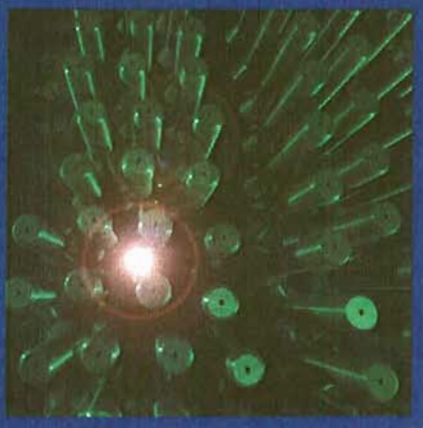
Revista del CSN / Número 39
II Trimestre 2006

Seguridad Nuclear



Una visión sobre la energía nuclear en España

Condiciones autorizadas de uso humano en la práctica clínica de los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) comercializados en España

La refrigerabilidad del corium fuera de la vasija: los experimentos MACE y MCCI

La Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia, STUK

Seguridad Nuclear
Revista del CSN
Año X / Número 39
II Trimestre 2006

Directora
María-Teresa Estevan Bolea

Comité de redacción
José Ángel Azuara Solís
Julio Barceló Vernet
Antonio Luis Iglesias Martín
Carmen Martínez Ten
Ana Villuendas Adé

Consejo de Seguridad Nuclear
Pedro Justo Dorado Dellmans, 11
28040 Madrid
Tel.: 91 346 04 25
Fax: 91 346 05 58
www.csn.es

Coordinación editorial
Senda Editorial, S.A.
Isla de Saipán, 47
28035 Madrid
Tel.: 91 373 47 50
Fax: 91 316 91 77

Impresión
Grafistaff, S.L.
Avenida del Jarama, 24
Polígono Industrial de Coslada
28820 Coslada (Madrid)
Tels.: 91 673 77 14
91 673 77 97
Fax: 91 669 11 37

ISSN: 1136-7806
D. Legal: M-31281-1996
Portada: Europa.

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

S U M A R I O

1 **Editorial**

Artículos técnicos

2 Una visión sobre la energía nuclear en España
Agustín Alonso

13 Condiciones autorizadas de uso humano en la práctica clínica de los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) comercializados en España
A. Cortés-Blanco y R. Martínez Lázaro

21 La refrigerabilidad del corium fuera de la vasija: los experimentos MACE y MCCI
Fernando Robledo

Artículos divulgativos

30 Plan de Seguimiento Específico de las actividades de José Cabrera

33 Lista de los alimentos o ingredientes alimentarios que los Estados miembros de las Comunidades Europeas autorizan a tratar con radiación ionizante

Los organismos reguladores nucleares en el mundo
34 La Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia (STUK)

Actualidad

38 Centrales nucleares / Acuerdos del Consejo / Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento / Instalaciones radiactivas / Actuaciones en emergencias / Asesoría jurídica

50 **Noticias breves**

56 **Resúmenes**

Editorial

Son muchos los campos de la ciencia, la tecnología, la industria o la medicina que requieren una mejor información al público, que recibe innumerables datos pero no todos precisos ni ciertos y muchas veces poco comprensibles por su parcialidad o confusa expresión.

En el ámbito de la regulación del uso de la energía nuclear en las diferentes instalaciones del ciclo y en las instalaciones radiactivas que utilizan isótopos radiactivos en aplicaciones médicas, industriales, gammagrafía o I+D es fundamental la comunicación entre la autoridad reguladora y el público, de modo que éste pueda saber a qué atenerse sobre tales aplicaciones y que tenga plenas garantías sobre la seguridad de operación del citado conjunto de instalaciones.

La razón de ser del CSN es precisamente garantizar la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas. El objetivo de la seguridad nuclear es proteger a los trabajadores de las instalaciones, a la población en general y a los bienes, de los riesgos derivados de la generación de la electricidad de origen nuclear y del uso de isótopos radiactivos, limitando al máximo la probabilidad de ocurrencia de accidentes o las consecuencias de los mismos en caso de producirse. Para ello, se han desarrollado unas normas de seguridad que afectan a todas las actividades que se realizan en una central nuclear: diseño, emplazamiento, construcciones, fabricación y montaje de equipos, pruebas, operación, mantenimiento, modificaciones y cambios en la estructura organizativa, teniendo especial significación el sistema eléctrico exterior y los factores humanos.

El concepto de seguridad está ligado a otro denominado cultura de seguridad que tiene tres componentes principales: tecnológica, garantía de suministros eléctricos -internos y externos- continuos y la necesaria protección física de todas las instalaciones.

El concepto de seguridad es dinámico y se ha ido desarrollando a lo largo del siglo XX conforme evolucionaba la tecnología nuclear. Tiene un enfoque integral y abarca los aspectos internos y los externos que la configuran. Los procesos de mejora continua en los que el CSN está inmerso producirán también en este siglo XXI una evolución enfocada a mejorar su propia cultura de seguridad y la de los grupos concernidos, así como una mayor eficiencia del proceso regulador.

Siendo esta la situación, queda por cubrir una mayor participación de la sociedad en las diferentes tareas de conocimiento y divulgación de estas técnicas y un caso muy positivo es el de la labor que están empezando a desarrollar las Comisiones Locales de Información en estas materias.

En Francia acaba de publicarse una nueva norma, que curiosamente se define como Ley, relativa a la transparencia y a la seguridad en materia nuclear y en donde se establece una mejor cooperación con entes locales y regionales, grupos concernidos y de interés y con la sociedad en general, de modo que pueda llegar a ella la labor que las Administraciones Públicas, Reguladores, Titulares y Asociaciones realizan para mejorar la comunicación, lo que redundará en una mayor confianza y credibilidad social en los Reguladores, Administraciones y Titulares de las instalaciones.

Esta es una vía que hemos empezado a recorrer de forma más acelerada los Reguladores Nucleares y que paulatinamente dará una mayor confianza al público respecto al uso de estas tecnologías.

Agustín Alonso*

Una visión sobre la energía nuclear en España

Este artículo analiza de forma realista cuál es la situación de la energía nuclear en España a la vez que establece una comparativa de la misma dentro del ámbito internacional. Define las etapas históricas de la energía nuclear y establece otras como vaticinio de la futura evolución de dicha energía.

1. Acotación temporal

En el año 2030 habrá aumentado de forma considerable el uso de los combustibles fósiles; los recursos de petróleo y de gas natural habrán disminuido de forma considerable; se habrán producido crisis provocadas por el precio de estos combustibles, y el contenido de gases de invernadero en la atmósfera podría haber alcanzado límites intolerables. Los países que hayan apostado por una matriz energética variada, que incluya de forma significativa la energía nuclear, disfrutarán de una situación energética aceptable; mientras que los países que hayan preferido las energías renovables habrán tenido que cambiar la estructura de la distribución de la energía eléctrica, incluso los hábitos de su consumo, utilizando fracciones considerables del territorio y producirán energía eléctrica a un coste elevado.

Durante los veinticinco años elegidos para esta visión, la investigación sobre la gestión definitiva de los residuos radiactivos habrá alcanzado progresos tecnológicos sustanciales; el combustible nuclear será reelaborado y reutilizado y los países más avanzados dispondrán de algunos prototipos de la nueva generación de reactores innovadores; se habrán construido en todo el mundo un número significativo de reactores avanzados del tipo evolutivo, más seguros que los actuales, y habrá disminuido la radiofobia de la sociedad, que será más receptiva. También se habrán perfeccionado las tecnologías asociadas a las energías renovables, pero no se habrá podido resolver el uso exagerado del territorio, y la intermitencia de las energías eólica y solar sólo se habrá podido resolver mediante sistemas híbridos, también intensivos en territorio y en capital.

2. Las etapas de la energía nuclear

2.1 Las etapas ya vividas

En muchos países de Occidente se distinguen con claridad dos etapas en el desarrollo de la energía nuclear:

— Primera etapa. De 1954 a 1979, *La euforia de los pioneros.* "Átomos para la paz", el famoso discurso del presidente Eisenhower ante la Asamblea general de Naciones Unidas en 1954, despertó un entusiasmo generalizado por la energía nuclear, primero en los países nucleares, posteriormente en el resto de los países. En el Reino Unido, con motivo de la inauguración de Calder Hall, se llegó a decir, y a creer, que "la energía eléctrica de origen nuclear iba a ser tan abundante y barata que no serían necesarios los contadores".

La euforia nuclear comenzó a decaer en los años 70. Las instalaciones de gran potencia no fueron tan baratas como se suponía, los tiempos de construcción más largos de lo previsto, los factores de carga y utilización inferiores a los deseados, la energía producida requería subvenciones, la regulación se hizo más estricta, la inspección y el mantenimiento exigían tecnologías muy avanzadas y la vigilancia radiológica ambiental y la gestión de residuos radiactivos no eran satisfactorias. Aparte de lo anterior, dentro de la propia industria, primero, y posteriormente, con gran virulencia, surgieron

* Agustín Alonso es catedrático de Tecnología Nuclear y ex-consejero del CSN.

ideas antinucleares en la sociedad. En marzo de 1979 el accidente de TMI-2 supuso la pérdida de la euforia primitiva y remató la cancelación de muchos proyectos nucleares.

— Segunda etapa. De 1980 a 2000. *La radiofobia social y el estancamiento.* Aunque el accidente de TMI-2 no tuvo consecuencias radiológicas apreciables, puso de manifiesto la vulnerabilidad de la energía nuclear. El Gobernador de Pennsylvania ordenó la evacuación de los sectores más sensibles de la población, lo que tuvo un efecto multiplicativo sobre la radiofobia social. Los informes oficiales sacaron a flote puntos vulnerables del diseño y de la explotación de las centrales nucleares y la posibilidad de accidentes con grave deterioro del núcleo. Se creó el *Institute for Nuclear Power Operations, INPO*, se multiplicaron los requisitos reguladores, se promulgaron procedimientos administrativos y nuevos sistemas de instrumentación para caso de accidente grave y comenzó un fructífero programa de investigación para conocer mejor la fenomenología asociada a los accidentes graves y cómo mitigar sus consecuencias. El accidente de Chernobyl-4 en 1986, aunque el reactor era de otro tipo y la antigua Unión Soviética no era tan estricta en la seguridad, incrementó la radiofobia en todo el mundo. Salvo en Francia, países asiáticos, la Unión Soviética y la Europa oriental se produjo un estancamiento en la construcción de nuevas centrales nucleares.

2.2 Las etapas por venir

La contaminación de la atmósfera por gases de invernadero, la finitud de los recursos de gas y petróleo y la variabilidad de sus precios han mantenido vivo el interés por la energía nuclear, que podría renacer y consolidarse en muchos países; el escaso uso que los reactores térmicos hacen del uranio disponible ha sido también objeto constante de consideración para conseguir la sostenibilidad de la energía nuclear. Por estas razones se abren dos nuevas etapas.

— Tercera etapa. De 2000 a 2025. *El renacimiento y la consolidación.* A partir del año 2000, la sociedad se hace cada vez más consciente del cambio climático. La explotación de las centrales nucleares mejora de forma considerable y su seguridad aumenta. Aparecen nuevos proyectos nucleares que son sometidos a certificación por el organismo regulador de los Estados Unidos. Aunque en algunos países de la Europa Occidental permanecen las moratorias y los planes de cese de la etapa anterior, otros países europeos, como Finlandia y Francia, anuncian planes de construcción de nuevas centrales nucleares, mientras que los países tradicionalmente nucleares, como Japón o Corea del Sur, China y la India aceleran sus programas. Por todo ello, pronto comienza a surgir entre los especialistas nucleares la idea de que se acerca un renacimiento de la energía nuclear.

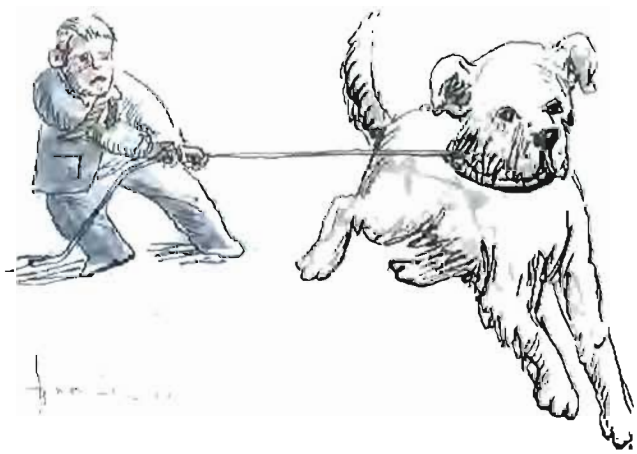


Figura 1. En la etapa de la euforia nuclear, las empresas eléctricas tenían tanto deseo de construir centrales nucleares que apenas podían ser controladas por los organismos de planificación y control.

Es previsible que los reactores térmicos de tipo evolutivo, los llamados de la generación III+, de agua a presión y agua en ebullición, tengan un desarrollo creciente en los países que se habían estancado. Se utilizarán ciclos de combustibles abiertos y cerrados, pero presumiblemente el combustible gastado no será almacenado de forma definitiva en almacenes geológicos profundos, en espera de una reelaboración posterior. Aunque se dice lo contrario, habrá uranio suficiente para un despliegue razonable de reactores de este tipo, que tendrán una vida de sesenta o más años, por lo que serán fuentes seguras y consolidadas de energía eléctrica durante el siglo XXI.

— Cuarta etapa. Desde 2025. *La sostenibilidad nuclear.* Es bien sabido que no existen recursos de uranio suficientes para mantener la energía nuclear con sólo reactores térmicos. Por ello es necesario disponer de una combinación adecuada de reactores rápido reproductores y reactores térmicos que aprovechen de forma óptima el ciclo uranio-238/plutonio-239. En el futuro también se podrá utilizar el ciclo torio-232/uranio-233. De esta forma se conseguirá la sostenibilidad nuclear, a la que no se podrá renunciar.

Los modelos innovadores, también llamados generación IV, tratan de resolver este problema. Se están considerando entorno a dos proyectos internacionales: INPRO (Proyecto Internacional sobre Ciclos del Combustible y Reactores Nucleares Innovadores), fundamentalmente patrocinado por Rusia, y el proyecto GIF (Foro Internacional de la Generación IV), bajo la dirección de los Estados Unidos. INPRO y GIF tienen como objetivo el desarrollo y la demostración de uno o más sistemas nucleares que puedan ser comercializados en el año 2030. La importancia de estos proyectos no sólo reside en la sostenibilidad del combustible, sino también en su capacidad para producir hidrógeno y vapor a alta temperatura.

3. Síntesis del pasado y situación actual de la energía nuclear en España

La euforia de los pioneros llegó tempranamente a España con la creación en 1951 de la Junta de Energía Nuclear. La Administración del momento y la industria eléctrica también reaccionaron de forma muy positiva y en el año 1972 ya disponía el país de las tres centrales de la primera generación. A través de las autorizaciones, el Ministerio de Industria fomentaba la participación nacional, que se medía de forma normada y alcanzó valores considerables, lo que unido a la gran demanda de energía eléctrica de la época engendró en los responsables la idea de crear un fabricante nacional de sistemas nucleares; con tal propósito se crearon Equipos Nucleares S.A., ENSA, y la Empresa Nacional del Uranio, ENUSA. La creación del Consejo de Seguridad Nuclear por la *Ley 15/1980* fue también un signo del optimismo nuclear.

El Plan energético de 1983 dio al traste con el optimismo y los planes de la época anterior. Cuando el partido socialista llegó al Gobierno en 1982 había en España cinco unidades en construcción. Lemoniz estaba intervenida y paralizada a causa de las actividades terroristas; se había iniciado la construcción de Vandellós 2 y Trillo 1; las dos unidades de Valdecaballeros estaban también muy avanzadas y la segunda unidad de Trillo en proyecto. El programa electoral del PSOE limitaba a 7,9 GWe la potencia nuclear del país, lo que suponía cancelar la autorización de construcción de, al menos, cuatro unidades.

El Gobierno, a través del Ministerio de Industria, hizo todo lo posible para encontrar razones de seguridad que justificasen la cancelación. No se encontró ni razón ni motivo de seguridad que aconsejasen la cancelación de ninguna de las autorizaciones vigentes, por lo que el Gobierno se vio obligado a cancelar las autorizaciones por "razones económicas". También se decidió que el ciclo del combustible fuese abierto en lugar de cerrado, lo que complicó la gestión del combustible gastado. Esta cancelación de autorizaciones, que no pudo ser basada en razones de seguridad, daba a los propietarios el derecho a ser compensados por la inversión ya realizada, circunstancia que saldó el Gobierno creando un canon en la tarifa eléctrica.

> "El Plan energético de 1983 dio al traste con el optimismo y los planes de la época anterior y la decisión de cancelar la construcción de cinco unidades nucleares inició el estancamiento de la energía nuclear en España."

La decisión inició la decadencia de la energía nuclear en España. Ensa ha podido sobrevivir diversificando su producción, construyendo generadores de vapor de reemplazo y para la exportación; las empresas de ingeniería, que habían creado cuadros técnicos de diseño muy capaces, se han tenido que limitar a suministrar servicios a las centrales en explotación, tanto nacionales como en el extranjero; los departamentos y cátedras nucleares de las universidades perdieron sus alumnos y gran parte de sus programas de investigación. Enusa y Tecnatom vieron limitadas sus actividades a suministrar combustible y servicios a un parque nuclear congelado, aunque han sido capaces de exportar bienes y servicios, y las empresas eléctricas han perdido naturalmente su interés por nuevos proyectos nucleares.

Las decisiones antinucleares se completan con la sustitución de la antigua Junta de Energía Nuclear por el actual Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas, Ciemat. Se mantiene un departamento de Fisión Nuclear, pero el énfasis reside en el desarrollo de energías renovables, en los combustibles fósiles y en el medio ambiente. Se decide también el cese del reactor de investigación JEN-1 y la clausura de las celdas calientes anexas, que eran las dos instalaciones de investigación nuclear de mayor envergadura. El Gobierno crea en 1984 la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, ENRESA. En los planes generales de residuos radiactivos, que ha de elaborar periódicamente esta institución, no se prevén aumentos en el parque nuclear y se limita la vida de las centrales nucleares a 40 años.

En el programa electoral 2004, el PSOE prometió establecer un plan de cese de las centrales nucleares españolas. En la Mesa de diálogo, creada en noviembre por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, se pusieron de manifiesto los inconvenientes de establecer un programa de cese y las ventajas de incrementar la vida de las centrales más allá de cuarenta años, e incluso las ventajas de introducir nuevos proyectos nucleares. La Mesa finalizó sus deliberaciones el pasado 17 de mayo y el Presidente concluyó que el cese de las centrales nucleares debería ir precedido de un programa adecuado de reposición. Sin embargo, en la sesión parlamentaria sobre el *Estado de la nación*, mayo de 2006, el presidente del Gobierno se ha limitado a decir que se establecerá un plan de cierre de las centrales nucleares antes de que finalice la presente legislatura.

4. Fuentes mayores disponibles para generar energía eléctrica en España

Para poder contemplar de forma realista el futuro potencial de la energía nuclear en España, es preciso analizar las previsiones del Gobierno en lo que se refiere a la generación de energía eléctrica. La matriz actual incluye: la

Tabla 1. Participación de las fuentes de generación de energía eléctrica en 2005.

Fuente	Energía (TWh/año)	%
Nuclear	57,539	20,6
Térmica fósil	181,682	65,2
Renovables	39,332	14,2
Totales	278,553	100,0

energía térmica de la combustión del carbón, petróleo y gas natural, la energía de la fisión del uranio y las energías renovables -cinética del viento y potencial del agua-, con la participación en el año 2005 que se indica de forma resumida en la tabla 1.

Por el momento, parece que el propósito del Gobierno, de los partidos políticos y de las empresas es continuar con la energía térmica de los combustibles fósiles, aún incumpliendo los requisitos de Kyoto; aumentar la participación de las energías renovables, principalmente la energía eólica, e incluso sustituir la energía nuclear ahora en explotación por energías renovables en la medida que sea posible. Para ello se han tomado medidas precisas.

Bajo el gobierno del Partido Popular se promulga la *Ley 54/1997*, de 27 de noviembre, por la que se regula el sector eléctrico y comienza el régimen de liberalización patrocinado por la Unión Europea; se redacta el *Plan de fomento de las energías renovables en España* 2000-2010, PER, que se revisa al alza en agosto de 2005 cubriendo el quinquenio 2005-2010. La revisión pretende mantener el compromiso original de cubrir con energías renovables al menos el 12% de la demanda total de energía primaria en el año 2010, de modo que el 29,4% de la generación de energía eléctrica provenga de energías renovables. Se propone que el incremento más sustancial corresponda a la energía eólica, con una potencia instalada de 20 GW, capaz de producir en dicho año 45,5 TWh y a la biomasa, con una potencia instalada superior a 4 GW, capaz de producir cerca de 30 TWh/año, aunque neutra para Kyoto. En el año 2010 se pretende que la potencia total instalada en renovables sea de 42,5 GW, que generarán 102,3 TWh, el 30,3% de la demanda total (337,4 TWh) prevista en dicho año.

El PER reconoce que el programa propuesto para las energías renovables requiere ayudas públicas, tanto a la inversión como a la producción, circunstancia regulada por el *Real Decreto 436/2004*, por el que se establece la metodología para la actualización y sistematización del régimen jurídico y económico de la actividad de producción de energía eléctrica en régimen especial.

Se observa que las primas a la producción por energías renovables representan una fracción significativa de la tarifa eléctrica, se pretende además que se mantengan en el periodo de referencia. El importe total de las primas a la producción previstas para el periodo 2005-2010 asciende a 4.956 millones de euros, de los que más de la mitad corresponden a la energía eólica. Al final del periodo, en el año 2010, las primas previstas alcanzarán 1.828 millones de euros, lo que supondrá una carga mantenida intolerable; de hecho el PER reconoce que la aplicación de la política actual de primas supondrá un incremento anual constante de la tarifa eléctrica en el entorno del 0,6%.

