar la piel.

— Se procede a una nueva medición para verificar que la contaminación ha sido completamente eliminada y se proporciona ropa y calzado limpio.

— Si se sospecha la presencia de contaminación interna en las personas, éstas serían medidas en el contador de radiactividad corporal (CRC) y, en función de los resultados, se tomarían las decisiones oportunas.



Figura 4. Enresa recoge y trata posteriormente los residuos generados por la actuación de la ECD.

5. ¿Qué otras actividades realizan los actuantes en la ECD?

Entre las instrucciones que recogen los procedimientos de los planes de emergencia exterior, destacamos:

- La realización de mediciones periódicas de los niveles de radiación y contaminación en distintas zonas de la ECD, para su evaluación por el jefe del equipo del grupo radiológico (GR).

- Todos los vehículos que llegan a la ECD son sometidos a una medición de la contaminación superficial, tanto en su exterior como en el interior, señalizándolos, en caso de detección positiva, con etiquetas de riesgo de contaminación, cumplimentando el registro pertinente y siendo aparcados en una zona restringida para evitar una dispersión de la contaminación y proceder a su limpieza.

6. ¿Qué control se lleva a cabo con los residuos radiactivos?

El control de los residuos radiactivos que se puedan generar en la

ECD se tiene en cuenta durante todo el proceso. Su recogida y posterior tratamiento se realiza por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa).

Con relación a los residuos radiactivos líquidos existe un tanque o depósito enterrado y situado en el exterior de la ECD, en el cual se recoge el agua procedente de las duchas y lavados. El medidor de nivel del depósito se vigila periódicamente para evitar que no se colmate y, en caso necesario, detener momentáneamente las actividades de descontaminación cuando el grupo radiológico decida que el personal de Enresa proceda a vaciarlo y quede nuevamente disponible.

Con relación a los residuos radiactivos sólidos —que normalmente consisten en ropas, toallas, alfombrillas y plásticos—, se van depositando en bolsas de plástico resistente —PVC— situadas en cubos o bidones debidamente etiquetados para su posterior recogida, transporte y almacenamiento por Enresa.

7. ¿Cuándo y cómo finalizan las actividades en la ECD?

Cumplido el objetivo de la detección y descontaminación de las personas y vehículos, el procedimiento establece:

- Una vez finalizadas las actividades de clasificación y descontaminación de las personas que llegaron, se mide la posible existencia de contaminación externa a los actuantes y se obra en consecuencia.

- Se realiza una vigilancia de los niveles de radiación de áreas y de contaminación de zonas más críticas (zona de limpieza/descontaminación) para conocer el estado radiológico remanente en la ECD.

- Se recogen todos los dosímetros de los actuantes, anotando los datos en los formatos y fichas dosimétricas personales.

El jefe del equipo del grupo radiológico en la ECD informa de la finalización de actividades, recaba todos los registros generados y asegura que se recogen y almacenan todos los medios y equipos desplegados. ☺

Grandes figuras de la ciencia nuclear y radiativa

Hans Bethe

Hans Albrecht Bethe (Estrasburgo, 1906), científico de origen alemán nacionalizado estadounidense, descubrió en 1938 el ciclo de transformaciones termo-

nucleares explicativo de la energía del Sol y de las estrellas. Recibió el premio Nobel de física en 1967. Hoy, casi centenario, vive en Cornell (EEUU).

Hans Albrecht Bethe nació el 2 de julio de 1906 en Estrasburgo, entonces perteneciente a Alemania. Era hijo de un profesor de fisiología.

En 1928 obtuvo su doctorado en física teórica bajo la dirección de Arnold Sommerfeld y, tras pasar

por las universidades de Frankfurt y Stuttgart, acabó de *Privatdozent* de la Universidad de Munich a la edad de 24 años.

La situación de la Alemania nazi era cada vez más grave. Bethe no era judío pero su madre sí; por tal

situación perdió su empleo. Como muchos otros, dejó su país, marchó a Inglaterra y finalmente recaló en Estados Unidos, más concretamente en Cornell, en febrero de 1935.

Durante los cuatro años siguientes fue labrándose una excelente reputación como físico nuclear, en gran parte motivada por tres monumentales artículos publicados en *Reviews of Modern Physics* conocidos desde entonces como "la Biblia de Bethe" y, sobre todo, por sus exquisitos y detallados cálculos sobre las reacciones nucleares en el interior de las estrellas.

En abril de 1938 dos de los gigantes de la física moderna, el ucraniano Georgi Gamow y el norteamericano Edwar Teller, organizaban un congreso en la Carnegie Institution de Washington. Su objetivo: resolver el problema de por qué brillan las estrellas. Entre los participantes se encontraba un refugiado de la Alemania nazi, experto en procesos nucleares y que daba clases en la universidad de Cornell. Su nombre era Hans Bethe y tenía un talento innato para la física y las matemáticas.

En la reunión de Washington los astrónomos dijeron a los físicos todo lo que sabían de la constitución interna de las estrellas, que era mucho, y eso sin conocer realmente cómo se generaba la energía en su interior. Ésta era la cuestión que ahora había que determinar.



► Figura 1. Hans Bethe.

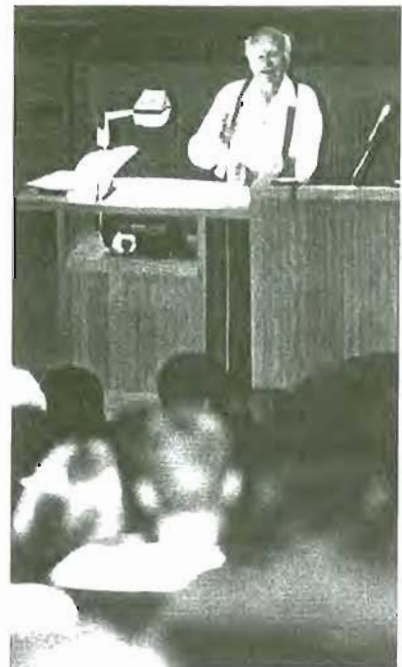
El brillo de las estrellas y los ciclos de fusión nuclear

Los son los ciclos nucleares que se pueden producir en el interior de las estrellas: la cadena protón-protón y el ciclo del carbono. Que suceda uno u otro depende dramáticamente de la masa de la estrella: el primero se da en estrellas como nuestro Sol y el segundo en estrellas bastante más masivas.

El ciclo del carbono presupone que en la estrella, además de hidrógeno, hay carbono, que juega el papel de catalizador. Todo empieza con un núcleo de C^{12} . Entonces un núcleo de hidrógeno es absorbido por el carbono y se convierte en N^{13} . Este núcleo es reactivo y se desintegra en un positrón, un neutrino y un núcleo de C^{13} . Éste recibe de nuevo el impacto de otro protón y se convierte en N^{14} , y éste a su vez recibe otro y se convierte en O^{15} . Este

isótopo de oxígeno también es radiactivo y se desintegra a N^{15} . Como podemos ver, el propósito de este billar subatómico es construir un átomo cada vez más pesado. Si ahora añadimos un nuevo hidrógeno, del N^{15} no se forma un átomo de masa mayor, sino que se rompe en uno de helio, He^4 , y en C^{12} . De este modo se recupera el carbono inicial, se libera energía y todo queda dispuesto para empezar de nuevo.

El ciclo protón-protón empieza con la colisión de dos núcleos de hidrógeno para formar deuterio, un positrón y un neutrino. Si éste choca con otro núcleo de hidrógeno, tenemos He^3 , que todavía no es el "correcto". Si ahora chocan dos He^3 se formará He^4 , y se liberarán dos átomos de hidrógeno, cerrando el ciclo. ☺



► Figura 2. Hans Bethe, en 1997, durante una clase en la Universidad de Cornell.

De vuelta en Cornell, Bethe atacó y resolvió el problema con tanta rapidez que Gamow llegaría a decir que había calculado la respuesta antes de que el tren llegase a la estación de destino. Bethe envió el artículo describiendo su hallazgo a la revista *Physical Review*, pero entonces uno de sus estudiantes le comentó que la Academia de Ciencias de Nueva York ofrecía un premio de 500 dólares al mejor artículo inédito sobre la producción de energía en las estrellas. Bethe pidió a la revista que le devolviese el artículo, lo mandó al concurso y, evidentemente, lo ganó.

El físico tenía sus motivos para hacerlo. Su madre se encontraba todavía en Alemania y aunque los nazis accedían a dejarla salir, pedían 250 dólares si, además, quería llevarse sus muebles. Bethe destinó la mitad del premio para ello. Sólo después permitió que se publicara su artículo, con el que ganó el premio Nobel en 1967.

Hoy, este casi centenario físico que puso las bases de la electrodinámica cuántica al explicar el corrimiento Lamb del espectro del hidrógeno, que tuvo brillantes ideas en teoría de colisiones y en física del estado sólido, que predijo el descubrimiento del mesón pi, y

que, en 1948, como parte de un chiste ideado por Gamow, figuró junto a éste y a Ralph Alpher como autor del famoso artículo "alfa-beta-gamma" sobre el origen de los elementos químicos en el momento de la Gran Explosión, todavía sigue en Cornell. ☺



► Figura 3. Un receso en el simposio sobre física nuclear celebrado en Cornell en 1936. Hans Bethe, en mangas de camisa, asiste a la conversación entre Franco Raseti y Enrico Fermi. Mirando a la cámara, Emilio Segré.

Actualidad

- Centrales nucleares ● Otros acuerdos del Pleno del CSN ● Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento ● Actuaciones en emergencias ● Instalaciones radiactivas ●

● CENTRALES NUCLEARES

José Cabrera

El día 2 de octubre el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la revisión 8 del Reglamento de Funcionamiento y la revisión 41 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central. El objeto de esta revisión es adaptar ambos documentos a lo recomendado por la Guía de Seguridad 1.13 del CSN sobre contenido y estructura de los reglamentos de funcionamiento de centrales nucleares.