El PER incluye un pequeño apartado sobre el impacto ambiental, pero sólo para indicar que durante el periodo de referencia las energías renovables habrán evitado 77 millones de toneladas de CO_2 cuando se toma como referencia la combustión del gas en ciclos combinados. El PER no analiza los impactos ambientales de las distintas fuentes de energías renovables, ni tampoco considera las dificultades técnicas asociadas con la intermitencia de la energía eólica y solar. El PER no reconoce de forma explícita que los recursos renovables para la producción de energía eléctrica tienen techos tecnológicos y económicos muy inferiores a los recursos naturales.

5. Visión razonada sobre la participación de la energía nuclear en la demanda de energía eléctrica en el año 2030

Se puede dar por hecho que la matriz energética para el año 2010 contendrá tres componentes esenciales: 1) las energías renovables previstas en el PER, 2) la energía nuclear del parque actual, suponiendo que no se consolide la idea del cese de las centrales nucleares y 3) la energía térmica procedente de la combustión del carbón y del gas natural. Existen varias previsiones sobre la demanda de energía eléctrica en España en el año 2010. El PER lo eleva hasta 337 TWh/año, mientras que Red Eléctrica lo limita a 275 TWh/año, en información suministrada a la Mesa de diálogo. Tomando ambas predicciones, la cobertura de la demanda en 2010 podría llevarse a cabo cómo se especifica, a grosso modo, en la tabla 2. Se observa que, a pesar del notable incremento de las energías renovables, la participación de la energía térmica fósil sigue siendo prioritaria y se encontrarán dificultades para satisfacer los requisitos de Kyoto.

5.1 Previsión indicativa para el año 2030

La extrapolación al año 2030 es más incierta. En el documento, *Empleo y promoción de energías renovables*, elaborado por UGT con el patrocinio del Fondo Social Europeo y la Fundación Biodiversidad, se especula acerca de la evolución de la demanda de energía eléctrica

Tabla 2. Previsión de la cobertura de la demanda de energía eléctrica en 2010 para las previsiones del PER y las de Red Eléctrica.

Fuente	Energía (TWh/año)	%	Energía (TWh/año)	%
Térmica fósil	175	52	113	41
Nuclear	60	18	60	22
Renovables	102	30	102	37
Totales	337		275	

en España en 2030. Se consideran tres escenarios. El escenario optimista supone una demanda de 520 TWh/año; el intermedio 440 TWh/año y el pesimista 360 TWh/año. Se considerarán los tres casos propuestos.

Para establecer la matriz energética de dicho año, se establecen las siguientes hipótesis:

1) Deben ser consideradas todas las tecnologías que sean capaces de generar energía eléctrica: las consolidadas, las que se encuentren en desarrollo avanzado y las futuras que parezcan razonables. Aquellas tecnologías que hayan alcanzado el nivel comercial a gran escala no deberían recibir primas a la producción.

2) La participación de cada una de las tecnologías posibles debe ser tal que el conjunto resulte óptimo desde el punto de visto económico, estratégico y operativo.

3) El impacto ambiental del conjunto debe ser el mínimo posible.

4) La aceptación social de cada tecnología debe ser la máxima posible.

5) Debe invertirse de forma razonable en investigación, desarrollo e innovación, en consonancia con el desarrollo científico y técnico del país, en aquellas tecnologías energéticas que sean más prometedoras.

La aplicación de los principios anteriores sugiere que un aumento racional y moderado de la potencia eléctrica nuclear, junto con la contribución máxima posible de las energías renovables y la disminución correspondiente de la potencia de las centrales térmicas de combustión podría satisfacer todos y cada uno de los principios que antes se exponen. En especial, se reduciría de forma considerable la dependencia energética y tecnológica del exterior, se ayudaría a satisfacer los requisitos de Kyoto y se utilizarían más recursos humanos y tecnologías propias. No se ignoran las dificultades de la propuesta que se justifica seguidamente.

> "En el año 2030, se habrán perfeccionado las tecnologías asociadas a las energías renovables, pero no se habrá podido resolver el uso exagerado del territorio, y la intermitencia de las energías eólica y solar sólo se habrá podido resolver mediante sistemas híbridos, también intensivos en territorio y en capital."

5.2 Hipótesis sobre la participación de la energía nuclear

Se espera que no se decrete el cese de las centrales nucleares del parque actual y que, siguiendo la práctica de otros países industrializados, la vida de las centrales nucleares pueda llegar hasta 60 años con seguridad y buenos rendimientos económicos. De esta forma, la contribución de la energía nuclear actual a la cobertura de la demanda continuaría siendo cercana a 60 TWh/año.

Se encuentra viable desde el punto de vista técnico y económico y por ello se propone que se construyan nuevas centrales nucleares, de forma prudente y escalonada. Se trataría de reactores evolutivos de la generación III+, de gran potencia unitaria (≥1,5 GWe); de tecnología probada, con reactor de agua a presión o de agua en ebullición; contratados de forma que se consiga la máxima participación nacional en su diseño, fabricación de componentes, construcción, puesta en servicio y explotación. Se podrían reconsiderar los emplazamientos de Valdecaballeros, Lemoniz, Vandellós y Zorita. El número total de unidades a construir con entrada en servicio antes del 2030 no debería ser inferior a seis, con una potencia total no inferior a 8,0 GWe, capaces de generar 60 TWh/año en 2030. En el caso de que el desarrollo de las energías renovables encuentre dificultades técnicas o económicas, se podrían suplir con unidades nucleares adicionales.

5.3 Hipótesis sobre la participación de las energías renovables

Se da por hecho que será posible alcanzar las previsiones del PER para 2010 y tal vez duplicarlas en 2030 con avances en la energía eólica marina, el desarrollo de nuevos parques eólicos hibridados con estaciones hidráulicas y una mayor utilización doméstica de la energía solar a través del Código de la edificación. Se estima que de esta forma se podría cubrir una demanda de energía eléctrica de hasta 200 TWh/año a partir de las energías renovables, sin modificar la red de distribución, pero a un coste elevado, tal vez inaceptable a gran escala. Sólo en energía eólica, el territorio ocupado sería del 2 al 3% del territorio nacional, lo que supondría un impacto ambiental considerable. En todo caso, la introducción de las energías renovables se debería hacer de forma paulatina y prudente, evaluando con precisión sus limitaciones tecnológicas, su coste y el correspondiente impacto sobre el medio ambiente.

5.4 Hipótesis sobre la participación de la energía de la combustión de materiales fósiles

Las centrales térmicas de carbón, fuel/gas y ciclo combinado que están en explotación, y las de ciclo combinado en construcción, deberán ajustar su producción de modo que se dé preferencia a la explotación de las centrales nucleares, que habrán de funcionar en base, y a las energías renovables cuando puedan funcionar en régimen directo, siempre que su producción pueda acomodarse a la red de distribución, aunque siempre será preferible la hibridación, antes expuesta. La disminución de la contribución de la energía térmica de la combustión se acomodará al calendario de la puesta en servicio de las instalaciones nucleares y renovables.

5.5 Previsión indicativa para el año 2030

Con las hipótesis anteriores, en el año de referencia, 2030, la distribución de las distintas fuentes podría ser la indicada en la tabla 3 para cada una de las demandas que se sugieren en el estudio de UGT. Se observa que para una demanda optimista la participación de la energía de la combustión se mantendría elevada y que sólo para la demanda más pesimista tal contribución sería testimonial. Sin embargo, en este último caso, la elevada participación de las energías renovables exigiría un elevado grado de hibridación, lo que haría más rentable la incorporación de potencia nuclear adicional.

La previsión indicativa que se visualiza ofrece las siguientes ventajas:

1) Reintroduce de forma prudente la energía nuclear; duplica la contribución de las energías renovables prevista para 2010 en el PER, y disminuye paulatinamente la contribución de los combustibles fósiles, con alivio en la dependencia energética del país y reducción de la emisión de los gases de efecto invernadero.

2) La construcción de seis unidades nucleares en 22 años, de forma paulatina y con la mayor participación nacional, supondrá el resurgimiento y mantenimiento de una industria nacional de ingeniería, fabricación de bienes de equipo, servicios, educación y formación e investigación que permitirá elevar el nivel científico y tecnológico, preparando el país para la etapa de la sostenibilidad nuclear.

> "El Plan de fomento de las energías renovables no reconoce de forma explícita que los recursos renovables para la producción de energía eléctrica tienen techos tecnológicos y económicos muy inferiores a los recursos naturales."

3) El desarrollo paulatino y prudente de las distintas energías renovables permitirá conocer y prever los problemas tecnológicos asociados, estimar los impactos medioambientales, verificar la economía de los distintos sistemas y determinar el techo práctico de los recursos disponibles.

4) La disminución progresiva de las tecnologías térmicas asociadas a la combustión evitará el vertido a la atmósfera de cantidades significativas de gases de invernadero. Al final del periodo, en el año 2030, la energía nuclear habría evitado más de 70 millones y las energías renovables más de 100 millones de toneladas de CO_2 con respecto a los ciclos combinados.

5) La sustitución de tecnologías, equipos y combustibles totalmente foráneas asociadas a los ciclos combinados por tecnologías propias, o en vías de desarrollo, de las energías renovables, y por la mayor participación tecnológica en el diseño, construcción, fabricación de bienes de equipo, servicios y suministro de combustible de la energía nuclear, reduciría de forma significativa la dependencia del exterior y mejoraría su estructura.

6. Inconvenientes asociados a la participación de la energía nuclear en la previsión indicativa

Los inconvenientes fundamentales de cualquier desarrollo de la energía nuclear residen en las características específicas de la energía nuclear, entre otras: ser intensiva en capital, intelecto y energía, así como en sus implicaciones éticas relacionadas con: la seguridad, la gestión de residuos radiactivos y el control de las sustancias de naturaleza estratégica.

6.1 El régimen económico

Las centrales nucleares son intensivas en capital. La Agencia de Energía Nuclear de la OECD y la Agencia Internacional de la Energía realizan periódicamente análisis de los costes de generación de energía eléctrica en los distintos países miembros tomando como base los datos oficiales suministrados por las autoridades nacionales.

Tabla 3. Previsión indicativa de la cobertura de la demanda en 2030, para la hipótesis optimista, media y pesimista.

Fuente	Energía (TWh/año)	%	Energía (TWh/año)	%	Energía (TWh/año)	%
Nuclear	120	23	120	27	120	33
Renovables	200	39	200	46	200	56
Combustión	200	38	120	27	40	11
Totales	520		440		360	

Tabla 4. Costes comparativos de las distintas opciones de generación eléctrica.

Opción	Coste de la inversión (US$/KWe)	Coste de la generación (US$/MWh) al 5%	Coste de la generación (US$/MWh) al 10%
Nuclear	1000-2000	21-31	30-50
Renovables	1000-1500	25-50	35-60
Combustión	400-800	37-60	40-63
Totales	1000-2000	35-95	45-140

Del último de esos análisis: *Projected Costs of Generating Electricity. 2005 Update* se han tomado los resultados que se indican en la tabla 4.

Se deduce que: 1) en cuanto a la inversión, las opciones más caras son la nuclear, el carbón y la eólica, mientras que la opción del gas es notoriamente la más barata; además, la opción nuclear es más sensible que ninguna otra opción al riesgo financiero; 2) con respecto al coste de generación, la opción eólica es notoriamente la más cara, seguida por el gas; mientras que la opción nuclear es notoriamente más barata, seguida de cerca por el carbón; 3) desde el punto de vista del coste del combustible, cuando es aplicable el concepto, la opción nuclear es notoriamente la más favorable, mientras que el gas se encuentra en el extremo opuesto; además el coste del combustible nuclear es tradicionalmente más estable y menos significativo, mientras que las fluctuaciones de los precios de los combustibles fósiles son impredecibles; 4) ninguna opción tiene claras ventajas en todos sus aspectos, por ello el informe reconoce que todas ellas tienen su oportunidad y recomienda que los países de la OECD analicen con detalle la situación específica y decidan sobre una combinación óptima de las tecnologías disponibles.

6.2 La gestión del conocimiento

La energía nuclear es intensiva en intelecto. Las organizaciones internacionales, en especial el Organismo Internacional de la Energía Atómica y la Agencia de Energía Nuclear de la OECD han mostrado su preocupación por la educación y formación en materia de energía nuclear a todos los niveles. En la Conferencia General del OIEA de 2002 se aprobó una resolución sobre conocimientos nucleares (GC(46)/RES/11B), que fue reiterada en las conferencias generales sucesivas. También el Grupo INSAG ha mostrado su interés y preocupación por esta materia. Estas iniciativas se han concretado en conferencias internacionales dedicadas a la llamada gestión del conocimiento. La primera de ellas se celebró en Saclay (Francia) en 2004 y otra próxima se celebrará en Viena en 2007.

> "En el momento actual, en lo que respecta a las centrales nucleares, el riesgo percibido por la sociedad es muy elevado, mientras que el riesgo calculado por los expertos es muy remoto."

Sectores responsables en el mundo occidental, y también en España, expresan con frecuencia su preocupación por la falta de interés de los universitarios por los estudios nucleares. Esta situación es la consecuencia lógica de la falta de interés político y empresarial por la energía nuclear. En España, la moratoria nuclear introducida en el Plan Energético Nacional de 1983 originó una desilusión y un desinterés explicable, que crece y se consolida ante los reiterados anuncios de cese de la explotación del parque actual.

La cuestión que se plantea es si esta situación pone en riesgo el desarrollo futuro de la energía nuclear en nuestro país. En España la explotación de las ahora ocho centrales nucleares mantiene una familia muy competente, aunque envejecida, de personal de explotación, expertos en las compañías eléctricas propietarias, fabricantes de equipo, empresas de servicios e ingeniería, muy en especial en Ensa y Tecnatom, así como en la empresa nacional del uranio, Enusa, la empresa nacional de residuos, Enresa, y el propio Consejo de Seguridad Nuclear. Cierto es que la investigación nuclear que se realiza en Ciemat es menor que en el pasado, pero en las universidades se mantiene todavía un nivel mínimo suficiente para un relanzamiento de la investigación y enseñanzas nucleares, si ello fuese necesario. Por ello sería conveniente decidir cuanto antes la construcción de nuevas centrales nucleares.

6.3 La radiofobia social y la seguridad de las centrales nucleares

Las centrales nucleares generan y almacenan nucleidos radiactivos cuyas radiaciones son tóxicas si entrasen en contacto con el ser humano o los seres vivos, pero tal peligro es muy remoto. La radiofobia social nace del desconocimiento y de la propaganda antinuclear y es mantenida por las decisiones políticas contrarias, como ocurre en España. La experiencia demuestra que cuando existe voluntad política, la información pública es satisfactoria y el público es adecuadamente escuchado, la radiofobia disminuye, como ha ocurrido en Finlandia.

La Mesa de diálogo sobre la evolución de la energía nuclear en España consideró la información y participación del público en su

segunda sesión temática. Se reconoció el derecho de la sociedad a ser informada sobre las cuestiones nucleares y a participar en las decisiones socialmente sensibles y se formularon recomendaciones para introducir tales derechos en el marco jurídico nacional. Se reconoció también que un sistema de información y participación del público sólo puede ser efectivo si existe un elevado grado de empatía entre los que informan y deciden y los que son informados y participan. Los primeros tienen el deber de ponerse en la mente de los otros, y éstos en mantener una actitud abierta y participativa. El dogmatismo antinuclear ha hecho fracasar serios intentos en otros países. En España, la oposición a ultranza que mantienen algunas organizaciones ecologistas y algunos partidos políticos debe cambiar. No es aceptable celebrar en las plazas públicas el cese de las centrales nucleares, ni encaramarse con riesgo para la propia vida al recinto de contención para instalar pancartas antinucleares.

Se reconoce que es especialmente difícil transmitir a la sociedad el concepto de *riesgo nuclear* y de *seguridad nuclear*. Los conceptos anteriores pueden ser cuantificados; de esta forma se introduce el concepto de *riesgo calculado*. Sin embargo, en su quehacer cotidiano, el ser humano no cuantifica los riesgos que le rodean, simplemente los percibe, y actúa en consecuencia. La percepción es una sensación interior que resulta de una impresión material hecha en los sentidos; por tanto, es imprecisa y subjetiva. Se introduce así el concepto de *riesgo percibido*, como contrapunto del riesgo calculado por los expertos.

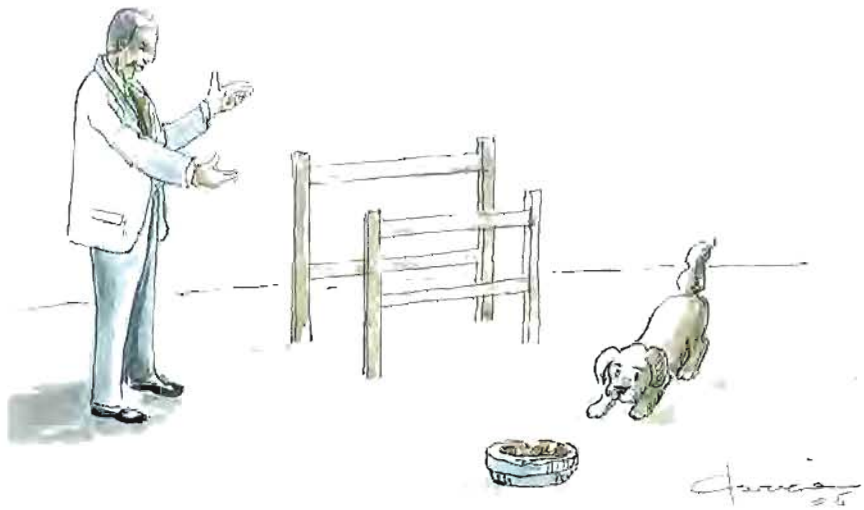


Figura 2. En la época de la radiofobia y el estancamiento, las empresas eléctricas, a causa del rechazo social, los requisitos de la regulación y la falta de decisión política, prefieren no pasar las barreras nucleares y alimentarse de los ciclos combinados y las energías renovables.

En el momento actual, en lo que respecta a las centrales nucleares, el riesgo percibido por la sociedad es muy elevado, mientras que el riesgo calculado por los expertos es muy remoto. Lo importante es admitir que ambos son válidos, que es preciso tenerlos en cuenta y que deben ser mutuamente discutidos a fin de tomar decisiones sensatas y no renunciar, sin razonar, a los beneficios económicos y medioambientales de la energía nuclear.

Para cuantificar el riesgo se pueden utilizar la aproximación determinista o la más moderna metodología probabilista, que aparece en los Estados Unidos en el año 1975 en el célebre documento *Reactor Safety Study*.

La bondad de la aproximación determinista puede ser cuantificada mediante métodos actuariales. En los países que pertenecen a la Agencia de Energía Nuclear de la OECD existen en explotación 294 reactores nucleares de agua a presión o de agua en ebullición diseñados por empresas de los Estados Unidos, Francia y Alemania, cuyas características y niveles de seguridad son muy homogéneos. El tiempo acumulado de explotación de estos reactores es cercano a diez mil reactor-año. Hasta ahora, en esa población de reactores se ha producido un solo accidente con deterioro del núcleo, el accidente

Tabla 5. Índices de seguridad obtenidos en los estudios probabilistas de seguridad de las centrales nucleares españolas.

Central	Potencia (MWt)	Año de operación	FEDN[1] (a^{-1})	FETS[2] (a^{-1})
Santa María de Garoña	1381	1971	1,89E-06	5,26E-7
Almaraz I y II	2739	1982 y 1984	5,12E-06	3,76E-7
Ascó I y II	2941	1985 y 1986	2,92E-05	6,40E-7
Cofrentes	3237	1985	1,27E-06	7,04E-9
Vandellós 2	2941	1988	3,51E-05	3,96E-7
Trillo	3010	1988	3,86E-06	1,72E-7

[1] FEDN, frecuencia esperada, por reactor y año, de las secuencias accidentales con daño al núcleo.
[2] FETS, frecuencia esperada, por reactor y año, de secuencias accidentales con liberación temprana y significativa de productos radiactivos.

Tabla 6. Equivalente energético específico y masa de residuos generados por unidad de energía generada de distintos combustibles.

Tipo de combustible	Equivalente energético (J/Kg)	Producción de residuos (Kg/TWh)
Nuclear	$76{,}9 \cdot 10^{12}$	117
Carbón	$29{,}6 \cdot 10^{6}$	$446 \cdot 10^{6}$
Gas	$61{,}0 \cdot 10^{6}$	$216 \cdot 10^{6}$
Fuel	$46{,}8 \cdot 10^{6}$	$282 \cdot 10^{6}$

de TMI-2, aunque sin consecuencias radiológicas exteriores.

Se concluye, por tanto, que hasta el presente la frecuencia de tales accidentes ha sido de uno por cada diez mil reactor-año de operación acumulada, lo que supone una contribución individual de 3,40E-07 por reactor y año. Las ocho centrales en explotación que funcionan en España suponen un riesgo total de 2,72E-06 por año; si su vida fuese de 60 años, el riesgo acumulado sería de 1,63E-04, menos de dos accidentes en diez mil años. Se estima que este valor puede ser aceptado por la sociedad. Por otro lado, el riesgo de accidentes con liberación de productos radiactivos es, al menos, 10 veces inferior, lo que también puede ser aceptado por la sociedad. Se hace observar que, a causa del escaso número de sucesos accidentales que han ocurrido, los valores obtenidos tienen intervalos de confianza comparables con los propios valores, que son por ello sólo testimoniales e indicativos.

Siguiendo el interés internacional sobre los análisis probabilistas de seguridad, en 1986 el Consejo de Seguridad Nuclear estableció el llamado *Programa integrado de realización y utilización de los análisis probabilistas de seguridad*, que fue reeditado y ampliado en 1998. El programa pretendía que todas las centrales nucleares españolas realizasen estudios probabilistas de seguridad de forma sucesiva y con amplitud creciente. Los resultados obtenidos revelan que las centrales españolas tienen el mismo nivel de seguridad que las centrales de otros países occidentales. Tales resultados, aceptados por el Consejo de Seguridad Nuclear, se indican en la tabla 5.

Se observa que los valores obtenidos para la frecuencia esperada de daño al núcleo son inferiores a 1,00E-04 por año, equivalente a un caso por cada diez mil años de operación, recomendado en INSAG-8, *A Common Basis for Judging the Safety of Nuclear Power Plants Built to Earlier Standards*, para las centrales de las primeras generaciones. Mientras que los valores de la frecuencia esperada de una liberación temprana y significativa de productos radiactivos son inferiores a 1,00E-05 por año, equivalente a un caso cada cien mil años de operación, también recomendado en al mencionado documento.

En INSAG-5, *The Safety of Nuclear Power*, se considera el impacto sobre la seguridad global del potencial aumento del parque nuclear mundial. Se mantiene que la frecuencia esperada de secuencias accidentales con daño al núcleo no debe ser superior, en todo el mundo, a una vez por siglo, mientras que la frecuencia esperada de emisiones tempranas y significativas no debe ser superior a una vez por milenio. Este requisito supone que el nivel de seguridad de las centrales nuevas debe mejorar en al menos un factor diez. Desde el punto de vista técnico ha sido posible conseguir tales valores y justificarlos mediante análisis probabilistas de seguridad.

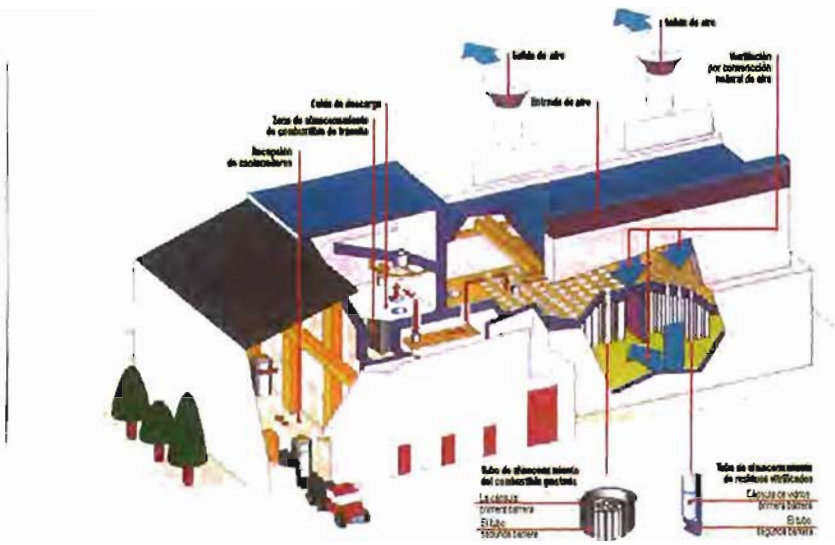


Figura 3. Modelo conceptual del Almacén Temporal Centralizado (ATC), tipo bóvedas, para el combustible gastado, propuesto por Enresa en el Sexto Plan General de Residuos Radiactivos. Cortesía de ENRESA.

6.4 La gestión de los residuos radiactivos

No haber resuelto la gestión definitiva de los residuos radiactivos de elevada actividad específica y vida larga es la mayor acusación que se formula contra la energía nuclear. No se encuentran razones sólidas que lo justifiquen. En primer lugar, conviene reconocer la escasa cantidad de residuos que se generan. En la tabla 6 se indica la energía específica de los distintos tipos de combustibles, y la correspondiente generación de residuos, de donde se deduce la superioridad del uranio.

La masa de los productos radiactivos de fisión no pude ser superior a la masa del uranio que se consume. La masa de los actínidos que se generan no puede ser superior a 1,5 veces la masa de uranio que se consume, por lo que

la masa de todos los nucleidos que se generan en el proceso, por unidad de energía generada, se limita a 2,5 veces la masa del uranio que se consume. Por su parte, en el proceso de la combustión, cada átomo de carbono se combina con dos átomos de oxígeno, de modo que la cantidad de CO_2 es 3,67 veces mayor que la cantidad de carbono que entra en combustión. Por ello, los residuos de la fisión pueden ser fácilmente recogidos y guardados, mientras que los residuos de la combustión han de ser vertidos al medio ambiente, perturbando la termodinámica atmosférica fuera del control humano.

El almacenamiento temporal del combustible gastado que ha propuesto Enresa en el *Sexto Plan general de residuos radiactivos*, y que ha sido bien acogido por la Mesa de diálogo, es una solución intermedia aceptable que ofrece ventajas considerables, entre las que cabe señalar:

1) Introduce un necesario compás de espera que permite la consideración y evaluación profunda de las tecnologías que se desarrollen para la gestión definitiva de los residuos de elevada actividad y vida larga.

2) Permite tomar decisiones meditadas con respecto a mantener un ciclo de combustible abierto o decidir sobre un ciclo cerrado, que se limite a la separación del combustible útil o incluya además la separación de los actínidos y su transmutación.

3) Reduce de forma efectiva la carga térmica del combustible gastado y la actividad de los nucleidos de vida media, tales como el cesio-137 y el estroncio-90, facilitando cualquier manipulación posterior.

Hasta tanto no se aclare la situación internacional, no se encuentra prudente el almacenamiento geológico profundo del combustible gastado. Lo más lógico es seguir el modelo francés y declarar que el combustible gastado no es un residuo, sino un producto radiactivo valioso, del que se pueden extraer nuevos combustibles nucleares e isótopos radiactivos de interés industrial. Esta definición es compatible con la definición de producto radiactivo que se incluye en la *Ley 25/1964*, modificada.

Además, desde el punto de vista técnico, el almacenamiento geológico profundo del combustible gastado, de gran complejidad química, con elementos metálicos de gran actividad química y radiactiva, en ambientes geológicos generalmente oxidantes, introduce serias dudas sobre su comportamiento a largo plazo, incluso en estructuras geológicas estables. Por otro lado, resulta predecible, a causa de su gran estabilidad, el comportamiento a largo plazo de los residuos vitrificados procedentes de la reelaboración del combustible. Basta observar que en las rocas naturales predominan los silicatos, carbonatos y óxidos, y sólo se encuentran libres los metales nobles.

6.5 El control de los materiales estratégicos

El carácter proliferante de la energía nuclear es otro de los inconvenientes de la energía nuclear. Pero éste es un problema internacional y no afecta directamente a los países firmantes del Tratado de No-proliferación nuclear que aceptan las salvaguardias del Organismo Internacional de Energía Atómica, OIEA, como es el caso de España. Para controlar el uso bélico de los materiales nucleares estratégicos se creó el Organismo Internacional de Energía Atómica. Sin embargo, el descubrimiento de un programa clandestino de desarrollo de armamento nuclear en Irak puso de manifiesto la necesidad de contar con garantías que también cubriesen los materiales e instalaciones no declaradas. A tal fin, el Organismo puso en práctica un Protocolo Adicional que fue ratificado por los Estados en 1997, basado en el concepto de incluir en los protocolos de aceptación todas las instalaciones nucleares de los países, lo que se estima satisfactorio.

El efecto más importante del carácter proliferante de la tecnología nuclear actual ha sido la decisión del presidente Carter en los Estados Unidos de prescindir de la reelaboración del combustible en dicho país, declarando que el ciclo del combustible nuclear había de ser abierto. Esta decisión no fue seguida en Francia, donde continúa en funcionamiento la planta de La Hague, ni ha sido aceptada en otros países, especialmente en Japón. Sin embargo, en España, el Plan energético del año 1983 declaró abierto el ciclo del combustible y prohibió la reelaboración.

El mantenimiento de este criterio tendrá dos efectos negativos sobre cualquier desarrollo nuclear venidero. En primer lugar, los elementos combustibles irradiados serán considerados residuos radiactivos, lo que aumentará considerablemente el volumen de los residuos de elevada actividad y vida larga y se traducirá en requerimientos más estrictos sobre los almacenamientos geológicos profundos. En segundo lugar, se despreciará el combustible no quemado y el generado por activación, lo que reducirá de forma considerable los recursos naturales, con repercusiones en el precio del combustible nuclear.

7. Instrumentos legales y actividades reguladas necesarias para reintroducir la energía nuclear en España

Para poder materializar la componente nuclear de la previsión indicativa, sería necesario que se considerasen los instrumentos legales y las actividades reguladas siguientes:

1) Declaración formal del Gobierno en la que se afirme que no se establecerá un programa de cese de la explotación de las centrales nucleares actuales, que no se pondrá un límite temporal ni energético a su funcionamiento y que las centrales podrán funcionar mientras lo hagan con seguridad, de acuerdo con las prescripciones y valoraciones del Consejo de Seguridad Nuclear.

2) Desarrollo por parte del Consejo de Seguridad Nuclear, toman-

do como base las recomendaciones del Organismo Internacional de Energía Atómica y la experiencia internacional, de un conjunto satisfactorio y completo de instrumentos jurídicos que contemplen las revisiones periódicas de la seguridad de las instalaciones, ahora fijadas cada diez años. Esto permitiría a los titulares establecer programas adecuados de gestión del envejecimiento y facilitaría la continuidad de las autorizaciones de explotación a las centrales nucleares que satisfagan los criterios exigidos.

3) Creación por el Gobierno de una Comisión Nuclear de alto nivel, que incluya expertos muy cualificados en aspectos tales como el mercado eléctrico, la información pública, la economía, la tecnología y la legislación nuclear, entre otros. El primer objetivo de la Comisión Nuclear sería la redacción y justificación de un Plan Nuclear para la introducción de nuevas centrales. Para este fin pueden servir las recomendaciones que sobre este tema elabora el OIEA.

4) Creación por parte del Gobierno de un procedimiento regulado que contemple la información y la participación del público y de los agentes sociales en el Plan Nuclear, que haya elaborado la Comisión Nuclear. Para ello se sugiere tener en cuenta las recomendaciones emitidas al respecto por el Grupo INSAG del OIEA y la experiencia de Finlandia y Francia. Se habrá de entender que el programa de información y participación social sólo servirá para que la Comisión Nuclear informe, escuche y atienda a los agentes sociales y se aclaren cuantas dudas puedan existir, pero en ningún caso se tratará de un referéndum sobre la energía nuclear. Los comités locales de información propuestos por AMAC tendrían aquí una importancia relevante. El Plan Nuclear podría ser modificado como consecuencia del debate público e institucional.

5) Aceptación o modificación por parte del Gobierno del Plan Nuclear que proponga la Comisión y remisión al Congreso de los Diputados y al Senado para su consideración y eventual aprobación.

6) Promulgación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear de un conjunto satisfactorio y completo de instrucciones, normas y guías de seguridad, con base en el conjunto normativo del OIEA y la experiencia internacional, que regulen los requisitos para la solicitud y concesión de las diferentes autorizaciones reglamentarias, de forma que los procesos de autorización no introduzcan de forma innecesaria retrasos en la ubicación, diseño, construcción y explotación de las nuevas unidades.

> "Para conseguir el renacimiento y la consolidación de la energía nuclear en España sólo es necesaria la voluntad política; la creación de un organismo competente y responsable y de un plan promotor, como se ha hecho con eficacia con las energías renovables, y el entusiasmo de la industria eléctrica."

7) Revisión de los Planes Generales de residuos radiactivos con el fin de acomodar el paulatino incremento en la generación de residuos de baja y media actividad y de combustible gastado.

8) Revisión por parte de las empresas eléctricas; empresas de ingeniería y servicios; fabricantes de bienes de equipo y combustible, de las correspondientes participaciones en el Plan Nuclear que se apruebe, de modo que sea óptima la participación nacional en su desarrollo. Revitalización de los departamentos nucleares de las universidades y otros centros de educación y formación, para hacer frente a la demanda de nuevos especialistas nucleares.

9) Establecimiento de un plan de investigación en materia nuclear, coordinado con el Plan Nuclear que se haya aprobado, que cuente con o tenga acceso a instalaciones de gran envergadura, liderado por Ciemat, pero con participación de los institutos y departamentos universitarios y otros centros públicos o privados de investigación, en estrecha colaboración con los programas de investigación de Euratom, de la NEA/OECD, el OIEA e instituciones relevantes de otos países.

10) El desarrollo del Plan Nuclear correspondería a la industria privada, o la industria estatal o a un consorcio de ambas. La elección de emplazamientos habría de tener la aceptación de la población directamente afectada. La Comisión Nuclear vigilaría el cumplimiento del Plan Nuclear dando cuenta al Gobierno, al Congreso de los Diputados y al Senado y al público.

8. Conclusiones

El cambio climático impredecible asociado a los gases de invernadero; la elevada contaminación ambiental que producen los residuos de la combustión; el agotamiento de los recursos del petróleo y del gas natural y la variabilidad de su coste; las limitaciones técnicas y económicas, aun no bien delimitadas, y el impacto ambiental, aún no bien estimado, del uso masivo de las energías renovables, obligan a los gobiernos que estancaron su desarrollo nuclear inicial, como es el caso de España, a reconsiderar la reintroducción de la energía nuclear, primero para superar sin trauma el agotamiento del gas natural y del petróleo y posteriormente para participar en el desarrollo y utilización de la energía nuclear sostenible, ya en desarrollo.

Para conseguirlo sólo es necesaria la voluntad política; la creación de un organismo competente y responsable y de un plan promotor, como se ha hecho con eficacia con las energías renovables; la revisión del marco regulador y despertar el entusiasmo de las compañías eléctricas, de la industria y de las instituciones de enseñanza e investigación.

A. Cortés-Blanco y R. Martínez Lázaro*

Condiciones autorizadas de uso humano en la práctica clínica de los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) comercializados en España

Este artículo detalla las condiciones autorizadas de uso humano en la práctica clínica de los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) comercializados en España.

1. Introducción

La aparición del generador de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) fue un hecho trascendental en el campo de la Medicina Nuclear porque permitió disponer de una profusión de compuestos marcados con tecnecio-99m (^{99m}Tc) que ha continuado hasta nuestros días. Este generador permite obtener ^{99m}Tc mediante un proceso de elución de forma asequible. El ^{99m}Tc es el radionucleido más utilizado en la actualidad, por presentar la energía de imagen ideal, un periodo de semidesintegración corto y ser capaz de unirse a múltiples compuestos (*Croll, 1996*).

Tanto el generador de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) como su eluido, denominado pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio, tienen la consideración legal de medicamentos radiofármacos desde que así se recogió en la *Ley 25/1990, de 20 de diciembre, del Medicamento*. Esto supuso un cambio radical para este tipo de productos, porque quedaban sometidos al cumplimiento de toda la legislación farmacéutica como el resto de los medicamentos, sobre todo por la obligación de someterse a un procedimiento de registro que les facultara para poder ser legalmente comercializados y utilizados (*Cortés-Blanco A, Esteban Gómez J, 2003*).

En España se están comercializando actualmente tres generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) (véase tabla 1). Todos se han sometido a un procedimiento de evaluación y registro previos por parte de las Autoridades Sanitarias con el fin de obtener la autorización sanitaria de comercialización de la Administración. Están expresamente autorizados para unas condiciones de uso concretas recogidas en su Resumen de las Características del Producto o ficha técnica. Estas condiciones

A. Cortés-Blanco es asesora y evaluadora clínica de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios, Subdirección General de Medicamentos de Uso Humano, División de Farmacología y Evaluación Clínica.

R. Martínez Lázaro es experto externo de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios, Subdirección General de Medicamentos de Uso Humano, División de Farmacología y Evaluación Clínica.

Tabla 1. Generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (99Mo/99mTc) comercializados actualmente en España: identificación, composición cuantitativa, periodo de validez y precauciones especiales de conservación.

Denominación del medicamento	Titular de la autorización de comercialización	Nº de registro de AEMPS	Composición cuantitativa de principio activo		Periodo de validez	Precauciones especiales de conservación
			Molibdato (^{99}Mo) de sodio	Pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio		
Drytec	Amersham Health S.A.	65.219	2,5-100 GBq/ generador en fecha y hora de calibración	Variable (*)	Generador: 24 días desde fecha y hora de fabricación. Eluido: 8 horas desde elución	Generador y eluido: Tª<25ºC. No congelar
Ultra-Technekow FM	Tyco Healthcare Spain S.L.	66.374	2.15-43 GBq/ generador en fecha y hora de calibración	Variable (*)	Generador: 9 días desde fecha y hora de calibración. Eluido: 8 horas desde elución.	Generador y eluido: Tª<25ºC. No congelar
ELUMATIC III®	Cis Bio International	66.653	Variable	2 a 20 GBq/ generador en fecha y hora de calibración	Generador: 14 días desde fecha y hora de calibración. Eluido: 10 horas desde elución.	Generador: Tª=15-25ºC Eluido: Tª<25ºC

*La cantidad de solución inyectable de pertecnetato (99mTc) de sodio que pueder ser eluido de un generador en un momento dado, depende de la cantidad de molibdato (99Mo) de sodio presente, del volumen de eluido obtenido, y del intervalo de tiempo transcurrido desde la eludición previa.

son las necesarias para garantizar la seguridad, eficacia y calidad del uso humano de dichos generadores en la práctica clínica, junto con los requisitos específicos derivados de su naturaleza radiactiva.

Este artículo detalla las condiciones autorizadas de uso humano en la práctica clínica de los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) comercializados en España, que se recogen de forma más exhaustiva en su ficha técnica y prospecto. En ninguna forma este artículo hace referencia al uso humano de 1) los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) comercializados en España en condiciones de uso distintas de las autorizadas para la práctica clínica ó 2) generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) no autorizados en España, circunstancias ambas para las que se requiere autorización expresa de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios como autoridad sanitaria competente.

Las condiciones autorizadas de uso en la práctica clínica de estos 3 generadores son muy similares. Por tanto, exponemos aquellas especificaciones comunes recomendando a los profesionales sanitarios consultar la ficha técnica y/o prospecto de cada generador para obtener información específica sobre sus excipientes e instrucciones de uso y manipulación. Estas fichas técnicas están disponibles en la página web de la Agencia Española de Medicamentos y Productos Sanitarios.

2. Qué contienen los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) comercializados en España

Todo generador de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) está compuesto por un radionucleido padre, el molibdeno-99 (^{99}Mo) que se presenta en forma de molibdato (^{99}Mo) de sodio, y un radionucleido hijo que en este caso es el tecnecio-99m (^{99m}Tc) en forma de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio. Estos dos principios activos, el molibdato (^{99}Mo) de sodio y el pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio, están presentes en diferente cuantía para cada generador (véase la tabla 1). Además de estos dos principios activos, todo generador se compone de varios excipientes.

3. Qué es un generador de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) y para qué está autorizado en la práctica clínica en España

Es un generador de radionucleido que se utiliza para obtener solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio por elución. Pertenece al grupo de medicamentos denominadas radiofármacos para diagnóstico.

La solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio obtenida de los generadores comercializados en España está autorizada para:

1.- El marcaje de diferentes compuestos transportadores comercializados como equipos.

2.- La administración directa a los pacientes para las indicaciones clínicas y procedimientos diagnósticos que aparecen en la tabla 2.

4. Antes de usar la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio en la práctica clínica

No debe usarse la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio, en pacientes con alergia (hipersensibilidad) al molibdato (^{99}Mo) de sodio, pertecnetato

(^{99m}Tc) de sodio o a cualquiera de los demás componentes del generador del que se ha obtenido.

Hay que tener especial cuidado al utilizar la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio porque su administración al paciente supone la exposición a pequeñas cantidades de radiación. Sin embargo, el médico nuclear que supervisa la prueba siempre considerará los posibles riesgos y beneficios.

Uso de otros medicamentos: El paciente debe informar al médico nuclear que supervisa la prueba si está usando o ha usado recientemente otros medicamentos, incluso los adquiridos sin receta. Si está tomando atropina, isoprenalina o analgésicos, éstos pueden influir en la obtención de imágenes abdominales. Si está tomando metrotrexato puede verse influida la obtención de imágenes cerebrales.

Embarazo y lactancia: Toda paciente en edad fértil, embarazada o amamantando a su hijo debe consultar con el médico nuclear que supervisa la prueba antes de

Tabla 2. Generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) comercializados actualmente en España: indicaciones clínicas, vía de administración y posologías autorizadas.