Central nuclear José Cabrera.

El 23 de octubre el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la revisión 42 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central, con objeto de modificar la posición admitida de funcionamiento de una válvula de aislamiento de contención.

El día 6 de noviembre el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la revisión 43 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de la central, con objeto de modificar los caudales mínimos requeridos al sistema de agua de servicios esenciales, para hacerlos coherentes con las bases de diseño de la central.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado 18 inspecciones a la central durante este periodo.

Santa María de Garoña

La central ha operado durante estos meses sin incidencias destacables.

El 23 de mayo se desarrolló el simulacro anual de emergencia.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado nueve inspecciones a la central durante este periodo.

Almaraz

Las dos unidades han funcionado durante este periodo sin incidencias.

Durante este periodo se han aprobado las revisiones 65 y 60 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II, respectivamente, y se han realizado seis inspecciones a la central.

Ascó

El 9 de octubre el CSN informó favorablemente la revisión 12 del Reglamento de Funcionamiento, la revisión 7 del Plan de Emergencia Interior y la revisión 67 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de ambas unidades, al objeto de adaptar estos documentos a lo recomendado por la Guía de Seguridad 1.13 del CSN sobre contenido y estructura de los reglamentos de funcionamiento de centrales nucleares, así como para incorporar modificaciones de estructura que se han producido recientemente en la organización de explotación.

Ese mismo día, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la edición de julio de 2002 del Manual de Garantía de Calidad.

El 28 de octubre se redujo carga en la unidad I desde el 100% al 28%, debido a que se estaban produciendo malfunciones de las bombas de circulación, debido a que el río bajaba con mucha suciedad y algas. Estando al 28% se disparó la turbina por actuar una protección del alternador, aunque el reactor se mantuvo a potencia. El turboalternador se conectó a la red al día siguiente.

El 30 de octubre el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la exención de la edición 34 del Estudio de Seguridad de la unidad II.

El 7 de noviembre se desarrolló el simulacro anual de emergencia.

El 12 de noviembre se produjo parada automática del reactor por disparo de turbina, debido a un error durante una intervención rutinaria de mantenimiento que se estaba realizando en el transformador principal. La planta se conectó de nuevo a la red el mismo día.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado 12 inspecciones durante este periodo.

OTROS ACUERDOS DEL PLENO DEL CSN

Instrucción sobre cualificaciones para expertos en protección contra las radiaciones ionizantes

El CSN ha aprobado una instrucción sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes, en la que se actualizan las características de los diplomas que facultan para el ejercicio de las funciones de jefe de un servicio o unidad técnica de protección radiológica, así como los requisitos de formación y experiencia para su obtención, previamente incluidos en la Guía de Seguridad 7.2 del CSN.

La instrucción introduce la figura del técnico experto en protección radiológica, que atañe a las personas que trabajan en servicios o unidades técnicas de protección radiológica a las órdenes de los jefes de los mismos. También define distintos campos de especialidad para estos técnicos y establece requisitos de formación y experiencia para su acreditación, que será extendida

por los jefes de los servicios o unidades técnicas sin intervención directa del CSN.

Nuevos límites de vertido de efluentes para instalaciones radiactivas

El CSN ha aprobado nuevos límites de vertido de efluentes radiactivos líquidos aplicables a las instalaciones radiactivas derivados de los nuevos límites de dosis establecidos en el Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes, de 2001.

Los nuevos límites se han establecido considerando las prácticas de países de nuestro entorno y utilizando datos reales de los vertidos y sistemas de tratamiento de las instalaciones españolas, obtenidos en un grupo de trabajo formado al efecto dentro del Foro sobre Protección Radiológica en el Medio Hospitalario, integrado por personal técnico del CSN y de las sociedades españolas de Protección Radiológica y Física Médica.

Protección radiológica de las mujeres gestantes

El CSN ha aprobado para su publicación el documento *Protección radiológica de las mujeres gestantes en el medio hospitalario*, elaborado por un grupo de trabajo formado al efecto dentro del Foro sobre Protección Radiológica en el Medio Hospitalario, integrado por personal técnico del CSN y de las sociedades españolas de Protección Radiológica y Física Médica.

El documento explica los riesgos asociados a una exposición prenatal a radiaciones, informa sobre los límites de dosis y las restricciones aplicables a la exposición laboral a las radiaciones de las mujeres gestantes y establece las pautas para la vigilancia de las dosis de radiación recibidas por éstas, así como las líneas maestras de la información que se debe transmitir a todas las profesionales del medio sanitario que, por motivo de su trabajo, puedan estar expuestas a radiaciones ionizantes.

Se han preparado también dos fichas informativas cuyo objetivo

Cofrentes

La central funcionó durante este periodo sin incidencias destacables, salvo una parada programada, el 26 de octubre, para reparar una válvula del sumidero de equipos del pozo seco.

Durante este periodo se han aprobado las modificaciones de diseño derivadas de modificaciones en el análisis de consecuencias radiológicas de accidentes y la revisión 32 del Estudio de Seguridad y la revisión 41 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento asociados.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado siete inspecciones a la central en este periodo.

Vandellós II

La central ha operado durante estos meses a potencia.

El día 9 de octubre el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la revisión 15 del Reglamento de Funcionamiento y la revisión 43 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento,

al objeto de adaptar estos documentos a lo recomendado por la Guía de Seguridad 1.13 del CSN sobre contenido y estructura de los reglamentos de funcionamiento de centrales nucleares, así como para incorporar modificaciones de estructura que se han producido recientemente en la organización de explotación.

El mismo día, el Consejo de Seguridad Nuclear apreció favorablemente la edición de julio de 2002 del Manual de Garantía de Calidad.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado ocho inspecciones durante este periodo.

Trillo

La central funcionó durante este periodo sin incidencias destacables.

Durante este periodo no se ha aprobado ninguna propuesta de modificación de documentos oficiales de explotación y se han realizado ocho inspecciones a la central.

es ofrecer una información de carácter divulgativa, dirigidas a las trabajadoras expuestas -personal médico, técnicos, personal de enfermería y personal auxiliar- y a los médicos especialistas en ginecología y obstetricia, médicos de los servicios de prevención o de cualquier otra especialidad que realicen la vigilancia sanitaria de las trabajadoras gestantes expuestas a radiaciones.

Revisión periódica de equipos de medida de densidad y humedad de suelos

El CSN ha remitido instrucciones técnicas complementarias a las autorizaciones de las instalaciones radiactivas de medida de densidad y humedad de suelos con el objetivo de clarificar los requisitos aplicables para las revisiones periódicas de sus equipos, en las que se identifican las operaciones de revisión que pueden llevar a cabo los propios titulares de las instalaciones que cuenten con procedimiento y medios adecuados y las que deben ser realizadas necesaria-

mente por empresas específicamente autorizadas. Asimismo, se establecen las periodicidades con las que deben realizarse ambos tipos de revisiones.

Comisión de desarrollo normativo

La Comisión Europea ha propuesto un conjunto de medidas destinadas a dotar a la Unión Europea de un auténtico enfoque comunitario de la seguridad nuclear, la seguridad del abastecimiento y la necesidad de la independencia de los organismos reguladores en materia nuclear. Estas propuestas afectan a la seguridad de las instalaciones nucleares en explotación y en vías de desmantelamiento, a la gestión de los residuos radiactivos y al comercio de materiales nucleares con países del Este, y prevén el establecimiento de normas comunes y mecanismos de control que garanticen la aplicación uniforme de criterios idénticos de seguridad con fuerza jurídica en todo el territorio de la UE. A la vista de lo que antecede, el Consejo ha acordado

la creación de la Comisión de Desarrollo Normativo.

Guía de seguridad del CSN

El Consejo ha acordado la aprobación y publicación de la Guía de Seguridad GS-6.2 Programa de Protección Radiológica aplicable al transporte de materiales radiactivos.

Instrucción sobre equipos de rayos X para diagnóstico médico

Con motivo de las variaciones de los reglamentos aplicables, se han introducido diversos cambios en los condicionados de las autorizaciones de venta y asistencia técnica de equipos de radiodiagnóstico médico, habiéndose producido diferencias importantes entre los condicionados que se emitieron inicialmente y los que ahora se redactan. Por este motivo, el Consejo ha acordado la remisión de una instrucción técnica complementaria a las empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para diagnóstico médico.

▶ INSTALACIONES DEL CICLO Y EN DESMANTELAMIENTO

Central nuclear Vandellós I

El Plan de Desmantelamiento y Clausura de la central nuclear Vandellós I sigue su curso sin retrasos significativos respecto de la programación inicialmente prevista, habiendo finalizado prácticamente la totalidad de las tareas de descontaminación y desmantelamiento de las partes activas de la instalación. El grado de avance del proyecto permitirá a la instalación estar en condiciones de entrar en el periodo de latencia a comienzos del año próximo.

En estos meses se ha procedido a finalizar la protección de intemperie que protegerá el cajón del reactor y demás recintos que quedarán en latencia y a la puesta a punto de los sistemas previstos para dicho periodo.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha iniciado también la evaluación y la asistencia a las pruebas del Plan



En primer plano, el edificio del reactor de la central nuclear Vandellós I, con su protección de intemperie.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

Ejercicios y simulacros

Dentro de las actividades del CSN en materia de emergencias durante este trimestre hay que destacar la participación en el simulacro general de Guadalajara en el entorno de la central nuclear de Trillo, desde el diseño y preparación del mismo hasta la realización, tanto como grupo radiológico, con las actuaciones propias en la zona de planificación, como a nivel central de respuesta y apoyo, activando la organización de respuesta del CSN en la sala de emergencias. Este simulacro ha supuesto un avance sobre los objetivos de simulacros generales anteriores, al realizarlo con un escenario técnico descono-

cido para todos los actuantes en el mismo, demostrando que el grado de preparación actual de los técnicos del CSN propios o contratados y la dotación de medios asignados a la respuesta a accidentes nucleares es de un nivel adecuado.