Procedimientos diagnósticos	Vía de administración	Indicación autorizada	Posología autorizada en adultos y ancianos	Periodo de adquisición de imágenes
Gammagrafía tiroidea	Intravenosa	Obtención directa de imágenes y medida de la captación tiroidea para ofrecer información sobre el tamaño, posición, nodulidad y función de la glándula en la enfermedad tiroidea.	18,5 - 80 MBq	20 minutos post-inyección.
Gammagrafía salival	Intravenosa	Evaluación de la función de las glándulas salivales y el estado de su conducto.	40 MBq	Inmediatamente post-inyección y a intervalos regulares de hasta 15 minutos.
Localización de mucosa gástrica ectópica	Intravenosa	Localización de mucosa gástrica ectópica en pacientes con sospecha de divertículo de Meckel.	400 MBq	Inmediatamente post-inyección y a intervalos regulares de hasta 30 minutos.
Gammagrafía cerebral	Intravenosa	Identificación de fisuras en la barrera hematoencefálica producidas por un tumor, infarto, hemorragia o edema, cuando no existen otros métodos disponibles.	370 - 800 MBq	Imágenes secuenciales rápidas en el primer minuto post-inyección. Imágenes estáticas obtenidas 1 a 4 horas más tarde. Deben bloquearse tiroides y plexos coroideos para evitar la captación no específica de tecnecio-99m.
Gammagrafía cardiaca y vascular	Intravenosa	Utilizada junto con un tratamiento previo con un agente reductor para efectuar el marcaje de hematíes con tecnecio-99m (^{99m}Tc) está indicada para: — Angiocardiogammagrafía para: - evaluación de la fracción de eyección ventricular. - evaluación de la motilidad global y regional de la pared cardiaca. - obtención de imágenes de fase miocárdica. — Obtención de imágenes de perfusión de órganos o de anomalías vasculares.	740 - 925 MBq	Los hematíes se marcan *in vivo* o *in vitro* mediante un tratamiento previo con un agente reductor. Imágenes dinámicas en el primer minuto post-inyección, seguidas de imágenes estáticas durante 30 minutos.
Diagnóstico y localización de hemorragia gastrointestinal oculta	Intravenosa	Utilizada junto con un tratamiento previo con un agente reductor para efectuar el marcaje de hematíes con tecnecio-99m (^{99m}Tc) está indicada para el diagnóstico y localización de hemorragia gastrointestinal oculta.	740 - 925 MBq	Los hematíes se marcan *in vivo* o *in vitro* mediante un tratamiento previo con un agente reductor. Imágenes dinámicas en el primer minuto post-inyección, a intervalos apropiados en un periodo máximo de 24 horas.
Gammagrafía del conducto lacrimal	Instilación ocular	Evaluación de la permeabilidad de los conductos lacrimales.	2 - 4 MBq en cada ojo	Imágenes dinámicas durante 2 minutos seguida por imágenes estáticas a intervalos apropiados durante 20 minutos.

que se le administre la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio, porque los procedimientos que requieren la administración de dicha solución realizados a mujeres embarazadas suponen además dosis de radiación para el feto y porque dicha solución se excreta por la leche materna.

Conducción y uso de máquinas: No se han descrito efectos.

5. Cómo usar la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio en la práctica clínica

La solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio es un medicamento que se utiliza para la realización de una prueba diagnóstica, la cual debe realizarse por personal cualificado o preferiblemente bajo la supervisión de un médico nuclear que le indicará al paciente en cada momento las instrucciones a seguir.

La administración de radiofármacos supone un riesgo para otras personas por radiación externa o contaminación por gotas de orina, vómitos, etc. Por tanto, deben adoptarse las precauciones de radioprotección de conformidad con la legislación nacional.

La solución inyectable de pertecnetato (99mTc) de sodio se administra por vía intravenosa u oftálmica dependiendo del tipo de exploración a realizar (véase la tabla 1). La dosis recomendada en adultos es la cantidad necesaria para obtener imágenes suficientemente claras para aportar la información requerida, y varía considerablemente dependiendo de la información clínica requerida y el equipo utilizado (véase tabla 1).

En pacientes menores de 18 años, la dosis puede ajustarse en relación al peso corporal o a las recomendaciones del Grupo de Trabajo en Pediatría de la Asociación Europea de Medicina Nuclear, que calcula la actividad administrada como fracción de la dosis de adultos utilizando los siguientes coeficientes:

3 kg = 0,1	32 kg = 0,65
4 kg = 0,14	34 kg = 0,68
6 kg = 0,19	36 kg = 0,71
8 kg = 0,23	38 kg = 0,73
10 kg = 0,27	40 kg = 0,76
12 kg = 0,32	42 kg = 0,78
14 kg = 0,36	44 kg = 0,80
16 kg = 0,40	46 kg = 0,82
18 kg = 0,44	48 kg = 0,85
20 kg = 0,46	50 kg = 0,88
22 kg = 0,50	52-54 kg = 0,90
24 kg = 0,53	56-58 kg = 0,92
26 kg = 0,56	60-62 kg = 0,96
28 kg = 0,58	64-66 kg = 0,98
30 kg = 0,62	68 kg = 0,99

En niños muy pequeños (hasta un año de edad), se precisa una dosis mínima de 20 MBq (10 MBq en gammagrafía tiroidea) por administración directa, o de 80 MBq para el marcaje de hematíes, con el fin de obtener imágenes de calidad suficiente.

Si se administra al paciente más solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio de la debida, la dosis de radiación que reciba puede reducirse provocando un incremento de la eliminación del radiofármaco del organismo. En ese caso se le recomendará al paciente que beba gran cantidad de líquidos para forzar y aumentar la frecuencia de eliminación de la orina y aumentar la eliminación de las heces. En caso de una sobredosis de hematíes marcados con ^{99m}Tc existen muy pocos tratamientos de apoyo, en caso de que puedan realizarse, ya que la eliminación depende del proceso hemolítico normal.

Sin embargo, una sobredosis es bastante improbable que ocurra puesto que la solución inyectable de pertecnetato de (^{99m}Tc) de sodio es administrada por personal autorizado bajo condiciones de estricto control.

6. Posibles efectos adversos de la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio

Al igual que todos los medicamentos, la solución inyectable de pertecnetato de (^{99m}Tc) de sodio puede tener efectos adversos, aunque no todas las personas los sufran. Se han notificado reacciones alérgicas tras su administración intravenosa como urticaria, edema facial, vasodilatación, prurito, arritmia cardiaca y coma.

La administración de solución inyectable de pertecnetato de (^{99m}Tc) de sodio supone la exposición del paciente a radiaciones ionizantes. En todos los pacientes la exposición a la radiación ionizante debe estar justificada en función del diagnóstico esperado, obtenido recibiendo la mínima dosis posible de radiación. La exposición a la radiación ionizante está vinculada a la inducción de cáncer y a la posibilidad de desarrollar defectos hereditarios. La mayoría de las exploraciones de medicina nuclear proporcionan niveles de radiación (dosis efectiva) inferiores a 20 mSv y la probabilidad de que se produzcan estas reacciones es baja. Después de la administración de la máxima actividad recomendada de este medicamento, la dosis efectiva es de aproximadamente 10,4 mSv.

7. Conservación del generador de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) y de la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio obtenida

Todos los generadores de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) y sus eluidos comparten las siguientes especificaciones:

a) Deben almacenarse conforme a la normativa nacional sobre materiales radiactivos

b) Deben almacenarse en el envase original

c) Tanto los residuos radiactivos como los productos no utilizados o

Tabla 3. Dosimetría de la radiación recibida por los distintos órganos tras la administración al paciente de solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio sin tratamiento previo con un agente bloqueante.

Órgano	Dosis absorbida por unidad de actividad administrada (mGy/MBq)				
	Adulto	15 años	10 años	5 años	1 año
Glándulas adrenales	$3,7 \times 10^{-3}$	$4,7 \times 10^{-3}$	$7,2 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Vejiga	$1,8 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$	$3,0 \times 10^{-2}$	$3,3 \times 10^{-2}$	$6,0 \times 10^{-2}$
Superficies óseas	$5,4 \times 10^{-3}$	$6,6 \times 10^{-3}$	$9,7 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$
Cerebro	$2,0 \times 10^{-3}$	$2,5 \times 10^{-3}$	$4,1 \times 10^{-3}$	$6,6 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$
Mamas	$1,8 \times 10^{-3}$	$2,3 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^{-3}$	$5,6 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$
Vesícula biliar	$7,4 \times 10^{-3}$	$9,9 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$	$3,5 \times 10^{-2}$
Tracto gastrointestinal					
Estómago	$2,6 \times 10^{-2}$	$3,4 \times 10^{-2}$	$4,8 \times 10^{-2}$	$7,8 \times 10^{-2}$	$1,6 \times 10^{-1}$
Intestino delgado	$1,6 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$3,1 \times 10^{-2}$	$4,7 \times 10^{-2}$	$8,2 \times 10^{-2}$
Colon	$4,2 \times 10^{-2}$	$5,4 \times 10^{-2}$	$8,8 \times 10^{-2}$	$1,4 \times 10^{-1}$	$2,7 \times 10^{-1}$
(Intestino grueso ascendente)	$5,7 \times 10^{-2}$	$7,3 \times 10^{-2}$	$1,2 \times 10^{-1}$	$2,0 \times 10^{-1}$	$3,8 \times 10^{-1}$
(Intestino grueso descendente)	$2,1 \times 10^{-2}$	$2,8 \times 10^{-2}$	$4,5 \times 10^{-2}$	$7,2 \times 10^{-2}$	$1,3 \times 10^{-1}$
Corazón	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,0 \times 10^{-3}$	$6,1 \times 10^{-3}$	$9,2 \times 10^{-3}$	$1,7 \times 10^{-2}$
Riñones	$5,0 \times 10^{-3}$	$6,0 \times 10^{-3}$	$8,7 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,1 \times 10^{-2}$
Hígado	$3,8 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$
Pulmones	$2,6 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^{-3}$	$5,1 \times 10^{-3}$	$7,9 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Músculos	$3,2 \times 10^{-3}$	$4,0 \times 10^{-3}$	$6,0 \times 10^{-3}$	$9,0 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-2}$
Esófago	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^{-3}$	$4,7 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Ovarios	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$1,8 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$	$4,5 \times 10^{-2}$
Páncreas	$5,6 \times 10^{-3}$	$7,3 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,6 \times 10^{-2}$	$2,7 \times 10^{-2}$
Médula ósea roja	$3,6 \times 10^{-3}$	$4,5 \times 10^{-3}$	$6,6 \times 10^{-3}$	$9,0 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Glándulas salivales	$9,3 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$2,4 \times 10^{-2}$	$3,9 \times 10^{-2}$
Piel	$1,8 \times 10^{-3}$	$2,2 \times 10^{-2}$	$3,5 \times 10^{-3}$	$5,6 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$
Bazo	$4,3 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,1 \times 10^{-2}$
Testículos	$2,8 \times 10^{-3}$	$3,7 \times 10^{-3}$	$5,8 \times 10^{-3}$	$8,7 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-2}$
Timo	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^{-3}$	$4,7 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Tiroides	$2,2 \times 10^{-2}$	$3,6 \times 10^{-2}$	$5,5 \times 10^{-2}$	$1,2 \times 10^{-1}$	$2,2 \times 10^{-1}$
Útero	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,5 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$	$3,7 \times 10^{-2}$
Resto del organismo	$3,5 \times 10^{-3}$	$4,3 \times 10^{-3}$	$6,4 \times 10^{-3}$	$9,6 \times 10^{-3}$	$1,7 \times 10^{-2}$
Dosis efectiva (mSv/MBq)	$1,3 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$2,6 \times 10^{-2}$	$4,2 \times 10^{-2}$	$7,9 \times 10^{-2}$

Fuente: publicación nº 80 de la ICRP

los envases deben eliminarse conforme a la normativa nacional e internacional vigente.

El periodo de validez y las precauciones especiales de conservación son específicas de cada generador (véase la tabla 1).

8. Información adicional de interés para el personal sanitario

El tecnecio-99m (^{99m}Tc) obtenido del generador decae mediante emisión de radiación gamma con una energía media de 140 keV y un periodo de semidesintegración de 6,02 horas, a tecnecio-99 (^{99}Tc) que, en vista de su prolongado periodo de semidesintegración de $2,13 \times 10^5$ años, puede ser considerado como casi estable.

8.1 Propiedades farmacológicas

No se ha observado actividad farmacológica en el rango de dosis administradas con fines diagnósticos.

El ion pertecnetato tiene una distribución biológica similar a la de los iones de yoduro y perclorato, concentrándose temporalmente en las glándulas salivales, plexos coroideos, estómago (mucosa gástrica) y en la glándula tiroides, de donde se libera en forma intacta. El ion pertecnetato tiende además a concentrarse en áreas con mayor vascularización o con alteración de la permeabilidad vascular, especialmente cuando el tratamiento previo con agentes bloqueantes inhibe la captación en las estructuras glandulares. El tecnecio-99m

Tabla 4. Dosimetría de la radiación recibida por los distintos órganos tras la administración al paciente de solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio tras el tratamiento previo con un agente bloqueante.

Órgano	Dosis absorbida por unidad de actividad administrada (mGy/MBq)				
	Adulto	15 años	10 años	5 años	1 año
Glándulas adrenales	$2,9 \times 10^{-3}$	$3,7 \times 10^{-3}$	$5,6 \times 10^{-3}$	$8,6 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-2}$
Vejiga	$3,0 \times 10^{-2}$	$3,8 \times 10^{-2}$	$4,8 \times 10^{-2}$	$5,0 \times 10^{-2}$	$9,1 \times 10^{-2}$
Superficies óseas	$4,4 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$
Cerebro	$2,0 \times 10^{-3}$	$2,6 \times 10^{-3}$	$4,2 \times 10^{-3}$	$7,1 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$
Mamas	$1,7 \times 10^{-3}$	$2,2 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^{-3}$	$5,2 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$
Vesícula biliar	$3,0 \times 10^{-3}$	$4,2 \times 10^{-3}$	$7,0 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Tracto gastrointestinal					
Estómago	$2,7 \times 10^{-3}$	$3,6 \times 10^{-3}$	$5,9 \times 10^{-3}$	$8,6 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Intestino delgado	$3,5 \times 10^{-3}$	$4,4 \times 10^{-3}$	$6,7 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,8 \times 10^{-2}$
Colon	$3,6 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$	$7,1 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,8 \times 10^{-2}$
(Intestino grueso ascendente)	$3,2 \times 10^{-3}$	$4,3 \times 10^{-3}$	$6,4 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$
(Intestino grueso descendente)	$4,2 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Corazón	$2,7 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^{-3}$	$5,2 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Riñones	$4,4 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$7,7 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Hígado	$2,6 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^{-3}$	$5,3 \times 10^{-3}$	$8,2 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Pulmones	$2,3 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,6 \times 10^{-3}$	$7,4 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Músculos	$2,5 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,7 \times 10^{-3}$	$7,2 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Esófago	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,6 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Ovarios	$4,3 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$7,8 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Páncreas	$3,0 \times 10^{-3}$	$3,9 \times 10^{-3}$	$5,9 \times 10^{-3}$	$9,3 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Médula ósea roja	$2,5 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^{-3}$	$4,9 \times 10^{-3}$	$7,2 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Glándulas salivales	$1,6 \times 10^{-3}$	$2,0 \times 10^{-3}$	$3,2 \times 10^{-3}$	$5,2 \times 10^{-3}$	$9,7 \times 10^{-3}$
Piel	$2,6 \times 10^{-3}$	$3,4 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$8,3 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Bazo	$3,0 \times 10^{-3}$	$4,0 \times 10^{-3}$	$6,0 \times 10^{-3}$	$8,7 \times 10^{-3}$	$1,6 \times 10^{-2}$
Testículos	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,6 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$
Timo	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$5,0 \times 10^{-3}$	$8,4 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$
Tiroides	$6,0 \times 10^{-3}$	$7,3 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,4 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$
Útero	$2,5 \times 10^{-3}$	$3,1 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$	$7,3 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Resto del organismo	$4,2 \times 10^{-3}$	$5,4 \times 10^{-3}$	$7,7 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$

Fuente: publicación nº 80 de la ICRP

(^{99m}Tc) no atraviesa de forma selectiva la barrera hematoencefálica intacta.

Tras su administración intravenosa, el pertecnetato (^{99m}Tc) se distribuye por todo el sistema vascular, del cuál se elimina por tres mecanismos principales que son eliminación rápida por difusión al líquido intersticial, tasa de eliminación intermedia por bombeo iónico y eliminación lenta mediante filtración glomerular en los riñones. La excreción durante las primeras 24 horas despues de la administración es principalmente urinaria (aproximadamente el 25%) y la excreción fecal se produce en las 48 horas siguientes. Aproximadamente el 50% de la actividad administrada se excreta en las primeras 50 horas.

Cuando se inhibe la captación selectiva de pertecnetato (^{99m}Tc) en las estructuras glandulares mediante la administración previa de agentes bloqueantes, la excreción sigue las mismas vías, pero la tasa de aclaramiento renal es mayor.

Cuando se administra pertecnetato (^{99m}Tc) en asociación con un tratamiento previo con agentes reductores, tales como medronato/estaño que producen una "carga de estaño" en los hematíes, hasta aproximadamente el 95% de la actividad administrada es captada por los hematíes donde queda fijada en el interior de las células. El pertecnetato (^{99m}Tc) no fijado es aclarado por los riñones; la radiactividad en el plasma constituye normalmente menos del 5% de la actividad intravascular. La concentración de tecnecio-99m sigue la de los hematíes marcados y la actividad es aclarada muy lentamente. Se cree que se produce una elución mínima de la actividad de los hematíes circulantes.

Tabla 5. Dosimetría de la radiación recibida por los distintos órganos tras la administración al paciente de hematíes marcados con solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio.

Órgano	Dosis absorbida por unidad de actividad administrada (mGy/MBq)				
	Adulto	15 años	10 años	5 años	1 año
Glándulas adrenales	$9,9 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$3,0 \times 10^{-2}$	$5,6 \times 10^{-2}$
Vejiga	$8,5 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,4 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$3,1 \times 10^{-2}$
Superficies óseas	$7,4 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$	$3,6 \times 10^{-2}$	$7,4 \times 10^{-2}$
Cerebro	$3,6 \times 10^{-3}$	$4,6 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$
Mamas	$3,5 \times 10^{-3}$	$4,1 \times 10^{-3}$	$7,0 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Vesícula biliar	$6,5 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$3,0 \times 10^{-2}$
Tracto gastrointestinal					
Estómago	$4,6 \times 10^{-3}$	$5,9 \times 10^{-3}$	$9,7 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$	$2,5 \times 10^{-2}$
Intestino delgado	$3,9 \times 10^{-3}$	$4,9 \times 10^{-3}$	$7,8 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,1 \times 10^{-2}$
Colon	$3,7 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$	$7,5 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$
(Intestino grueso ascendente)	$4,0 \times 10^{-3}$	$5,1 \times 10^{-3}$	$8,0 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$
(Intestino grueso descendente)	$3,4 \times 10^{-3}$	$4,4 \times 10^{-3}$	$6,9 \times 10^{-3}$	$1,0 \times 10^{-2}$	$1,8 \times 10^{-2}$
Corazón	$2,3 \times 10^{-2}$	$2,9 \times 10^{-2}$	$4,3 \times 10^{-2}$	$6,6 \times 10^{-2}$	$1,1 \times 10^{-1}$
Riñones	$1,8 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$	$3,6 \times 10^{-2}$	$5,7 \times 10^{-2}$	$1,1 \times 10^{-1}$
Hígado	$1,3 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$2,9 \times 10^{-2}$	$4,0 \times 10^{-2}$	$7,2 \times 10^{-2}$
Pulmones	$1,8 \times 10^{-2}$	$2,2 \times 10^{-2}$	$3,5 \times 10^{-2}$	$5,6 \times 10^{-2}$	$1,1 \times 10^{-1}$
Músculos	$3,3 \times 10^{-3}$	$4,0 \times 10^{-3}$	$6,1 \times 10^{-3}$	$9,4 \times 10^{-3}$	$1,7 \times 10^{-2}$
Esófago	$6,1 \times 10^{-3}$	$7,0 \times 10^{-3}$	$9,8 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$
Ovarios	$3,7 \times 10^{-3}$	$4,8 \times 10^{-3}$	$7,0 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Páncreas	$6,6 \times 10^{-3}$	$8,1 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$	$3,3 \times 10^{-2}$
Médula ósea roja	$6,1 \times 10^{-3}$	$7,6 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$2,0 \times 10^{-2}$	$3,7 \times 10^{-2}$
Glándulas salivales	$2,0 \times 10^{-3}$	$2,4 \times 10^{-3}$	$3,8 \times 10^{-3}$	$6,2 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$
Piel	$1,4 \times 10^{-2}$	$1,7 \times 10^{-2}$	$2,7 \times 10^{-2}$	$4,3 \times 10^{-2}$	$8,1 \times 10^{-2}$
Bazo	$2,3 \times 10^{-3}$	$3,0 \times 10^{-3}$	$4,4 \times 10^{-3}$	$6,9 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$
Testículos	$6,1 \times 10^{-3}$	$7,0 \times 10^{-3}$	$9,8 \times 10^{-3}$	$1,5 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$
Timo	$5,7 \times 10^{-3}$	$7,1 \times 10^{-3}$	$1,2 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$	$3,6 \times 10^{-2}$
Tiroides	$3,9 \times 10^{-3}$	$4,9 \times 10^{-3}$	$7,4 \times 10^{-3}$	$1,1 \times 10^{-2}$	$1,9 \times 10^{-2}$
Útero	$3,5 \times 10^{-3}$	$4,5 \times 10^{-3}$	$7,3 \times 10^{-3}$	$1,3 \times 10^{-2}$	$2,3 \times 10^{-2}$
Resto del organismo	$7,0 \times 10^{-3}$	$8,9 \times 10^{-3}$	$1,4 \times 10^{-2}$	$2,1 \times 10^{-2}$	$3,9 \times 10^{-2}$

Fuente: publicación nº 80 de la ICRP

8.2 Dosimetría de la radiación

Las dosis de radiación absorbidas por un paciente tras la administración directa de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio están recogidas en la publicación no 80 de la ICRP (*International Commission on Radiological Protection Radiation*) y las incluimos con tablas 3, 4 y 5.

Sin tratamiento previo con un agente bloqueante, la dosis efectiva resultante de la administración de 800 MBq de solución inyectable de pertecnetato de (^{99m}Tc) de sodio es de aproximadamente 10,4 mSv (para una persona de 70 kg de peso).

Después del tratamiento previo con un agente bloqueante, la administración de 800 MBq de solución inyectable de pertecnetato de (^{99m}Tc) de sodio produce una dosis efectiva de 3,36 mSv (para una persona de 70 kg de peso).

Después de la inyección intravenosa de 925 MBq hematíes marcados con tecnecio-99m (^{99m}Tc), la dosis efectiva resultante es de 6,48 mSv.

La dosis de radiación absorbida por el cristalino del ojo después de la administración de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio para una gammagrafía del conducto lacrimal se calcula que es 0,038 mGy/MBq, resultando en una dosis efectiva inferior a 0,01 mSv si se administra una dosis de 4 MBq.