Siguiendo el objetivo de aumentar la capacidad de respuesta a accidentes radiológicos se ha firmado un nuevo contrato con la Unidad Técnica de Protección Radiológica de apoyo a emergencias, que incluye una mayor dotación de medios y una disminución considerable del tiempo de respuesta en zonas potencialmente afectadas en cualquier punto del territorio nacional.

de Restauración del Emplazamiento, que permitirá, en última instancia y tras la adecuada caracterización radiológica final, la prevista liberación de parte del emplazamiento original de la instalación.

Durante este periodo se han efectuado cinco inspecciones a la central

Centro de almacenamiento de residuos de El Cabril

Enresa informó al CSN que en la segunda semana de octubre se paralizaron los transportes previstos al centro de almacenamiento de El Cabril a causa de las acciones de grupos de personas a la entrada de la instalación, viéndose afectada la operación de la misma a partir del día 22 de ese mismo mes ante la dificultad de los trabajadores para acceder al centro. Ante esta situación Enresa informó también al CSN de que procedía a suspender *sine die* las actividades de retirada y transporte de residuos radiactivos.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha acordado apreciar favorablemente la revisión 4 del Manual de Protección Radiológica.



Vista de las instalaciones de almacenamiento de El Cabril.

Durante este periodo se han efectuado cuatro inspecciones a la instalación.

▶ INSTALACIONES RADIATIVAS

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas

En las reuniones celebradas entre el 31 de agosto y el 30 de noviembre de 2002, el CSN ha adoptado las siguientes resoluciones relativas a instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas: 11 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones, 63 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas, 12 informes para declaración de clausura, 11 informes para la autorización de retirada de material radiactivo, 8 informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico, 1 informe de autorización de servicios y unidades técnicas de protección radiológica, 9 informes relativos a aprobación de tipo de aparatos radiactivos y 5 homologaciones de cursos de formación para la obtención de licencias o acreditaciones de personal.

Acciones coercitivas adoptadas sobre instalaciones radiactivas

En el periodo comprendido entre el 1 de septiembre y el 30 de noviembre de 2002, el Consejo de Seguridad Nuclear ha remitido 13 apercibimientos a instalaciones radiactivas, de ellos 9 se han dirigido a instalaciones industriales, 1 a instalaciones de investigación y docencia y 2 a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico.

Noticias breves

● Consejo de Seguridad Nuclear ● Publicaciones ●

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Seguridad física de instalaciones



María-Teresa Estevan, presidenta del CSN, junto a Ángel Acebes, ministro del Interior, en las jornadas sobre seguridad.

Las actividades de protección física desde septiembre a finales del presente año se han dirigido a tres aspectos fundamentales: el seguimiento de la implantación de las medidas solicitadas a las centrales nucleares para la adaptación de sus sistemas de protección física al modelo de seguridad integrada aprobado por el Consejo de Seguridad Nuclear; la participación en los foros internacionales de discusión de nuevas medidas, y particularmente en las reuniones para la revisión de la Convención sobre Protección Física los Materiales Nucleares del OIEA; y el establecimiento de una sistemática de trabajo orientada a la delimitación y coordinación de responsabilidades que sobre esta materia tienen las diferentes organizaciones, con objeto de optimizar las medidas de prevención y respuesta a amenazas con posibles repercusiones radiológicas.

Sobre este último punto es necesario destacar las Jornadas sobre Seguridad Física de las Instalaciones, Actividades y Materiales Nucleares, organizadas por la Secretaría de Estado de Seguridad, Unesa y el CSN, con la participación de autoridades, mandos de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado y de directivos del CSN y de las principales instalaciones y actividades nucleares.

Del análisis de las presentaciones y discusiones expuestas en estas jornadas se han extraído unas conclusiones que han sido aprobadas por los responsables de los diferentes organismos con responsabili-

dad en este tema, que permiten el desarrollo de una sistemática de trabajo coordinada sobre protección física de las instalaciones, actividades y materiales nucleares.

III Jornadas sobre Calidad en el Control de la Radiactividad Ambiental

Del 26 al 28 de febrero de 2003 tendrán lugar en Valencia las III Jornadas sobre Calidad en el Control de la Radiactividad Ambiental, organizadas por la Sociedad Española de Protección Radiológica, la Sociedad Nuclear Española y la Universidad Politécnica de Valencia. Al igual que en sus ediciones precedentes (Bilbao, 1998, y Salamanca, 2000), estas jornadas tienen como objetivo fundamental asegurar la calidad de las determinaciones que realizan los laboratorios que llevan a cabo estas medidas en nuestro país, al unificar criterios y elaborar normas de actuación en coordinación con el CSN.