8.3 Incompatibilidades

El pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio interacciona con los antiácidos basados en el aluminio, con las sulfamidas, con las preparaciones que contienen iones estannosos y radiofármacos. Las exploraciones que aprovechan estas interacciones son la gammagrafía del cerebro y del tiroides, y la

gammagrafía del divertículo de Meckel. Estas interacciones originan efectos específicos en las imágenes: las preparaciones mencionadas pueden impedir que el pertecnetato abandone el espacio vascular, incrementando el *pool* de actividad en la sangre, que puede visualizarse fácilmente. Por ejemplo, durante la gammagrafía del cerebro se observa incremento de actividad a nivel del seno sagital superior, senos transversos, y en la región de los plexos coroideos (si la gammagrafía se realiza después de un rastreo óseo).

La falta o la disminución de fijación del pertecnetato (^{99m}Tc) en los tejidos normales (tales como el tiroides) o en los tejidos alterados (como en la patología del cerebro), puede conducir a errores de diagnóstico.

Sin embargo, se mantiene la controversia relativa a la administración preliminar de iones estannosos en el tiroides y en el estómago, en el sentido de si ésta provoca un aumento o una disminución de la fijación del pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio en estos órganos.

8.4 Embarazo y lactancia

Se ha observado que el tecnecio-99m (como pertecnetato libre) atraviesa la barrera placentaria.

Si la paciente está en edad fértil (capacidad para quedarse embarazada), y es necesario administrarle la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio deberá descartarse siempre la posibilidad de embarazo. Si presenta retraso en la menstruación debe suponerse que está embarazada mientras no se demuestre lo contrario. En caso de duda es muy importante que la exposición a la radiación sea la mínima necesaria para obtener la información clínica deseada. Debe considerarse la posibilidad de realizarle técnicas alternativas que no impliquen el uso de radiaciones ionizantes.

Si la paciente está embarazada debe tenerse en cuenta que sólo deben llevarse a cabo durante el embarazo los procedimientos estrictamente necesarios, o cuando el beneficio para la madre supere el riesgo del feto. Los procedimientos con radiofármacos llevados a cabo en mujeres embarazadas suponen además dosis de radiación para el feto. Las dosis superiores a 0,5 mGy deben considerarse como un riesgo potencial para el feto. La administración directa de 800 MBq de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio a un paciente supone una dosis absorbida por el útero de 6,5 mGy. Después de un tratamiento previo de los pacientes con un agente bloqueante, esta se reduce a 5,3 mGy. La dosis absorbida por el útero en caso de administrar 925 MBq de hematíes marcados con 99mTc es de 4,3 mGy.

Si la paciente está amamantando a su hijo, debe considerarse la posibilidad de retrasar razonablemente la exploración hasta que haya terminado el periodo de lactancia, teniendo en cuenta la secreción de la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio en la leche materna. Si la administración es inevitable, la paciente debe suspender la lactancia durante al menos 12 horas tras la administración de dicha solución y desecharse la leche extraída durante ese periodo. Debe considerarse la posibilidad de extraer leche antes de la administración de esta solución y almacenarla para su uso posterior. La lactancia puede reanudarse cuando el nivel de actividad en la leche no suponga una dosis de radiación para el lactante superior a 1 mSv.

8.5 Advertencias generales

Al igual que todos los radiofármacos, el generador de molibdeno-99/tecnecio-99m (^{99}Mo/^{99m}Tc) y la solución inyectable de pertecnetato (^{99m}Tc) de sodio, deben ser recibidos, utilizados y administrados exclusivamente por personal cualificado, que esté debidamente autorizado para el uso y manipulación de radionucleidos, en centros asistenciales autorizados. Su recepción, almacenamiento, uso, transporte y eliminación están sujetos a las normas y/o licencias correspondientes de los organismos oficiales competentes.

Son radiofármacos destinados a la administración a pacientes, por lo que deben ser preparados por el usuario de manera que cumplan tanto los requisitos de seguridad radiológica como de calidad farmacéutica. Además se deben tomar las precauciones asépticas apropiadas de acuerdo con las Normas de Correcta Fabricación y Uso de Radiofármacos.

Referencias

- Cortés-Blanco A, Esteban Gómez J. *Radiofármacos de uso humano: marco legal e indicaciones clínicas autorizadas en España*. Seguridad Nuclear 2003;26:5-15. (Fe de erratas: Cortés Blanco A, Esteban Gómez J. *Radiofármacos de uso humano: marco legal e indicaciones clínicas autorizadas en España* (fe de erratas). Seguridad Nuclear 2004;31:51.)
- Croll MN. *Milepostsin Nuclear Medicine history*. En: Henkin RB et al, eds. Nuclear Medicine, vol. I. St. Louis:Mosby;1996. p. 3-9.
- *Ley 25/1990, de 20 de diciembre, del Medicamento* (BOE nº 306, de 22 de diciembre de 1990).
- Ficha Técnica de ULTRA-TECKNEKOW FM (versión de septiembre de 2004).
- Ficha Técnica de DRYTEC (versión de febrero de 2003 revisada en julio de 2006).
- Ficha Técnica de ELUMATIC III® (versión de marzo de 2005).

Fernando Robledo*

La refrigerabilidad del corium fuera de la vasija: los experimentos MACE y MCCI

El recinto de contención de una central nuclear es la última barrera para evitar la liberación de productos de fisión al exterior en caso de accidente. Las evaluaciones independientes del CSN de los APS de nivel 2 han puesto de relieve que un modo dominante de fallo de la contención en varias centrales españolas es la penetración de la losa de la cavidad del reactor por la interacción entre el corium y el hormigón. Este artículo analiza la viabilidad de una estrategia de gestión de accidentes severos que pretende evitar este modo de fallo de la contención. La estrategia consiste en verter agua sobre el corium depositado en la losa, con objeto de enfriarlo y detener la ablación del hormigón.

1. Introducción

Las evaluaciones independientes realizadas por el CSN de los APS de nivel 2 realizados por las centrales nucleares españolas señalan que, en algunas centrales, uno de los modos de fallo dominantes de la contención en caso de accidente severo es la penetración de la losa de hormigón por el corium fundido y depositado fuera de la vasija. Este modo de fallo de la contención se produce en caso de accidentes severos con rotura de la vasija en condiciones de baja presión en el sistema de refrigeración del reactor.

Para los actuales reactores de agua ligera, una posible estrategia de gestión de accidentes severos que podría frenar la interacción corium-hormigón es el vertido de agua sobre el corium depositado en el suelo de la cavidad del reactor. Para analizar la eficacia de esta estrategia de gestión de accidentes severos se han puesto en marcha desde el año 1989 una serie de programas de investigación que han contado con una numerosa e importante participación internacional, tal y como se detalla en la tabla 1. El proyecto internacional MACE (*Melt Attack and Coolability Experiments*) se inició en el año 1989 y finalizó en el año 2002. Estuvo promovido por el *Electric Power Research Institute* (EPRI) de los Estados Unidos. España participó en este programa de investigación que fue incluido en el Plan Coordinado de Investigación (PCI) CSN-Unesa. Además, el CSN y Unesa acordaron la selección de la cátedra de tecnología nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid (UPM) para la asimilación y la aplicación de los resultados del programa MACE. El proyecto MACE fue seguido del proyecto MCCI (*Melt Coolability And Concrete Interaction during a Severe Accident*). Este proyecto internacional de investigación está coordinado por la NEA, y el agente operativo es la NRC. El proyecto comenzó en abril del año 2002 y finalizó en diciembre del año 2005. El CSN también ha participado en este programa internacional de investigación y se ha seguido contando con el apoyo de la cátedra de tecnología nuclear. Los proyectos MACE y MCCI no han permitido despejar todas las incertidumbres asociadas con la

* Fernando Robledo es miembro del Cuerpo Técnico del CSN, adscrito a la Subdirección de Tecnología Nuclear.

Tabla 1. Organizaciones que han participado en proyectos internacionales sobre refrigerabilidad del corium fuera de la vasija.

MACE		MCCI		MCCI-2	
Organización	País	Organización	País	Organización	País
GRS	Alemania	GRS	Alemania	GRS	Alemania
Tractebel	Bélgica	Tractebel	Bélgica	Tractebel / AVN	Bélgica
DOE	EEUU	KAERI	Corea	KAERI	Corea
NRC	EEUU	NRC	EEUU	NRC	EEUU
UNESA / CSN	España	CSN	España	CSN	España
VTT	Finlandia	VTT	Finlandia	VTT	Finlandia
IPSN / CEA / EDF	Francia	IPSN / CEA / EDF	Francia	IPSN / CEA / EDF	Francia
Forsmark	Suecia	SKI	Suecia	SKI	Suecia
JAERI	Japón	NUPEC	Japón	NUPEC	Japón
EPRI	EEUU	IET	Noruega	IET	Noruega
British Energy	Reino Unido	NRIR	República Checa	NRIR	República Checa
Ontario Hydro	Canadá	HSK	Suiza	HSK	Suiza
-	-	VAEKI	Hungría	VAEKI	Hungría

refrigeración del corium depositado sobre la cavidad vertiendo agua sobre él, por lo que se ha comenzado un nuevo programa experimental, denominado MCCI-2. Este proyecto comenzó en abril del año 2006 y finalizará en diciembre del año 2008. Todos los experimentos de los proyectos MACE, MCCI y MCCI-2 se ha realizado en los Laboratorios Nacionales de Argonne (ANL).

2. Breve resumen del programa experimental MACE

La tabla 2 muestra la matriz experimental del proyecto MACE. El corium empleado en los experimentos es característico de las centrales de agua ligera con un grado de oxidación del circonio que varía entre el 70% y la oxidación total. Por su parte, el hormigón empleado es del tipo caliza/arena común (LCS, *limestone/common sand*) ó silíceo. El primero es típico de la mayoría de las centrales españolas, mientras el segundo es típico de las centrales de diseño alemán, como el caso de la central nuclear de Trillo.

El objetivo del proyecto experimental MACE era averiguar, mediante experimentos integrales, si se podía refrigerar el corium depositado sobre el suelo de la cavidad del reactor vertiendo agua sobre él. Se comenzó este programa con experimentos a pequeña escala: 0,3 × 0,3 m² y 0,5 × 0,5 m², frente a los 25 m² típicos de la cavidad de un reactor real. Estos experimentos no pudieron resolver el problema de la refrigerabilidad del corium depositado sobre la cavidad del reactor, porque la costra de corium que se forma sobre su superficie se adhirió establemente a las paredes de la instalación experimental (compuestas de material refractario), formándose un huelgo entre la costra y el corium que impide su refrigerabilidad [1].

El experimento integral M3b se realizó a mayor escala (1,2 × 1,2 m²) para comprobar si, en geometrías más cercanas a la situación real, la adherencia a las paredes de

Tabla 2. Matriz experimental del programa MACE.

Experimento (fecha)	Tipo de hormigón	Composición corium (Profundidad), masa	Dimensiones horizontales	Parámetro a investigar Comentarios relevantes
M0 (24 ago 89)	LCS	Óxidos + 30% Zr (15 cm) 130 kg	30 x 30 cm²	Test de prueba Ebullición en masa y erupciones de corium
M1 (25 nov 91)	LCS	Óxidos + 30% Zr (25 cm) 430 kg	50 x 50 cm²	Mayor escala Fallo por costra inicial
M1b (13 abr 92)	LCS	Óxidos + 30% Zr (25 cm) 430 kg	50 x 50 cm²	Repetición de M1 Indicios de refrigeración eficaz
M2 (26 ago 92)	Silíceo	Óxidos + 30% Zr (25 cm) 430 kg	50 x 50 cm²	Hormigón silíceo Fallo por fusión paredes
M3 (20 mar 95)	LCS	Óxidos + 6% Cr (20 cm) 2000 kg	120 x 120 cm²	Mayor escala. Generación termítica del corium. Abortado
M3b (29 ene 97)	LCS	Óxidos + 6% Cr (20 cm) 1800 kg	120 x 120 cm²	Repetición del M3 Formación de costra anclada
M4 (10 mar 99)	Silíceo	Óxidos + 6% Cr (30 cm) 480 kg	50 x 50 cm²	Repetición del M2 Intentos fallidos de rotura de la costra
MSET-1 (12 jul 01)	Inerte	Óxidos (35 cm) 560 kg	50 x 50 cm²	Efectos separados Erupciones de corium

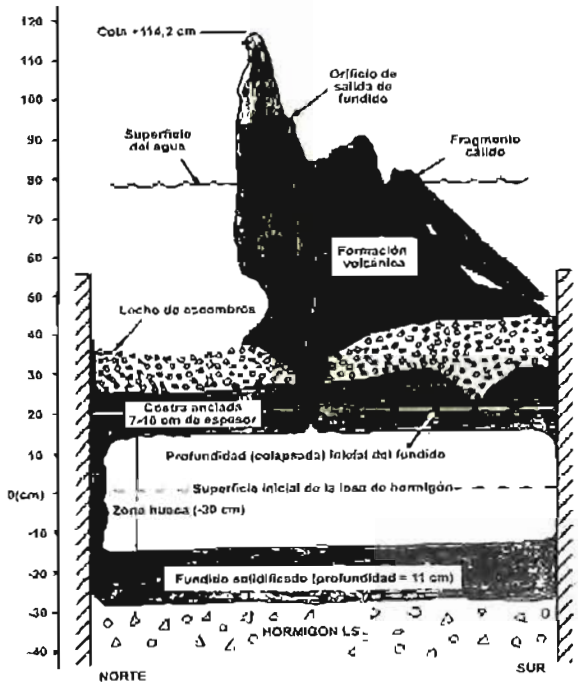


Figura 1. Esquema de configuración final del experimento M3b.

la instalación no era permanente, como era la opinión general de los miembros del comité técnico del proyecto. Sin embargo, el experimento M3b constató el mismo comportamiento de la costra, por lo que no fue posible refrigerar el corium depositado sobre la cavidad [2]. La figura 1 muestra la configuración final del experimento M3B, en la que se aprecia con nitidez el huelgo entre el corium y la costra.

El experimento M4 se realizó a pequeña escala pero con hormigón de tipo silíceo y se dispusieron unos rompedores mecánicos de la costra de corium, cuyo objetivo era obtener datos empíricos sobre la resistencia estructural de la costra. Como en anteriores experimentos, la costra de corium se adhirió de forma estable a las paredes de la instalación experimental y, además, los rompedores mecánicos de costra no pudieron romperla, con lo que no se pudieron obtener datos sobre su resistencia estructural [3].

Los experimentos de la serie MACE detectaron varios mecanismos de refrigeración del corium, cuando se vierte agua sobre el corium [4]. Estos mecanismos son de muy variada naturaleza y se producen, aproximadamente, de acuerdo a la siguiente secuencia temporal:

— Ebullición en masa (*bulk cooling*).

Proceso que tiene lugar de forma inmediata al contacto del agua con el corium. La intensa evaporación del agua en la interfase corium líquido-agua construye una capa estable de vapor. Este colchón de vapor se encuentra en intensa agitación por el continuo burbujeo de los gases procedentes de la ablación del hormigón y que atraviesan la masa de corium líquido. La transmisión de calor se efectúa, sobre todo, por radiación potenciada por el aumento del área efectiva de emisión producida por la agitación [5]. Los flujos de calor así extraídos son muy elevados (valores de 1 y hasta cerca de 10 MW/m^2). Inmediatamente se inicia la formación de una costra de corium formada por el corium enfriado. Por tanto, si bien éste es un proceso muy eficiente de extracción del calor del corium, tiene una duración muy limitada: apenas 8 minutos en el experimento M3b. Se considera que este fenómeno está suficientemente entendido.

— Intercambio de calor a través de la costra e intrusión de agua.

La figura 2 muestra esquemáticamente el mecanismo de intrusión de agua. Una vez la costra de corium solidificado consigue extenderse y consolidarse, la refrigeración del corium se ve limitada por la pobre conducción del calor a través de esta costra cerámica, cuya eficacia es muy limitada. Sin embargo, es posible que, dada la naturaleza porosa de la costra de corium, el agua pudiese penetrar a través de estas grietas (intrusión de agua o *water ingression*) aumentando la extracción de calor [6]. Este mecanismo de refrigeración del corium, sólo es posible si hay un contacto permanente entre la costra y el corium líquido. El proyecto MCCI ha analizado a fondo este mecanismo de refrigeración del corium.

— Erupciones de corium.

El corium situado debajo de la costra, aún en fase líquida, podría atravesarla hacia arriba al ser empujado por los gases procedentes de la ablación del hormigón. Se originan así erupciones de corium a través de canales u orificios abiertos en la costra. La lava eyectada se solidificaría en formaciones de tipo volcánico o formaría lechos de partículas dispersas por encima de la costra [7]. Se han constatado procesos eruptivos de este carácter en los experimentos integrales del programa MACE, pero solamente cuando el hormigón es tipo LCS. Son episodios intermitentes de breve duración y de gran efectividad de enfriamiento (1-3 MW/m^2), dependiendo de la masa de corium eyectada hacia el agua. La erupción del corium sólo es posible si el corium líquido se encuentra en contacto con la costra para poder atravesarla.

— Fallo estructural de la costra de corium.

La rotura de la costra de corium permitiría de nuevo la aparición de condiciones favorables a la refrigeración eficiente del corium por el agua, pues se establecería de nuevo el contacto directo entre el agua y el corium líquido, reproduciéndose la secuencia anterior de procesos. En ninguno de los experimentos del proyecto MACE se ha observado la rotura de la costra, por lo que no se pudo estudiar este mecanismo de refrigerabilidad del corium. El proyecto MCCI sí ha obtenido datos adicionales sobre este mecanismo de refrigerabilidad del corium.

3. El proyecto MCCI

Como se puede apreciar en el punto anterior, el proyecto MACE dejó muchas incertidumbres sobre

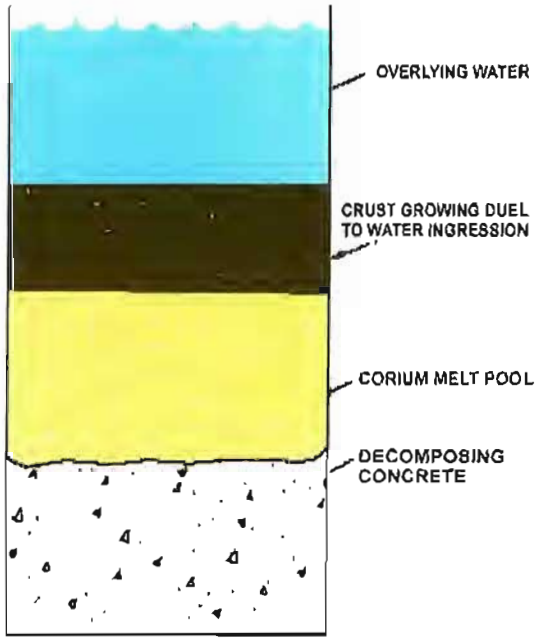


Figura 2. Esquema de mecanismo de intrusión de agua o *water ingression*.

la eficacia del vertido de agua para refrigerar el corium depositado sobre la losa de la cavidad del reactor. Los miembros de los comités técnico y de dirección del programa MACE recomendaron la continuación de dicho proyecto, pero siguiendo una estrategia diferente. Esta recomendación se basó en el estudio realizado por una personalidad científica independiente al proyecto y de gran prestigio en la comunidad científica, como es el Dr. Salomón Levi [8]. Consecuencia de este replanteamiento del proyecto ha sido la creación del proyecto MCCI, cuyos objetivos fundamentales fueron los siguientes:

— Obtener datos fiables sobre la resistencia estructural de la costra.

— Realizar experimentos a pequeña escala de efectos separados para aumentar el conocimiento sobre dos mecanismos de refrigerabilidad del corium: las erupciones de corium y la intrusión de agua.

— Obtener datos experimentales sobre la erosión bidimensional de la cavidad del reactor en condiciones secas (los experimentos sobre interacción corium-hormigón realizados hasta la fecha han sido de naturaleza 1-D, es decir, se han centrado en la erosión de la losa de hormigón, no de las paredes laterales de la cavidad del reactor).

La matriz inicial de pruebas de este proyecto se detalla en la tabla 3. La matriz experimental inicial sufrió las siguientes variaciones:

— Se realizaron siete experimentos de la serie SWICCS.

— Sólo se realizó un experimento sobre erupciones de corium, que no pudo proporcionar información, porque se rompió la instalación experimental. Ante esta situación los comités técnico y de dirección del programa decidieron realizar un experimento más sobre interacción corium-hormigón en 2-D.

Tabla 3. Matriz inicial de pruebas para el programa experimental MCCI.

Tipo de prueba	Número de pruebas	Objetivo
Intrusión de agua	Hasta 6	Investigar este mecanismo de refrigerabilidad del corium y obtener datos sobre resistencia estructural de la costra, mediante experimentos de efectos separados.
Erupciones de corium	Hasta 2	Investigar este mecanismo de refrigerabilidad del corium mediante experimentos de efectos separados.
Interacción corium-hormigón 2-D a largo plazo	Hasta 2	Investigar el comportamiento de la erosión 2-D de la cavidad a largo plazo, mediante la realización de experimentos a media escala.

— Los experimentos sobre interacción corium-hormigón en 2-D incluyeron también una fase de vertido de agua sobre el corium, lo que permitió obtener datos adicionales sobre refrigerabilidad del corium, que resultaron ser de gran valor.

A continuación se exponen las principales conclusiones de este proyecto de investigación.

3.1. El mecanismo de intrusión de agua

Este mecanismo de refrigerabilidad del corium se ha analizado con detalle en el programa MCCI. Para ello se han efectuado siete experimentos de efectos separados denominados *Small-Scale Water Ingression and Crust Strength* (SSWICS) [9]. El corium empleado en estos experimentos ha sido el típico de un reactor de agua ligera con el circonio completamente oxidado más una cierta cantidad de hormigón. Los principales parámetros que se han variado en los experimentos fueron los siguientes:

— El tipo de hormigón empleado en los experimentos: unas veces ha sido tipo LCS, y otras veces silíceo.

— La cantidad de hormigón en el experimento. La cantidad de hormigón ha variado entre un 8% y un 23% en peso.

— La presión del experimento varía entre uno y cuatro bares.

Las principales conclusiones de estos experimentos han sido las siguientes:

— El mecanismo de intrusión de agua, en efecto, se produce en caso de accidente real. Esto se demuestra en la figura 3. La línea discontinua negra ó roja representa el flujo de calor desde la superficie de la costra, si la transmisión de calor a través de la costra se realizara sólo por conducción térmica. Como se aprecia, en mayor o en menor medida, siempre hay intrusión de agua en la costra de los experimentos de la serie SWICCS.

— La tasa de extracción de calor por el mecanismo de intrusión

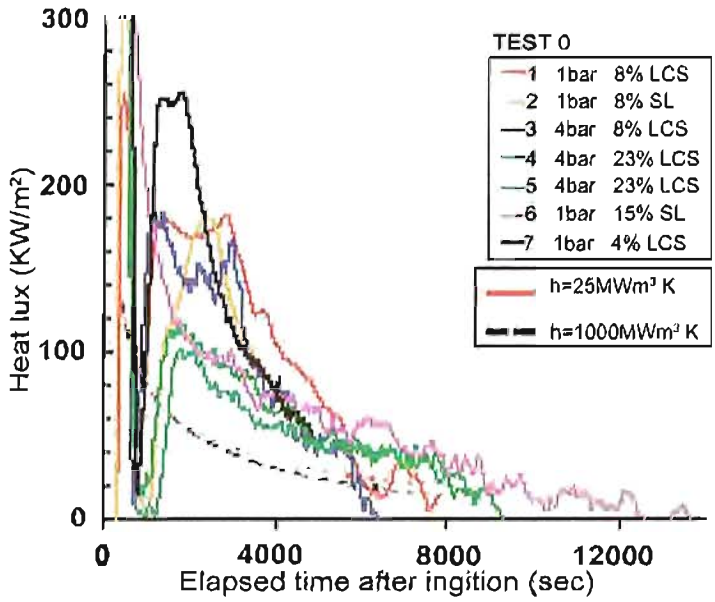


Figura 3. Comparación de los flujos de calor obtenidos en los experimentos SWICCS y los predichos en caso de conducción térmica de la costra.

de agua aumenta cuando desciende la cantidad de hormigón en el corium. El máximo flujo de calor se produjo en los experimentos con un 4% de hormigón en peso, seguido de los experimentos con un contenido de hormigón del 8%. Los tres experimentos con alto contenido de hormigón muestran una extracción de calor próxima al límite de conducción. Por tanto, este es un mecanismo de refrigeración que sólo es eficaz en los primeros momentos de la fase ex-vessel de un accidente severo.

— El efecto de la presión es prácticamente despreciable en la intrusión de agua.

— El tipo de hormigón tiene muy poca influencia en la intrusión de agua.

Estos datos han permitido obtener una correlación sencilla para calcular la refrigerabilidad del corium en caso de accidente por el fenómeno de la intrusión de agua, correlación que, previsiblemente, se implementará en el código MELCOR [10]. La aplicación de esta correlación a los resultados obtenidos en la serie SSWICS puede verse en la figura 4.

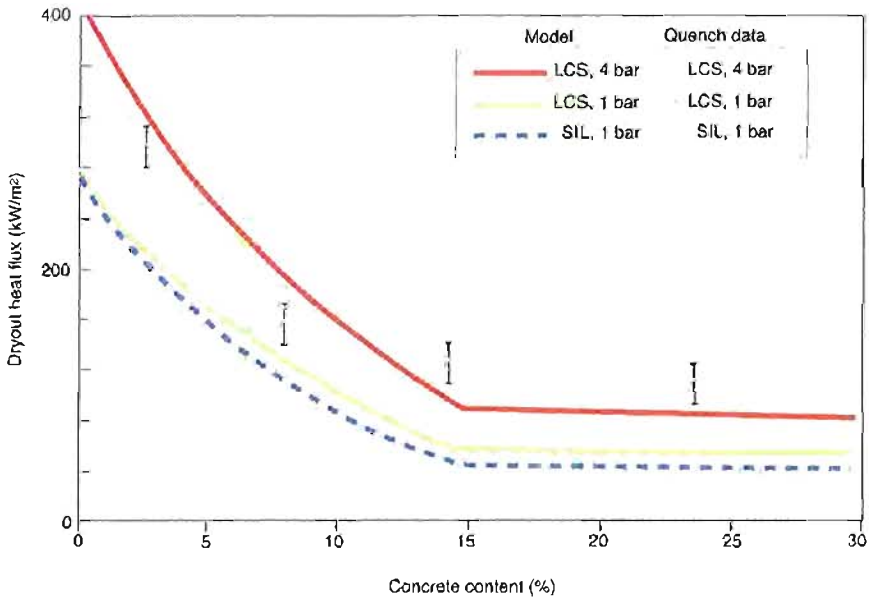


Figura 4. Validación del modelo de intrusión de agua frente a los experimentos de la SWICCS.

3.2. La resistencia estructural de la costra

Este era uno de los puntos más importantes del proyecto. Cuanto menor sea la resistencia estructural de la costra, más fácil es que se rompa, lo que permitiría mantener el corium fundido en contacto con la costra y el agua, y, por tanto, facilitar la refrigerabilidad del corium. Se han realizado medidas sobre la resistencia estructural de la costra en los experimentos de la serie SWICCS y en los experimentos 2-D, durante la fase de vertido de agua. Las medidas obtenidas en los experimentos de la serie SWICCS se han tomado en condiciones de laboratorio y las medidas obtenidas en los experimentos 2-D durante el propio experimento, es decir en condiciones de presión y temperaturas similares a las de un accidente severo. Las medidas obtenidas en los experimentos 2-D confirman las tomadas en los experimentos SWICCS, que se analizan a continuación [11][12].

La figura 5 proporciona los valores de resistencia estructural de la costra de corium. La tensión de rotura de la costra está comprendida entre 1-3 MPa, lo que significa que la resistencia estructural de la costra de muy débil y puede afirmarse que en caso de accidente severo la costra se fragmentará y no se anclará a las paredes de la cavidad, lo que permitirá el contacto prácticamente continuo del corium con el agua. La figura 5 también proporciona la resistencia estructural de la mezcla corium-hormigón tipo LCS o tipo silíceo, si este compuesto no tuviera grietas. Como se ve, el aumento en la resistencia estructural es significativo, lo que indica que son las grietas que se producen en la costra, no su composición, las responsables

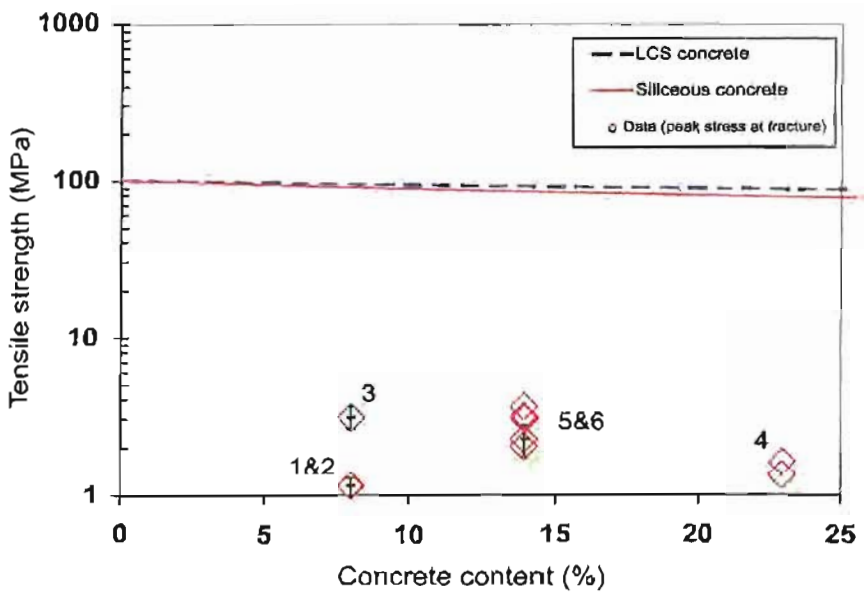


Figura 5. Valores de la resistencia estructural de la costra de corium. Comparación con la mezcla corium-hormigón sin grietas.

de su débil resistencia estructural. La figura 6 muestra la estructura de las grietas en el experimento SWICCS-3. En este experimento, el espaciado entre grietas fue de 2 a 6 cm, con un valor medio de 3 a 4 cm. La anchura de la grieta fue de 1 a 2 mm.

3.3. Las erupciones de corium

El programa MCCI tenía previsto realizar dos experimentos de efectos separados para analizar este mecanismo de refrigerabilidad del corium. Desafortunadamente, el primer experimento que se realizó, ya en la fase final del proyecto, no pudo completarse con éxito, debido a que se rompió la instalación. Los experimentos 2-D sí han mostrado la existencia de erupciones de corium, cuando el hormigón es de tipo LCS [13]. Los modelos disponibles para explicar este fenómeno dan buenos resultados cuando se contrastan con los datos obtenidos en los experimentos 2-D [12]. En general, puede decirse que el fenómeno de las erupciones de corium está razonablemente bien estudiado para hormigón tipo LCS. En el caso de hormigón tipo silíceo, no se han observado estas erupciones en ningún experimento. Se considera que el bajo contenido en gas del hormigón silíceo podría explicar esta ausencia de información experimental.

3.4. La rotura de la costra

Un mecanismo de refrigerabilidad del corium del que no se disponía de información experimental hasta la fecha era el correspondiente a la rotura de la costra de corium. Los experimentos 2-D, en su fase de vertido de agua, han permitido obtener los primeros datos, pero sólo para el hormigón de tipo silíceo [13]. Se han realizado tres experimentos de ablación 2-D en el programa MCCI: dos experimentos con hormigón tipo silíceo y uno con hormigón tipo LCS.

Los resultados obtenidos en estos experimentos 2-D para el hormigón tipo silíceo muestran que la rotura de la costra produce un importante enfriamiento del corium, si bien durante un periodo limitado de tiempo. Durante la fase de ebullición en masa, se midieron flujos de calor de hasta 3 MW/m^2. Estos flujos de calor fueron disminuyendo progresivamente, hasta que unos cinco minutos después de la rotura se vuelven a alcanzar los valores previos a este suceso. En el caso del experimento con hormigón LCS, dificultades operativas, impidieron la activación del mecanismo de rotura de la costra.

3.5. Nuevos mecanismos de refrigerabilidad del corium

Los experimentos 2-D en su fase de vertido de agua, han suministrado información adicional sobre refrigerabilidad del corium. Así, el experimento realizado con hormigón LCS mostró un quinto mecanismo de refrigerabilidad del corium. Este fue el ingreso de agua a través de los intersticios entre el corium y las paredes laterales de la cavidad. Este mecanismo de refrigeración se había detectado sólo en otro programa de investigación denominado COTELS [4].

Los experimentos 2-D también han demostrado que el mecanismo de refrigeración del corium por intrusión de agua puede ser más eficaz en caso real que el obtenido en los experimentos de la serie SWICCS. Esto se debe a que la ablación del hormigón genera gases que pueden ser los responsables de este aumento de la eficacia del mecanismo de intrusión de agua. Este fenómeno se pretende estudiar con más detalle en el programa MCCI-2.

4. Estudios analíticos

El programa MCCI es un proyecto fundamentalmente experimental. No obstante, se han realizado también trabajos analíticos. El más interesante para el tema que tratamos ha sido la realización de cálculos con el código CORQUENCH [12]. Este es un código elaborado por ANL y es uno de los pocos intentos que se han hecho hasta el momento para extrapolar a planta los resultados experimentales obtenidos sobre refrigerabilidad del corium. Una descripción detallada del código está más allá del alcance de este artículo. No obstante, se considera conveniente exponer algunos de los resultados más relevantes obtenidos con este código.

Los cálculos realizados con CORQUENCH modelan la cavidad de un reactor PWR con hormigón tipo LCS y basáltico. El corium está totalmente oxidado y se considera que hay suficiente agua

Figura 6. Experimento SWICCS-3. Disposición de grietas en el corium tras realizar el experimento.

para verterla en el corium durante todo el tiempo de duración de los cálculos. Los cálculos dan crédito al modelo de intrusión de agua obtenido en el programa MCCI, a las correlaciones existentes para modelar las erupciones de corium y consideran que la costra de corium está siempre en contacto con el corium. Hay que hacer notar que los cálculos dan crédito a las erupciones de corium en hormigones tipo silíceo, fenómeno no observado todavía experimentalmente. Los parámetros variados en los cálculos son los siguientes:

— Grosor inicial del corium (una medida de la masa inicial de corium).

— Cantidad de hormigón disponible en el corium cuando se vierte agua.

— Temperatura inicial del corium.

Los resultados muestran que, a igualdad de condiciones iniciales, es más difícil refrigerar el corium depositado en la cavidad, cuando el hormigón es de tipo LCS que cuando el hormigón es de tipo silíceo. Así por ejemplo, en centrales con hormigón LCS y con un grosor inicial de corium igual o menor que 40 cm, los cálculos muestran que puede conseguirse la refrigerabilidad del corium, siempre y cuando el vertido de agua comience antes de que el contenido de hormigón supere el 15% en peso. En estas condiciones, el enfriamiento del corium llevaría unas 10 horas. En cambio, si el hormigón fuera de tipo silíceo, los cálculos muestran que con un grosor inicial de corium de 40 cm, la refrigerabilidad del mismo sólo se consigue si se dan todas estas condiciones:

— El contenido de hormigón en el corium es menor del 5% en peso en el momento del vertido del agua.

— El grosor de la losa de hormigón es de unos 5 metros.

— Además, la refrigerabilidad del corium duraría una semana.

5. Conclusiones

Las evaluaciones independientes del CSN de los APS de nivel 2 realizados por las centrales nucleares españolas han puesto de manifiesto que, en algunas centrales, un modo dominante de fallo de la contención es la penetración de la losa de la cavidad del reactor debido a la interacción corium-hormigón. Una estrategia de gestión de accidentes severos cuyo objetivo es frenar la interacción corium-hormigón y por tanto evitar este modo de fallo de la contención es la siguiente: verter agua sobre el corium depositado en el suelo de la cavidad del reactor. Para conocer la eficacia de esta estrategia de gestión de accidentes severos se han desarrollado varios programas internacionales de investigación. El proyecto MACE (1989-2002) fue liderado por el EPRI, el proyecto MCCI (2002-2005) fue liderado por la NRC y el proyecto MCCI-2 (2006-2008) y que también está liderado por la NRC. Estos programas de investigación han sido fundamentalmente experimentales. Los experimentos se han realizado en los Laboratorios Nacionales de Argonne (ANL). Pese al fuerte componente experimental de estos programas, las actividades analíticas también han tenido su acomodo y ANL ha desarrollado el código CORQUENCH, que permite una aplicación de los resultados experimentales obtenidos a planta. España ha participado de forma activa en todos estos programas de investigación. El proyecto MACE fue incluido en el Plan Coordinado de Investigación Unesa-CSN y se contó con el apoyo de la cátedra de tecnología nuclear de Universidad Politécnica de Madrid. El CSN también ha participado en los proyectos MCCI y MCCI-2. La cátedra de tecnología nuclear ha prestado apoyo técnico al CSN en la primera fase del proyecto MCCI.

El proyecto MACE basó su estrategia para conocer la eficacia del vertido de agua sobre el corium en la realización de experimentos integrales a media y gran escala. El más importante de estos experimentos fue el llamado M3b, que se realizó en una superficie de 1,2 x 1,2 m^2, frente a los 25 m^2 de una superficie típica de la cavidad de una central de agua ligera. Esta estrategia no dio todos los resultados apetecidos, porque se observó que tras un breve, pero intenso periodo de transmisión de calor entre el corium y el agua, se formó una costra

en la superficie del corium. Esta costra se adhirió a las paredes de la instalación experimental, compuestas de un material refractario, y produjo la separación entre el corium líquido y la costra, lo que impidió la refrigeración del corium. Este programa de investigación también identificó cuatro mecanismos de refrigeración del corium, que se estudiarán más adelante. La comunidad científica consideró que las incertidumbres asociadas con esta estrategia de refrigeración del corium eran de la suficiente envergadura como para continuar su investigación.

El proyecto MCCI estuvo más centrado en la realización de experimentos de efectos separados para analizar mejor algunos de los mecanismos de extracción de calor del corium. También se realizaron tres experimentos para estudiar la ablación del hormigón bidimensional (2-D) en condiciones secas. Hasta ahora, todos los experimentos sobre interacción corium-hormigón en condiciones secas y húmedas se habían realizado en geometría 1-D. Los comités técnicos y de dirección del proyecto MCCI consideraron que una vez que había transcurrido un tiempo suficiente de interacción corium-hormigón en condiciones secas, se vertiera agua sobre el corium. Esta decisión ha sido muy positiva, ya que ha permitido obtener una valiosa información sobre la refrigerabilidad del corium. Los experimentos del proyecto MCCI, como los del MACE, han empleado hormigón tipo LCS, el más habitual en las centrales españolas y hormigón tipo silíceo, típico de muchas centrales de diseño alemán, entre ellas la central nuclear de Trillo.

El proyecto MCCI ha demostrado que la resistencia estructural de la costra de corium es muy débil, del orden de 1 a 3 MPa. Estos valores se han medido en condiciones de laboratorio y han sido ratificados por medidas en condiciones prototípicas de presión y temperatura de un accidente severo durante la fase húmeda de los experimentos 2-D. Se atribuye esta baja resistencia estructural a la presencia de grietas en la costra, no a su composición. Estos resultados permiten asegurar que la costra de corium estará siempre en contacto con el corium depositado en el suelo de la cavidad en caso de accidente real.

Sobre los mecanismos de refrigeración del corium se ha obtenido la siguiente información.

"Las evaluaciones independientes del CSN de los APS de nivel 2 realizados por las centrales nucleares españolas han puesto de manifiesto que, en algunas centrales, un modo dominante de fallo de la contención es la penetración de la losa de la cavidad del reactor debido a la interacción corium-hormigón."

— Ebullición en masa o *bulk cooling*. Este mecanismo de transmisión de calor se produce como consecuencia del contacto del agua con el corium líquido. Es un mecanismo que permite la extracción de grandes cantidades de calor durante un período de tiempo limitado. Por ejemplo, en el experimento M3b, se extrajeron hasta 3,5 MW/m^2 y la duración fue de unos ocho minutos.

— Transmisión de calor a través de la costra: intrusión de agua ó *water ingression*. Este mecanismo de refrigeración del corium sólo es posible si se mantiene el contacto de la costra de corium con el corium líquido. La presencia de grietas en la costra de corium permite la infiltración de agua a su través, lo que aumenta de forma significativa la extracción de calor respecto a la conducción térmica. Este mecanismo de transmisión de calor se ha estudiado con detalle en el proyecto MCCI y se ha concluido que sólo es eficaz en las primeras fases de la interacción corium-hormigón, cuando el contenido de hormigón en el corium está por debajo del 25% en peso aproximadamente. Su eficacia es independiente del tipo de hormigón y de la presión en la contención. Los experimentos 2-D han revelado que su eficacia es mayor que la deducida de los experimentos de efectos separados, debido a la generación de gases durante la ablación del hormigón. Además, los resultados experimentales han permitido obtener una sencilla correlación para modelar este fenómeno.

— Erupción de corium. Este mecanismo de enfriamiento de corium consiste en la penetración de chorros de corium a través de los canales u orificios de la costra empujados por los gases generados en la ablación del hormigón. Al igual que la intrusión de agua sólo es posible, si se mantiene el contacto entre la costra y el corium líquido. Este fenómeno sólo se ha observado en hormigones tipo LCS que tienen un contenido de gas muy superior al que tienen los hormigones de tipo silíceo. Los experimentos han validado las correlaciones que modelan este fenómeno.

— Rotura de la costra. Los experimentos 2-D en su fase húmeda han proporcionado los primeros datos experimentales sobre este mecanismo de extracción de calor. El mecanismo parece eficaz, pero sólo tiene una duración limitada. Al principio se obtienen flujos de calor de varios MW/m^2, pero tras un corto periodo de tiempo, unos cinco minutos, se vuelve a los flujos de calor anteriores a la rotura de la costra.

— Otros mecanismos. El experimento 2-D realizado con hormigón tipo LCS ha mostrado un nuevo mecanismo de refrigeración del corium, que consiste en la

infiltración de agua entre el corium líquido y la pared lateral de la instalación experimental.

ANL ha realizado una serie de cálculos con el código CORQUENCH para tener una mejor perspectiva de las implicaciones de los resultados obtenidos en estos proyectos de investigación en una central PWR. Los resultados obtenidos con CORQUENCH muestran que la refrigerabilidad del corium depende fuertemente de la cantidad de hormigón que hay en el corium cuando se vierte agua sobre él y que la posibilidad de refrigerar el corium mediante esta estrategia de gestión de accidentes severos es mayor en las centrales con hormigón LCS que en centrales con hormigón de tipo silíceo.

Referencias

[1] Farmer, M T; Spencer, B W. *A review of the database pertaining to ex-vessel debris coolability*. ANL/EPRI. ACEX-TR-C34. Febrero 2000.

[2] Farmer, M T et al. *MACE test M3b data report. Volume 1*. ANL/EPRI. MACE-TR-D13, EPRI TR-108806, Noviembre 1997.

[3] Farmer, M T et al. *MACE test M4 data report*. EPRI/ANL. MACE-TR-D-16. Agosto 1999.

[4] Farmer, M T; Spencer, B W. *A review of the database pertaining to ex-vessel debris coolability*. ANL/EPRI. ACEX-TR-C34. Febrero 2000.