Desde el inicio de estas jornadas se plantearon numerosos aspectos básicos a tener en cuenta, para cuyo tratamiento se constituyeron unos grupos de trabajo específicos. En las Jornadas de Salamanca se puso de manifiesto que el camino iniciado constituiría un medio eficaz para alcanzar los objetivos propuestos, de manera que en esta tercera convocatoria se pretende profundizar en los temas considerados de interés general y que se han distribuido a lo largo de las sesiones. La inaugural estará dedicada al análisis de la evolución del control de la calidad en las medidas ambientales, en la primera sesión se presentará la experiencia de laboratorios europeos, en la segunda se planteará hasta dónde debe llegar la calidad en los laboratorios, y en la tercera el objetivo es el análisis del presente, pasado y futuro de los grupos de trabajo. Además, y de forma complementaria, se incluye una sesión técnica, con presentaciones de las novedades relacionadas con la medida de la radiactividad ambiental, y un taller de trabajo. Por último, la sesión de clausura versará sobre el Sexto Programa Marco de la Unión Europea, para facilitar información sobre los proyectos de I+D de la Comisión (Para más información, consultar la página web de las jornadas: www.upv.es/tral/jornadas).

Normas UNE sobre la medida de la radiactividad ambiental

La necesidad de normalizar los procedimientos utilizados en la determinación del contenido radiactivo

de las muestras ambientales es un hecho debatido ampliamente en las Jornadas sobre Calidad en el Control de la Radiactividad Ambiental, y que viene siendo puesto de manifiesto en las reuniones sobre vigilancia radiológica ambiental que organiza anualmente el CSN. A raíz de las I Jornadas, celebradas en Bilbao, se constituyeron un grupo de trabajo (Grupo de Normas) y cuatro subgrupos para el tratamiento específico de los aspectos relativos a muestreo, preparación y preservación de muestras, análisis y equipos.

Dada la carencia de normas españolas en este ámbito, los grupos se integraron en el Subcomité de Seguridad, Protección Radiológica y Medio Ambiente (SC-03) del Comité Técnico de Normalización de Aenor, con el objetivo de aprobar los procedimientos como normas UNE. El resultado de estas actividades ha sido la publicación en 2002 de las siguientes normas: UNE 73311-1 (Procedimiento de toma de muestras para la determinación de la radiactividad en suelos: capa superficial); UNE 73311-4 (Determinación del índice de actividad beta total en aguas mediante contador proporcional); UNE 73311-5 (Procedimiento para la conservación y preparación de muestras de suelo para la determinación de radiactividad ambiental); UNE 73311-6 (Medida de actividad de radionucleidos por espectrometría gamma con detectores de semiconductor en muestras ambientales); y UNE 73311-7 (Determinación del índice de actividad beta resto en aguas mediante contador proporcional).

Publicación de los LIA y LDC para el público

El nuevo Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes (RPSRI), aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio de 2001 (BOE nº178), publica en sus anexos II y III los valores y relaciones que han de ser utilizados en la estimación de las dosis por exposición externa a las radiaciones e incorporación interna de elementos radiactivos. En concreto, las tablas A y B del anexo III contienen los valores de dosis efectiva comprometida por unidad de incorporación por ingestión e inhalación relativas al público en general, así como a las personas en formación y estudiantes entre 16 y 18 años. Este aspecto supone una novedad respecto al anterior reglamento, que incluía los llamados límites de incorporación anual (LIA) o límites secundarios, estimados a partir de los límites de dosis al público.

Siguiendo una práctica habitual en la mayoría de los países, los límites de vertido de las instalaciones nucleares se establecen en términos de actividad, de concentración de actividad vertida en un periodo de tiempo o de una combinación de ambas. Con objeto de facilitar la vigilancia y control de las descargas de material radiactivo y la verificación del cumplimiento de los límites establecidos, el CSN ha elaborado el

documento *Límites derivados para la aplicación del RPSRI (RD 783/2001) relativos a la protección del público*, que recoge los LIA y LDC (límites derivados de concentración en agua y aire); dicho documento será incluido en la publicación del CSN sobre legislación, como complemento al RPSRI, para difundir su aplicación. Los LIA para los trabajadores han sido publicados por la Sociedad Española de Protección Radiológica.

Jornada técnica de I+D



Presentación de la jornada técnica celebrada en el CSN.

El 12 de diciembre se celebró una jornada técnica sobre el desarrollo de proyectos enmarcados en el Plan de I+D del CSN, relativos al combustible nuclear, materiales, análisis de riesgos, protección de las personas, impacto radiológico y gestión de residuos radiactivos. La jornada, presentada María-Teresa Estevan Bolea, presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear, tuvo lugar en el salón de actos de este organismo, en sesiones de mañana y tarde.

En la sesión de la mañana, moderada por el vicepresidente del CSN, José Ángel Azuara, y la consejera Paloma Sendín, se presentó un conjunto de proyectos ya finalizados o que se terminarán en fechas próximas, referentes a seguridad nuclear y residuos de alta actividad.

La sesión de la tarde, moderada por la consejera Carmen Martínez Ten, se dedicó a protección radiológica y a residuos de baja y media actividad, e igualmente se expusieron los desarrollos de proyectos acabados o en estado avanzado de resolución.