[5] Epstein, M. *Review of gas-flux enhancement film boiling models*. FAI/EPRI. ACEX-TR-C27. Septiembre 1999.

[6] Epstein, M. *Review of Water Ingression Models*. FAI/EPRI. ACEX-TR-C31. Octubre 1999.

[7] Epstein, M. *Review of gas-flux enhancement film boiling models*. FAI/EPRI. ACEX-TR-C27. Septiembre 1999.

[8] Epstein, M. *Review of Water Ingression Models*. FAI/EPRI. ACEX-TR-C31. Octubre 1999.

[9] Epstein, M. *Review of melt eruption and dispersal models*. FAI/EPRI. ACEX-TR-C29. Septiembre 1999.

[10] Levy, S. *MACE long-term program plan*. EPRI. Julio 1999.

[11] Farmer et al. *Small-Scale Water Ingression and Crust Strength Tests (SSWICS) Final Report: Thermal Hydraulic Results*. OECD/MCCI-2005-TR03. Junio 2005

[12] Farmer et al. *OECD MCCI Analytical Support (Stand Alone Task) Water Ingression Modeling of the OECD/MCCI SSWICS Tests*. NRC/MCCI/2003-TR01. Octubre 2003.

[13] Farmer et al. *Small-Scale Water Ingression and Crust Strength Tests (SSWICS). SSWICS Final Report: Crust Strength Measurements*. OECD/MCCI-2005-TR02. Junio, 2005.

[14] Farmer et al. *OECD MCCI Project Final Report*. OECD/MCCI-2005-TR06. Febrero 2006

[15] Farmer et al. *OECD MCCI Project. 2-D Core Concrete Interaction (CCI) Tests: Final report*. OECD/MCCI-2005-TR05. Febrero 2006.

Plan de Seguimiento Específico de las actividades de José Cabrera

El 14 de octubre de 2002 el Ministerio de Economía, previo informe del CSN, decidió autorizar la explotación de la central nuclear José Cabrera por un periodo de 3 años, (hasta el 30 de abril de 2006). Durante este periodo, en el que la central ha estado operando de forma segura, el Consejo de Seguridad Nuclear estableció un Plan de Seguimiento Específico de las actividades de José Cabrera con objeto de garantizar que la central llegase a su fin de vida de operación comercial de forma segura.

El Plan de Seguimiento estaba constituido por un conjunto de acciones enmarcadas dentro de las actividades de inspección, evaluación, etc. del CSN; así como acciones a emprender por la empresa propietaria Unión Fenosa Generación.

Dentro de las acciones de Unión Fenosa cabe destacar el Plan de Futuro Profesional que la compañía puso en marcha para garantizar a los trabajadores de José Cabrera unas condiciones y un futuro profesional después del fin de la operación consensuado con todas las partes. En este Plan de Futuro Profesional han estado involucradas todas las partes afectadas por el fin de la operación de la central: comités de los trabajadores, dirección de la empresa, etc. Un eje fundamental del plan consistía en mantener de forma continua un nivel alto de comunicación con los trabajadores en todos los aspectos que afectasen a la central.

Figura 1. Central nuclear José Cabrera. © C.N. José Cabrera.

Cabe resaltar el resultado exitoso de dicho plan, ya que a fecha de 1 de junio de 2006, se ha podido acomodar al personal excedente de José Cabrera en la nueva etapa que inicia, conjuntando adecuadamente las condiciones laborales de los trabajadores con las empresariales de Unión Fenosa Generación.

A lo largo de los años 2003, 2004 y 2005 se han realizado actividades en el CSN de dos tipos. Por un lado, se realizó el Plan de Seguimiento Específico de José Cabrera que incluía inspecciones sobre temas relevantes (como el seguimiento del estado del generador de vapor, aspectos organizativos para el mantenimiento de la seguridad de las central hasta la fecha de parada definitiva); y por otro lado, actividades preparatorias para el periodo de post-cese de explotación y previo al inicio de las tareas de desmantelamiento (previsto para 2006-2009).

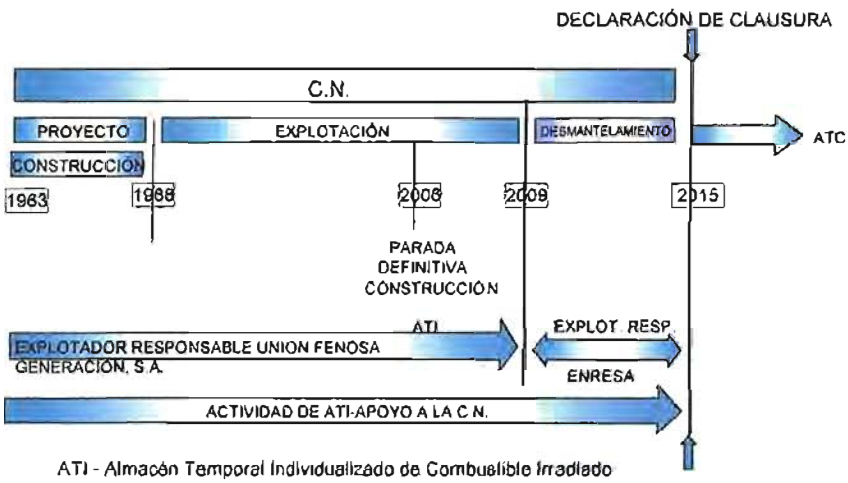


Figura 2. Calendario de actividades para la nueva etapa. © C.N. José Cabrera

El desmantelamiento de José Cabrera será llevado a cabo por la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA), en un periodo de tiempo relativamente corto que va desde el año 2009 hasta el 2015. Tal como se describe en el Estudio Básico de Estrategias, documento presentado por Enresa al Ministerio de Economía en julio de 2003), el desmantelamiento será de "alcance total", lo que significa que al final del mismo se liberará el terreno del emplazamiento, lo que permitirá que se pueda utilizar para otros usos industriales.

No obstante, con anterioridad al inicio del desmantelamiento es necesario realizar una serie de actividades para preparar el mismo. Estas actividades, que se realizarán entre 2006 y 2009, son fundamentalmente las siguientes:

1) Modificaciones de diseño en la instalación, para mejorar algunos sistemas y dejar fuera de servicio otros que ya no son necesarios.

2) Construir un Almacén Temporal Individualizado (ATI) en el propio emplazamiento de la instalación que albergará 16 contenedores con los elementos combustibles gastados para permitir el desmantelamiento de los edificios de la instalación.

3) Realizar tareas de descontaminación de sistemas para facilitar posteriormente las tareas de desmantelamiento.

Estas actividades previas al desmantelamiento se realizarán enmarcadas en los límites y condiciones definidos por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio en la "Declaración de Cese de Explotación" de fecha 20 de abril de 2006. Estos límites y condiciones recogen, entre otros, requisitos sobre:

— Documentos oficiales y autorización de cambios a los mismos.

— Autorización de modificaciones de diseño.

— Adecuación de la instalación a nueva normativa.

— Salida de bultos radiactivos.

Los límites y condiciones se desarrollan de forma detallada en las Instrucciones Técnicas Complementarias (ITC) aprobadas por el CSN el 17 de mayo de 2006.

Con objeto de verificar el cumplimiento de los límites y las ITC el CSN ha desarrollado un Plan Base de Inspección de José Cabrera que en los años 2006 y 2007 (sin contar las inspecciones realizadas por la inspección residente) consta de las siguientes inspecciones:

Año 2006

— Inspección funcional de sistemas.

— Modificaciones de diseño.

— Programa de identificación y resolución de problemas.

— Planes de emergencia y simulacros.

— Programa de protección radiológica.

— Gestión del combustible irradiado de alta actividad.

— Seguridad física.

Año 2007

— Protección contra incendios.

— Control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos. Gestión de residuos de baja y media actividad.

— Vigilancia radiológica ambiental.

— Gestión de residuos de baja y media actividad.

— Transporte de sustancias radiactivas.

— Organización de trabajos de protección radiológica, formación, etc.

Las nuevas actividades previstas para el año 2006 son:

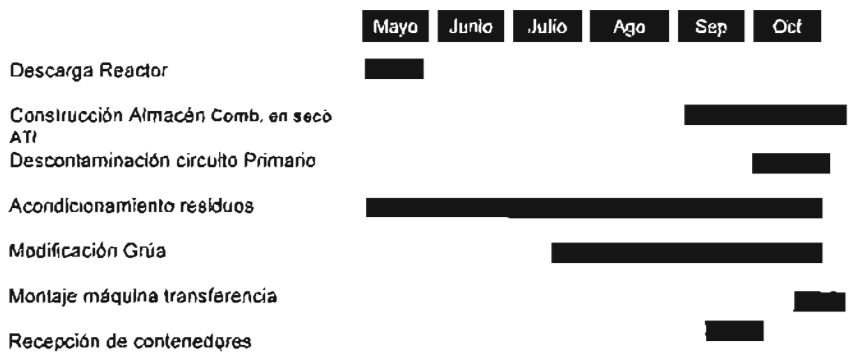


Figura 3. Perspectivas de José Cabrera. © C.N. José Cabrera.

Figura 4. Almacenamiento Temporal del Combustible (ATI). © C.N. José Cabrera.

Desde el punto de vista de la seguridad, a partir del 1 de junio de 2006, el riesgo asociado a la instalación José Cabrera será todavía menor, ya que al encontrarse todo el combustible gastado en la piscina de combustible (situada en el interior del recinto de contención) únicamente es necesario mantener la función de seguridad de refrigeración de la misma, para lo cual José Cabrera tiene varios sistemas redundantes e independientes que permiten mantener la refrigeración durante días incluso en el caso de pérdida de suministro eléctrico.

Unión Fenosa Generación ha realizado durante el mes de mayo de 2006 un conjunto de modificaciones de los sistemas de planta para acomodarlos a la nueva situación, ya que muchos sistemas no son necesarios al no estar en operación la planta.

Por otro lado, y desde el punto de vista de la seguridad, la actividad más significativa será la carga del combustible gastado en contenedores y su traslado al almacén temporal individualizado una vez se apruebe la modificación de diseño del mismo. El traslado de los 377 elementos combustibles a los 12 contenedores de almacenamiento de combustible del almacén se realizará entre los años 2006 y 2009. Además, se utilizarán cuatro contenedores más para almacenar residuos que, por sus características radiológicas, no pueden enviarse a El Cabril.

El licenciamiento de la modificación de diseño del almacén temporal individualizado se encuentra en fase de aprobación de la autorización de ejecución y montaje; una vez sea aprobada esta autorización junto con el Estudio de Impacto Ambiental presentado al Ministerio de Medio Ambiente, Unión Fenosa presentará la autorización para la puesta en marcha del almacén.

Además de estas autorizaciones referidas al almacén, el CSN está evaluando la documentación asociada a la autorización del contenedor de almacenamiento. En el proceso de licenciamiento de todas estas autorizaciones, el CSN está realizando inspecciones específicas, reuniones, evaluaciones, etc, con objeto de garantizar el cumplimiento de todas las normas de seguridad aplicables.

La fecha prevista por Unión Fenosa para el inicio de la carga de contenedores con los elementos combustibles gastados es a lo largo del año 2007.

Por último, a finales del año 2006, está previsto que se realicen tareas de descontaminación de sistemas para facilitar, posteriormente, las tareas de desmantelamiento de las estructuras y edificios.

DIARIO OFICIAL DE LAS COMUNIDADES EUROPEAS
(Texto íntegro. 2006/c 112/05. página 6)

LISTA DE LOS ALIMENTOS O INGREDIENTES ALIMENTARIOS QUE LOS ESTADOS MIEMBROS AUTORIZAN A TRATAR CON RADIACIÓN IONIZANTE

De conformidad con el artículo 4, apartado 6, de la *Directiva 1999/2/CE* del Parlamento Europeo y del Consejo, relativa a la aproximación de las legislaciones de los Estados miembros sobre alimentos e ingredientes alimentarios tratados con radiaciones ionizantes.

Producto	Autorizado con la dosis total media máxima de radiación absorbida indicada [kGy]					
	BE	FR	IT	NL	PL	UK
Hierbas aromáticas	10	10				
Patata	0,15		0,15		0,1	0,2
Ñame						0,2
Cebolla	0,15	0,075	0,15		0,06	0,2
Ajo	0,15	0,075	0,15		0,15	0,2
Chalote	0,15	0,075				0,2
Hortalizas, incluidas legumbres	1					1
Legumbres				1		
Frutas (incluidos los hongos, el tomate y el ruibarbo)	2					2
Fresas	2					
Hortalizas secas y frutos secos	1	1		1		
Cereales	1					1
Copos y gérmenes de cereales para productos lácteos	10	10				
Copos de cereales				1		
Harina de arroz	4	4				
Goma arábiga	3	3		3		
Carne de pollo				7		
Aves de corral	5	5				
Volatería (incluidos aves domésticas, gansos, patos, pintadas, palomas, codornices y pavos)	7					7
Carne de pollo recuperada mecánicamente	5	5				
Menudillos de aves de corral	5	5				
Ancas de rana congeladas	5	5		5		
Sangre, plasma y coagulados deshidratados	10	10				
Pescados y mariscos (incluidos anguilas, crustáceos y moluscos)	3					3
Gambas congeladas, ya sea peladas o decapitadas	5	5				
Gambas				3		
Clara de huevo	3	3		3		
Caseína y caseinatos	6	6				

El texto anterior anula y sustituye al publicado en el Diario Oficial C 56 de 11 de marzo de 2003, pág. 5.

Los organismos reguladores nucleares en el mundo

La Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia (STUK)

Creado en 1958 como un instituto encargado de la inspección de los equipos radiactivos utilizados en los hospitales, STUK es hoy una organización especializada cuyas funciones cubren todos los campos de aplicación de la radiación y de la seguridad nuclear.

1. Introducción

La Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia (STUK) es una organización gubernamental independiente para el control regulador de la radiación y la seguridad nuclear. Se rige por la *Ley sobre la Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia 1069/1983* y por el *Decreto sobre la Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia 618/1997*.

Stuk fue creado en 1958. En principio, se encargaba sólo de la inspección de los equipos radiactivos usados en los hospitales, siendo un pequeño instituto de radiación física unido a la Junta nacional de salud. Cuando la regulación sobre seguridad nuclear fue asignada al instituto, se creó el Instituto de Protección de la Radiación como autoridad independiente de seguridad, bajo las órdenes del Ministerio de Asuntos Sociales y Salud. En 1984, el nombre del Instituto se cambió a Centro finlandés para la radiación y la seguridad nuclear, que pasó a llamarse Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear en 1997 (STUK). Hoy en día, sus funciones como organización especializada cubren todos los campos de la radiación y de la seguridad nuclear, para lo que cuenta con más de 300 personas trabajando en el organismo.

La *Ley de Energía Nuclear finlandesa (Ley 990/1987)* dispone que el Ministerio de Comercio e Industria es el responsable de la dirección y control supremos de los asuntos nucleares. El Ministerio prepara las cuestiones de energía nuclear para el Consejo de Estado en su toma de decisiones y se ocupa de formular la política energética.

La máxima autoridad para regular el uso de la radiación es el Ministerio de Asuntos Sociales y Salud, del cual depende administrativamente STUK, aunque también mantiene relaciones con otros ministerios.

2. Funciones

La misión de STUK es minimizar los efectos dañinos de la radiación ionizante a través de la supervisión y la investigación del uso seguro de la energía nuclear, el control de la protección física, la preparación para emergencias y la vigilancia de los materiales para impedir la proliferación de armas nucleares.

Sus funciones son:

1. Participar en el proceso de licenciamiento.
2. Supervisar la observancia de las condiciones de la licencia así como establecer requisitos detallados sobre las operaciones licenciadas.
3. Crear regulaciones específicas y proponer regulaciones generales.
4. Supervisar la observancia de las regulaciones específicas.
5. Establecer los requisitos de las personas cualificadas relacionadas con el uso de la energía nuclear y controlar que dichos requisitos se cumplen.
6. Asesorar a otras autoridades.
7. Llevar a cabo la investigación y desarrollo necesarios para la supervisión y participar en la cooperación internacional en ese campo.

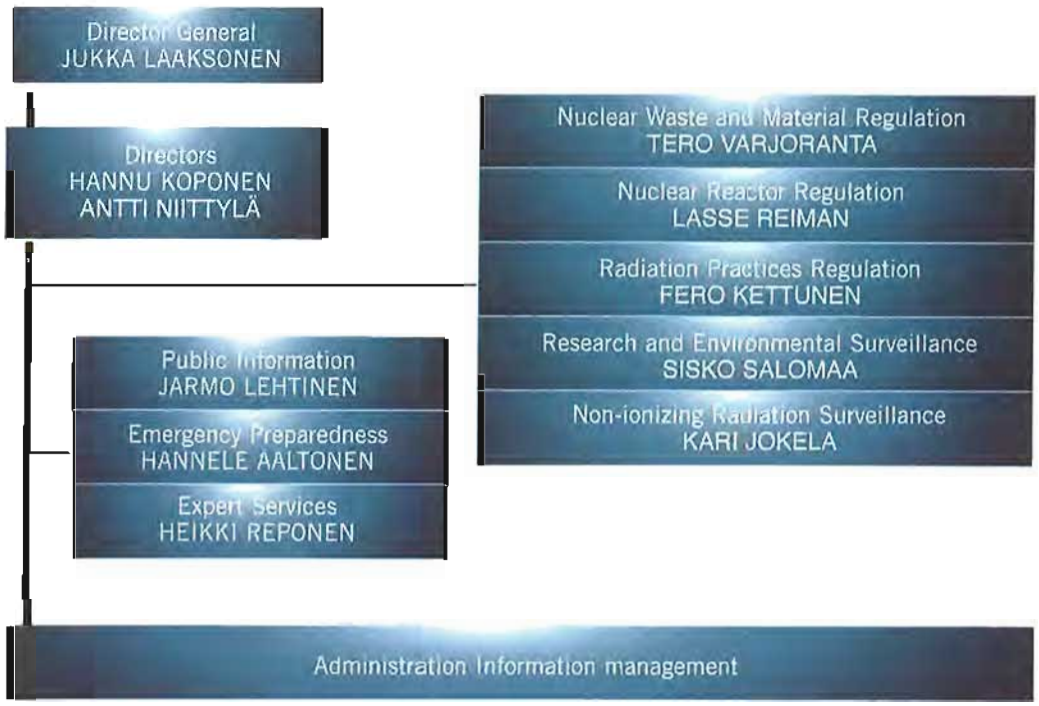


Figura 1. Organigrama de la Autoridad de Radiación y Seguridad Nuclear de Finlandia (STUK).

8. Hacer propuestas y emitir dictámenes ocasionados por la supervisión.

STUK debe también supervisar la provisión de indemnizaciones en caso de responsabilidades por daño nuclear, tal y como prevé la ley.

STUK puede, a petición de cualquiera que quiera hacer uso de la energía nuclear, examinar el plan diseñado y dar instrucciones preliminares sobre qué debe ser tenido en cuenta con respecto a la seguridad, la protección física y el planeamiento de emergencias.

Sus obligaciones son:

— Llevar el control regulador de la seguridad en el uso de la energía nuclear, la preparación de emergencias, la seguridad física y los materiales nucleares y el uso de la radiación.

— Realizar el seguimiento y dirección de la situación radiológica en Finlandia y el mantenimiento de la preparación ante situaciones radiológicas anormales.

— Mantener los estándares metrológicos

— Llevar a cabo la I+d sobre seguridad nuclear y radiológica.

— Informar sobre radiación y seguridad nuclear y participar en actividades de formación y entrenamiento.

— Ofrecer los servicios de sus expertos.

— Hacer propuestas para el desarrollo de la legislación y emitir guías generales sobre radiación y seguridad nuclear.

— Participar en la cooperación internacional.

La Ley de Energía Nuclear establece los derechos de STUK y de su personal (por ejemplo, el acceso) para inspeccionar y controlar las operaciones relativas a la construcción y operación de instalaciones nucleares, la minería y el enriquecimiento para la producción de uranio y torio, el uso de los materiales nucleares; para requerir que el combustible nuclear o los edificios y equipos, entendidos como parte de una instalación, sean utilizados como STUK convenga, recibir la información necesaria y emitir prohibiciones sobre la propiedad cuando sea necesario para asegurar la seguridad.

Sistema de licenciamiento

STUK no concede licencias de construcción y operación a instalaciones nucleares, esta función corresponde al Consejo de Estado. Las licencias de operación se conceden por un número limitado de años, normalmente diez. La renovación periódica de la autorización permite realizar una revisión de seguridad completa cada cierto tiempo.

Para obtener la licencia de construcción de una central nuclear, una instalación de almacenamiento de residuos u otra instalación significativa, se necesita una *Decisión previa* otorgada por el Consejo de Estado. Para conceder tal decisión es necesario que la instalación sea beneficiosa para la sociedad y que:

— La municipalidad del emplazamiento esté a favor de la construcción.

— No haya factores que indiquen una falta de prerrequisitos suficientes para construir la instalación en cuanto a seguridad nuclear, ausencia de daños a las personas, al medio ambiente o a la propiedad.

Figura 2. Sede de STUK.

La Decisión previa, precedida por una evaluación de impacto ambiental, entra en vigor cuando es confirmada por la mayoría simple del Parlamento, quien no puede hacer cambios a la decisión, sólo aprobarla o rechazarla.

Las licencias para instalaciones nucleares pequeñas (por ejemplo, reactores de investigación con potencia térmica por debajo de 50MWe), las concede directamente el Ministerio de Comercio e Industria, tras la correspondiente evaluación de seguridad de STUK, a quien además se le puede delegar esta capacidad por decreto. STUK concede las licencias sobre el uso de la radiación.

El sistema sancionador y las normas para la suspensión, modificación o revocación de una licencia se establecen en el Ley de Energía Nuclear. El sistema incluye provisiones para que STUK ejercite medidas coercitivas y confiscatorias, o pueda interrumpir la operación de una instalación, entre otras.