Reunión con los inspectores de las comunidades autónomas con acuerdo de encomienda

El pasado 29 de octubre se celebró en la sede del Consejo de Seguridad Nuclear la tercera reunión anual con los inspectores de las comunidades autónomas con acuerdo de encomienda, presentada por el secretario general del Consejo de Seguridad Nuclear, Antonio Morales Plaza.

Por parte del CSN, asistieron miembros del Gabinete Técnico de la Presidencia, del Gabinete del Secretario General, de las subdirecciones de Sistemas de Información y Calidad, de Personal y Administración y de las direcciones técnicas de Protección Radiológica y de Seguridad Nuclear, mientras que, por parte de las comunidades autónomas implicadas, asistieron representantes de los inspectores de Canarias, Cataluña, Galicia, Islas Baleares, Navarra, País Vasco y Valencia.

Durante la reunión se puso de manifiesto la opinión unánime de los participantes sobre la importancia de los temas relativos al nuevo programa de inspección de equipos de rayos X para el diagnóstico médico, a las actividades relacionadas con el Título VII del Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes y a la participación en la respuesta en caso de incidente radiológico de todos los recursos disponibles.

También se suscitaron diversas cuestiones con las que se encuentran habitualmente los inspectores en el ejercicio de las actividades encomendadas, como son el control de fuentes huérfanas, la normativa aplicable a la gestión de los detectores iónicos de humos, el marcado CE de los equipos de rayos X, la vigilancia médica de los trabajadores profesionalmente expuestos y la aplicación del Real Decreto de Control de Calidad de los Equipos de Rayos X.

Taller de la Red Alara Europea

Los días 23 a 25 de octubre se ha celebrado en la sede del Ciemat, organizado por el CSN, el 6º Workshop de la Red Alara Europea, con el título *Optimización de la exposición ocupacional en las aplicaciones médicas y en la industria radio farmacéutica*, con participación de representantes de organismos internacionales, organismos reguladores, médicos, especialistas en física médica y responsables de formación de diversos países de Europa.

Durante el *workshop* se establecieron grupos de trabajos para la discusión de temas de interés común. Como resultado se obtuvieron conclusiones y recomendaciones que serán transmitidas a la Comisión Europea para que ponga en marcha iniciativas para la optimización de la protección radiológica en este sector.

El desarrollo del *workshop* y los resultados del mismo se publicarán en los boletines ALARA de la Red Alara Europea y podrán consultarse a través de su web (<http://lean.cepn.asso.fr/>).

► PUBLICACIONES

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

Operación y resultados. Años 2000 y 2001

El CSN dispone desde 1992 de una red de estaciones automáticas de vigilancia radiológica ambiental en

continuo (REA) integrada en el Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (Programa Revira). La REA está formada por 25 estaciones automáticas que disponen de instrumentación para medir la tasa de dosis gamma y concentraciones de radón, radioyodos y emisores alfa y beta en aire. La recepción, gestión y análisis de los datos obtenidos en estas estaciones se hace desde el Centro de Supervisión y Control (CSC) situado en la Sala de Emergencias (Salem) del CSN.

En esta publicación se exponen las principales características de la REA y de la operación y gestión de la misma durante los años 2000 y 2001. Se hace un resumen del análisis de los datos obtenidos en dichos años, que incluye el análisis estadístico, la disponibilidad, la representación gráfica y las principales incidencias. Este análisis alcanza a las estaciones de las redes valenciana y catalana, a cuyos datos se tiene acceso desde el CSC de la REA.

Esta publicación se editará periódicamente, con una frecuencia bienal, recogiendo los resultados de la operación y gestión de la REA en los dos años anteriores a su publicación, así como el análisis de los datos obtenidos en estos dos años.

Programas de vigilancia radiológica ambiental. Resultados 2001

La vigilancia radiológica del medio ambiente en España se realiza mediante un sistema de redes, constituido por una red de vigilancia en el entorno de las instalaciones y una red nacional. En los programas de vigilancia alrededor de las instalaciones, cuya realización es responsabilidad de los titulares, se lleva a cabo la recogida y análisis de muestras en las principales vías de transferencia de los radionucleidos que pueden contribuir a la exposición de las personas a las radiaciones. La red de vigilancia nacional no asociada a instalaciones (Revira) es gestionada por el CSN y está constituida por una red de estaciones de muestreo (REM) y por una red de estaciones automáticas de medida en continuo (REA). Estas redes se distribuyen por todo el territorio nacional y proporcionan información radiológica de la atmósfera, del suelo, de las aguas (potables, continentales y marinas) y de los alimentos.


En esta publicación se describen brevemente las principales características de las redes y programas de vigilancia radiológica ambiental en España y los resultados de los mismos, considerando, en primer lugar, la evolución histórica de los parámetros más representativos desde 1980 a 2001.

El Consejo de Seguridad Nuclear inició en 1999 la publicación, con carácter anual, de los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental, a fin de poner a disposición del público y las instituciones información sobre los niveles de radiactividad ambiental del país, con un cierto grado de detalle. ☞

Resúmenes

(Page 2)

Increased power at the Cofrentes nuclear power centre

 Diego Encinas

Since June 2002, Cofrentes has been operating at an authorised thermal power rating of 3,184 MW, 110% of the original power. This is the highest power increase reached in Spain until now. The article summarises the most significant aspects of this power increase project (APE-110%) and its evaluation by the Nuclear Safety Council.

(Page 16)

Proposed Directive on control of activity-sealed radioactive sources

 Concepción Ruiz Andrada

High-activity radioactive sources used in many industrial, medical and research applications sometimes involve hazards which are difficult to control. Therefore, to define Community measures related to the problem of orphan sources, the European Commission has proposed a text implementing the basic provisions in Directive 96/29/Euratom on protecting the health of workers and the population against risks arising from ionising radiation.

(Page 24)

Estimation of the costs of electricity generation in nuclear and other types of power stations

 Pedro Coll Butí and Carlos Tapia Fernández

This article is a summary of Chapter 4, Part A of l'Estudi del Sector Energètic Nuclear en el Marc de l'Estudi l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010

(Study of the Nuclear Power Sector in the Context of the Energy Study in Catalonia to the 2010 Horizon) prepared by the same authors, which analyses the characteristics of the nuclear sector in Catalonia. This and other studies has provided the basis for the preparation of the Plá de l'Energia a Catalunya a l'Horitzó de l'Any 2010 (Catalonia Energy Plan to the 2010 Horizon).

(Page 33)

Radioactive waste management in European Union countries

 Elena Vico

Although the Euratom Treaty does not assign direct authorities to the European Union in the field of radioactive waste, the Commission has developed a series of activities related to this type of waste. The article deals with these Community initiatives, and the problems of radioactive waste management in the different Member States, and future plans in the field in the light of forthcoming European Union enlargement in 2004.

(Page 40)

Ionic smoke detectors

Ionic smoke detectors are products incorporating radioactive material. This article summarises the process for their commercialisation and marketing, and how the activity is controlled, according to regulations establishing strict design and production requisites to guarantee the absence of radiological risk associated both with their use and their final handling as conventional waste.

(Page 42)

Radioactive sources: control material

More than 70 States are working hand-in-hand with the IAEA to gather and share data on incidents of illegal trafficking. Their data base includes 284 cases confirmed since 1 January 1993 relative to radioactive material. For the most part, these orphan radioactive materials are encapsulated sources, although some incidents have also occurred with contaminated metal scrap. At present, intense work is being done to raise safe radiation levels, with particular emphasis on countries whose needs are known to be urgent.

(Page 44)

¿What does the activation of a classification and decontamination station involve?

On 1 October 1999, the Council of Ministers adopted a resolution urging the Nuclear Safety Council to inform the public on the health protection measures to take and the procedure to follow in a radiological emergency. The content of this articles describes the activation and work of stations for the classification and decontamination of persons, a procedure provided for in the Provincial Nuclear Emergency Plans.

(Page 47)

Hans Bethe

In 1938, Hans Albrecht Bethe (Strasbourg 1906), a scientist of German origin and a nationalised United States citizen, discovered the thermonuclear transformation cycle explaining the energy of the sun and the stars. He was awarded the Nobel Prize for Physics in 1967. Today, almost 100 years old, he lives in Cornell (USA).

Seguridad Nuclear Boletín de suscripción

Institución/Empresa

Nombre

Tel.

Fax

Dirección

C.P.

Localidad

Provincia

Fecha

Firma

Enviar a Consejo de Seguridad Nuclear, Servicio de Publicaciones, c/ Justo Dorado, 11. 28040 Madrid. Número de fax: 91 346 05 58.

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. El responsable del tratamiento del fichero es el secretario general de este ente público. 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.

Ámbito 1

La radiación natural

- Historia
- Átomos y radiaciones
- Introducción a la ciencia. Deducir sin ver
- Un mundo de radiaciones
- Radiación natural
- Medir la radiación. Medir la radiactividad
- Bañados en radiaciones



Ámbito 2

La radiación artificial

- Energía de fisión: centrales nucleares
- Ciclo del combustible. La metaformosis del uranio
- Industria: aplicaciones de los radioisótopos en la industria
- Medicina. Radiaciones ionizantes
- Otros usos



Ámbito 3

Riesgos y servidumbres

- Notión de riesgo. ¿Vivimos peligrosamente?
- La radiactividad y los seres vivos
- Riesgos y servidumbres de la gestión nuclear
- ¿Qué hacer con la basura radiactiva?
- Riesgos potenciales. Aprender de la gestión
- Escala de radiación artificial



Ámbito 4

El Consejo de Seguridad Nuclear

- ¿Qué es el CSN?
- Comunicación pública
- El CSN por dentro
- Criterios de seguridad
- Actuaciones
- Protección radiológica. Evitar las radiaciones
- Vigilancia ambiental
- Planes de emergencia
- I+D



El centro de información del CSN pretende, a través de 29 módulos interactivos distribuidos en cuatro ámbitos, acercar a los jóvenes al conocimiento de las radiaciones y sus usos, y explicar los mecanismos establecidos para controlar sus riesgos.