Legislación

La legislación finlandesa sobre seguridad nuclear y radiológica se creó en 1957, y se ha seguido ampliando y modificando desde entonces. En 1988 se revisó la Ley de Energía Nuclear y el Decreto de Energía Nuclear. Además, son fundamentales la Ley y Decreto sobre la radiación (revisadas en 1991). Los cuatro textos regulan los procedimientos por los cuales deben regirse STUK, el ministerio, los licenciatarios, etc. Además, el Consejo de Estado ha creado cuatro decisiones de desarrollo de dichas leyes, sobre la seguridad de las centrales nucleares, la protección física, las emergencias y los residuos.

"STUK cuenta con una plantilla de más de 300 personas que tienen una formación continua y especializada."

STUK crea guías sobre los requisitos específicos de seguridad, llamadas guías YVL. Son reglas que un licenciatario individual o cualquier otra organización concernida deben cumplir, excepto si estos presentan al STUK otro procedimiento aceptable o solución en el cual se consiga el nivel de seguridad previsto en la ley. Las guías incluyen unas 60 directrices sobre ocho campos: cuestiones generales, sistemas, vasijas, ingeniería civil, equipos y componentes, materiales nucleares, protección radiológica y gestión de residuos radiactivos.

Recursos humanos

STUK tiene recursos suficientes para cumplir con sus obligaciones. Su personal es amplio y bien formado, tanto porque el ocupado de los análisis de seguridad y de las inspecciones tiene nivel universitario, como porque la formación de la plantilla es contínua y especializada. En los últimos años, se ha ampliado para hacer frente a los trabajos de revisión y control de la licencia de construcción de una nueva unidad, Olkiluoto 3.

Los recursos financieros de STUK provienen en su mayoría del presupuesto del Gobierno. Otra parte es costeada por los titulares de las licencias, que pagan directamente a STUK por el control regulador que realiza, a través de las tasas establecidas en la ley.

El sistema de inspecciones

Desde 1999 las inspecciones se llevan a cabo según un programa consistente en 30 inspecciones multidisciplinares, que se centran en los procesos principales de trabajo del titular, cubriendo así las áreas más importantes de la seguridad de la planta nuclear. El programa tiene tres niveles: la gestión de la seguridad, los procesos de trabajo principales y la adecuación de las actividades a diferentes áreas, a través de prácticas de inspección basadas en la regulación informada por el riesgo, a través del uso de APS. Además, se llevan a cabo inspecciones *ad hoc* cuando son necesarias.

3. Organización

La organización y las responsabilidades de STUK están contenidas en los manuales de calidad.

Su estructura, como se ve en el organigrama, está encabezada por un director general del que dependen un subdirector general, ocupado de las finanzas, administración de datos, servicios de expertos, sistema de calidad y acuerdos internacionales; y un director que lleva los asuntos jurídicos, la creación de normas y la vigilancia de la radiación no ionizante.

La plantilla técnica está dividida en cinco áreas:

— Residuos nucleares y regulación del material.

Se ocupa de la gestión de los residuos nucleares. En cuanto al

combustible nuclear gastado —sobre el cual se ha investigado en Finlandia durante casi 20 años, con el objetivo de aislar permanentemente los residuos de alta actividad de la biosfera—, STUK se ocupa de evaluar la calidad, integridad y resultados de los programas de investigación.

En lo relativo a materiales nucleares, el organismo controla el transporte de sustancias radiactivas y la contabilidad para cumplir con los programas de salvaguardias del OIEA y de Euratom.

— Regulación de reactores nucleares.

Finlandia cuenta con cuatro centrales nucleares, dos en Loviisa y dos en Olkiluoto, además del reactor de investigación Otaniemi en Espoo, cuya seguridad está controlada por STUK. En concreto este departamento se ocupa de la gestión de la seguridad, los planes de los proyectos, los sistemas de seguridad, la tecnología de las centrales, la evaluación del riesgo, la protección radiológica y la ingeniería mecánica.

— Regulación de prácticas con radiación.

Este área controla el uso de la radiación y de las sustancias radiactivas en los tratamientos médicos, la industria, la investigación y la docencia, cuyas licencias de operación concede el organismo, y vigila la exposición de los trabajadores. Asimismo, este departamento se ocupa de la vigilancia de la radiación natural.

— Investigación y vigilancia medioambiental.

Este departamento cuenta con ocho laboratorios para llevar a cabo proyectos de investigación sobre los efectos de la radiación, desde el estudio de efectos biológicos o de las cadenas alimentarias de las radiaciones ionizantes hasta la radiación no ionizante. Además, supervisa y aporta fondos para proyectos relativos a energía nuclear, residuos y materiales, llevados a cabo por otros institutos de investigación.

El control del medio ambiente se realiza mediante equipos de monitoreo distribuídos a lo largo del territorio del país.

"En Finlandia, la máxima autoridad para regular el uso de la radiación es el Ministerio de Asuntos Sociales y Salud, del que depende administrativamente STUK, aunque también mantiene relaciones con otros ministerios."

— Radiación no ionizante.

STUK evalúa las radiaciones no ionizantes provenientes de campos magnéticos, radiofrecuencia y frecuencia eléctrica baja, teléfonos móviles, medidas y calibración, radiación UV, láseres y cabinas de rayos uva.

— Otras áreas.

Además de las áreas operacionales, otros cuatro departamentos se ocupan de la información pública, la preparación de emergencias, los servicios de expertos y de apoyo a áreas relacionadas y los servicios internos y de administración.

A STUK le asesoran dos comités externos:

El Comité asesor sobre energía nuclear, nombrado por el Gobierno, debe trabajar preparando materias relacionadas con la energía nuclear en cooperación con el Ministerio de Comercio e Industria.

El Comité asesor sobre seguridad nuclear, nombrado por el Gobierno, estudia materias sobre seguridad nuclear en cooperación con el STUK.

Externamente, también se cuenta con los servicios de varias organizaciones de soporte técnico, de las cuales las más importantes son el Centro Técnico de Investigación de Finlandia (VTT) y el *Geological Survey of Finland* (GTK).

4. Relación con CSN

El CSN es un organismo muy parecido al finlandés, autoridad de referencia para nuestros técnicos quienes mantienen un constante intercambio de información con STUK. Si bien estas actividades no están formalizadas en un acuerdo bilateral, la pertenencia de los dos países a la UE, WENRA, OIEA, IRPA, ICPR, las convenciones de seguridad nuclear y de residuos y la participación de los dos organismos en otros muchos grupos de trabajo de los dos organismos, hacen que la relación entre las instituciones y entre su personal sea constante y fluida.

5. Datos de interés

Más información sobre STUK puede encontrarse en:
http://www.stuk.fi/en_GB/

STUK - Radiation and Nuclear Safety Authority.
Laippatie 4 / P.O. BOX 14
00881 Helsinki
Finland
Telephone +358 9 759 881
Telefax +358 9 759 88 500

Actualidad

• Centrales nucleares • Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento • Instalaciones radiactivas • Acuerdos del Consejo • Actuaciones en emergencias • Asesoría jurídica •

CENTRALES NUCLEARES

La información se refiere al periodo comprendido entre el 20 de febrero y el 20 de mayo de 2006.

Almaraz

Entre el 18 de marzo y el 10 de abril se realizó la 16ª parada de recarga de la unidad II con resultados satisfactorios.

El día 2 de mayo, se produjo una parada automática de la unidad I.

Grúa de recarga de combustible de la central nuclear de Almaraz.

La parada automática del reactor por disparo de turbina fue debida a la actuación de la solenoide 20-1/AST, inducido por la rotura de una trenza del sistema de detección de falta a tierra del rotor del alternador.

El día 3 de mayo se produjo una parada automática de la unidad I.

Con una potencia nuclear de 4,5% y unidad desacoplada se produce la caída de barras de control y parada por parada de los motogeneradores.

Lo anterior se produjo por una pérdida de tensión en el trafo de arranque T1A2 como consecuencia de una falta eléctrica en la bomba de condensado CD1-PP-2a.

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

Ascó

El día 4 de mayo se produjo en la unidad I el siguiente suceso notificable: Tarado del punto de presión de apertura de las válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno a los actuadores de las válvulas de alivio del presionador superior al valor máximo especificado por el suministrador.

Las válvulas de alivio del presionador son neumáticas accionadas por aire controlado con una válvula actuada por un solenoide. En la línea de aire existe una conexión con un acumulador de nitrógeno que permite la actuación de estas válvulas en caso de perdida de aire.

Durante la 18ª recarga, a raíz de la rotura del sistema de accionamiento de una de las válvulas de alivio del presionador durante las pruebas funcionales realizadas en la recarga a causa del montaje deficiente de los elementos de fijación, se detecta una discrepancia entre el valor de tarado de las válvulas de seguridad en líneas de suministro de nitrógeno y la limitación del máximo valor de la presión aplicable al actuador definido por el suministrador de la válvula.

Se reparó el sistema de accionamiento de la válvula afectada, y se modificó el valor de tarado de las dos válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno de la unidad I al recomendado por el suministrador, y se investigó si afectaba a las mismas válvulas en la unidad II. Al comprobar que existía idéntico problema, se tomaron las mismas medidas y se emitió el suceso notificable correspondiente.

Central nuclear de Ascó. Transporte de la tapa de la vasija.

Se comprobó el adecuado montaje de los elementos de fijación del sistema de accionamiento de la otra válvula de alivio del presionador de la unidad I y el de las dos válvulas de la unidad II.

El día 6 de mayo se produjo la pérdida de potencia exterior en barras de 6,9 kV y arranque del generador diesel A.

Dentro de las operaciones de arranque posteriores a la 18ª recarga, se produce la apertura del interruptor de alimentación de 110 kV al transformador auxiliar de arranque TAA-1 por actuación de la protección de sobreintensidad, causada por una anomalía en el conexionado de la protección, provocando la pérdida de potencia exterior en las barras de 6,9 kV y el arranque del generador diesel A.

Se normaliza la situación (parada del generador diesel A y puesta en servicio del transformador auxiliar de arranque TAA-2). Se corrige la anomalía del conexionado, y se continúa el programa de recarga.

También el día 6 de mayo se produjo la caída de los bancos de parada al perder su alimentación tras una pérdida de potencia exterior.

Como consecuencia de la pérdida de potencia exterior en barras de 6,9 kV (suceso notificable anterior), se produce la pérdida de los centros de potencia que alimentan al sistema de accionamiento y control de barras de control, lo que provoca la caída de los bancos de parada del reactor.

Se normaliza la situación y se continúa con el programa de recarga.

En lo que se refiere a la unidad II, el día 29 de marzo se produjo la reducción de carga y desconexión de la red para reparar una fuga de hidrógeno en el alternador.

La fuga se localiza en la junta de la tapa de la cámara de inversión del enfriador de hidrógeno hacia el circuito de agua de refrigeración del sistema de agua de servicios de componentes. Tras la reparación de la fuga y la prueba de estanqueidad del alternador, se normaliza la situación de la planta.

Otro suceso notificable se produjo el día 31 de marzo con la carrera de las válvulas de alivio del presionador ajustadas a un valor distinto al indicado en la documentación de diseño.

Durante la ejecución de los procedimientos de vigilancia en la 16ª recarga, se constata que la carrera de las válvulas de alivio del presionador tiene un recorrido ligeramente inferior a la que consta en la documentación de diseño de las válvulas. Tras su evaluación, se concluye que dichas válvulas están operables cumpliendo su función en todo momento.

El 4 de mayo se produjo el tarado del punto de presión de apertura de las válvulas de seguridad en las líneas de suministro de nitrógeno a los actuadores de las válvulas de alivio del presionador superior al valor máximo especificado por el suministrador.

Este suceso es consecuencia de la investigación realizada en la unidad II, tras el suceso acaecido en la misma fecha en la unidad I. El detalle del mismo se describe en el apartado correspondiente de dicha unidad.

En su reunión de 5 de abril de 2006, el Consejo informó favorablemente la revisión nº 85 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de Ascó I.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado 11 inspecciones durante este periodo.

Cofrentes

La central ha permanecido operando a plena potencia, excepto durante la parada programada para la sustitución de dos elementos de combustible fallados, que tuvo lugar entre el 23 de abril y el 2 de mayo. Esta parada se desarrolló con normalidad, sin producirse ningún incidente destacable.

Central nuclear de Cofrentes. Área de descontaminación.

En su reunión del día 1 de marzo de 2006, el Consejo informó favorablemente la revisión 12 de las especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas (ETFM), que incorpora mejoras en la vigilancia de caudales del sistema de agua de servicio esencial (ESW).

En su reunión del día 19 de abril de 2006, el Consejo informó favorablemente la revisión 15 del Reglamento de Funcionamiento (RF), por la que se introducen cambios organizativos, junto con la revisión 14 del Plan de Emergencia Interior (PEI), motivada fundamentalmente por modificaciones en el PEI derivadas de los cambios organizativos.

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

José Cabrera

Comenzó este periodo con la central a plena potencia, posteriormente, en el mes de abril la central ha estado funcionando en fase de alargamiento de ciclo (reduciendo potencia), y terminó el mes de abril con la central parada y desacoplada, de acuerdo con la Orden Ministerial de 14 de octubre de 2002 en la que se establecía la fecha 30 de abril de 2006 como la de cese de explotación.

Durante este periodo de tiempo no se han producido incidentes.

Desde el 1 de mayo la central ha trasladado los 69 elementos combustibles del núcleo del reactor a la piscina de combustible gastado y ha realizado varias modificaciones de diseño para acomodar la central a la nueva configuración de planta descrita en los documentos oficiales que figuran en la declaración de cese de explotación emitida por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio de fecha 20 de abril de 2006. Estos límites y condiciones se complementan con las instrucciones técnicas complementarias aprobadas por el Consejo de Seguridad Nuclear el 17 de mayo de 2006.

Sigue en curso el licenciamiento de la modificación de diseño del Almacén Temporal Individualizado.

Santa María de Garoña

La central ha operado a la potencia térmica nominal, excepto alguna reducción de potencia llevada a cabo para realizar cambio de secuencia de barras de control y pruebas de especificaciones de funcionamiento.

En su reunión del día 17 de mayo de 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear acordó informar favorablemente la modificación de diseño para la aplicación durante el ciclo 24 de operación de la opción I-D basada en el documento ITEC-1208, revisión 1, para la prevención y supresión de inestabilidades termohidráulicas.

Central nuclear Santa María de Garoña.

En su reunión del día 17 de mayo de 2006, el Consejo de Seguridad Nuclear acordó informar favorablemente la revisión 9 de las especificaciones técnicas de funcionamiento mejoradas y la revisión 8 de las bases de las mismas.

El simulacro anual de plan de emergencia interior se realizó el 27 de abril de 2006. En esta ocasión el escenario simulado estuvo basado en un suceso tipo LOCA. En el escenario simulado se llegó hasta Categoría IV "Emergencia General".

Durante los días 9, 10 y 11 de mayo de 2006 tuvo lugar en la central nuclear Santa María de Garoña una reunión técnica sobre gestión de la seguridad y cultura de seguridad organizada con la colaboración del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) a la cual asistieron miembros de la organización del titular, miembros del CSN y representantes de las diversas centrales nucleares españolas.

El titular no ha comunicado al CSN ningún suceso notificable durante este periodo.

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

Trillo

La central ha operado al 100% de potencia durante este periodo de tiempo.

El día 5 de mayo de 2006 se inició la recarga de combustible que se ha retrasado debido a problemas en los internos de una bomba de refrigerante del reactor. La reparación de la misma ha llevado varios días. Está previsto el arranque de la central el día 10 de junio de 2006.

Durante este periodo de recarga se ha realizado una inspección de los pines de los elementos combustibles, del alternador, etc. El CSN ha realizado 7 inspecciones del Plan Base de Inspección del año 2006 de los temas siguientes: a) protección frente a condiciones meteorológicas adversas, b) inspección en servicio, c) requisitos de vigilancia, d) plan de emergencia, e) actualización del APS, f) programa ALARA, y g) vigilancia y control de efluentes radiactivos líquidos y gaseosos.

No se han producido sucesos notificables en este periodo.

Vandellós II

La central, estando al 100% de potencia, descubrió la existencia de partes sueltas en el Generador de Vapor (GV) A, por lo que paró para recuperarlas el día 29 de marzo.

Las piezas recuperadas se examinaron y se concluyó que se trataba de distintas partes de un *split pin* (pieza que sujeta los tubos guía de las barras de

ACUERDOS DEL CONSEJO

A continuación se presentan los acuerdos más significativos adoptados por el Consejo en el periodo comprendido entre el 1 de marzo y el 17 de mayo de 2006. Puede consultar el listado completo de los acuerdos del CSN en la página web www.csn.es

Normalización de la Acería Arcelor Alambrón Zumárraga, SA, de Zumárraga (Guipúzcoa)

Tras la fusión de una fuente de Cs-137 en la factoría de Acerlor Alambrón Zumárraga, SA, la Dirección General de Política Energética y Minas requirió a la entidad la presentación de un Plan de Actuación para la recuperación de la factoría, y de gestión de los residuos radiactivos generados como consecuencia de la descontaminación de la misma. Dicha resolución requiere la apreciación favorable del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) de las actuaciones realizadas para la normalización.

La empresa de referencia ha presentado al CSN el informe final sobre las actividades de recuperación de la instalación, que describe los hechos que se produjeron y evalúa las acciones que se han llevado a cabo para llevar a la planta a situación de normalidad. Independientemente, se ha inspeccionado la instalación a fin de verificar las condiciones radiológicas de la misma.

Las evaluaciones llevadas a cabo por la Dirección Técnica de Protección Radiológica (DPR), concluyen que la normalización de la Acería es aceptable, proponiendo su informe favorable.

Examinado el Plan de Actuación presentado por el titular, así como las evaluaciones e informes efectuados por la DPR, el Pleno del Consejo acordó, en su reunión del 1 de marzo, informar favorablemente la normalización de Arcelor Alambrón Zumárraga, SA, desde el punto de vista radiológico.

Propuesta de remisión telemática de documentos de inspecciones de control y funcionamiento de las instalaciones radiactivas y su archivo y custodia en cada Comunidad Autónoma con Encomienda de Funciones

Una vez constatada la idoneidad técnica de la transmisión telemática de las actas de inspección asociadas a todas las operaciones de control de instalaciones radiactivas realizadas por la Comunidad Autónoma Vasca, siguiendo los protocolos informáticos y de seguridad disponibles, por el Gabinete Técnico de la Presidencia se presenta a la consideración del Pleno del Consejo el Sistema telemático de remisión de documentación y del archivo y custodia de la documentación generada en cada comunidad autónoma con encomienda de funciones, en el ámbito de las actividades contempladas en cada Convenio de Encomienda.

El CSN facilitará el hardware y software necesario a cada comunidad autónoma con encomienda para la realización de digitalización de la documentación y su remisión telemática segura al CSN y, siguiendo las recomendaciones de la Asesoría Jurídica, redactar y firmar adendas a cada convenio en vigor que recoja las recomendaciones jurídicas y técnicas necesarias de cada caso.

En virtud de la descripción realizada, el Pleno del Consejo acordó, en su reunión de 16 de marzo, aprobar que se lleve a cabo un sistema de remisión telemática

Central nuclear Vandellós II.

control a la placa superior del núcleo para evitar vibraciones). La inspección del GV reveló que se había dañado la soldadura de unión tubo–placa tubular del GV (que hace de barrera de presión en esa zona) en diversos tubos, por lo que hubo de licenciarse la redefinición de la barrera de presión, que pasaba a estar constituida por la unión expansionada del tubo a la placa tubular, tal como ya se había analizado para varias centrales de Estados Unidos que habían experimentado el mismo problema. El titular mantuvo la central parada hasta el día 30 de abril en que se acopló de nuevo a la red eléctrica, tras recibir del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la aprobación de la nueva definición de la barrera de presión informada favorablemente por el CSN.

ACUERDOS DEL CONSEJO *(continuación)*

de documentos de inspecciones de control y de funcionamiento de las instalaciones radiactivas en cada Comunidad Autónoma con Encomienda, y el archivo y custodia de los documentos, por aquéllas, en formato papel.

Propuesta de Convenio de Colaboración CSN-Instituto de Salud Carlos III, para la realización de Estudio Epidemiológico

El Pleno del Consejo acordó, en su reunión de 16 de marzo, aprobar el alcance y contenido y que se inicien los trámites para la firma de un Convenio de Colaboración entre el CSN y el Instituto de Salud Carlos III para la realización de un estudio epidemiológico que investigue el posible efecto de las radiaciones ionizantes, derivadas del funcionamiento de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas, sobre la salud de la población que reside en su proximidad.

El texto que se presenta se ha revisado conjuntamente con representantes del Instituto de Salud Carlos III, teniendo en cuenta lo establecido en la Propuesta No de Ley, aprobada por el Congreso de los Diputados, y las instrucciones del Pleno del Consejo.

El estudio epidemiológico consiste en la caracterización de la mortalidad por cáncer en los municipios situados en la proximidad de las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible nuclear españolas, en función de la historia de exposición a las emisiones de las mismas y de la exposición debida a la radiación natural de la zona. Además, se estudiará el posible efecto de las radiaciones ionizantes en municipios seleccionados en dos zonas alejadas del entorno de las instalaciones, una con elevado y otra con bajo nivel de exposición a radiación natural. El CSN proporcionará la información relativa a estimación de la exposición a radiaciones ionizantes de la población de los municipios incluidos en el estudio.

Informe sobre propuesta de Resolución Conjunta de dos Direcciones Generales del Ministerio de Sanidad en relación con la formación en materia de protección radiológica en programas formativos de la especialidad de Ciencias de la Salud

Se presenta a la consideración del Pleno del Consejo la propuesta de Resolución Conjunta de las Direcciones Generales de Salud Pública y de Recursos Humanos y Servicios Económico Presupuestarios del Ministerio de Sanidad y Consumo, mediante la que se acuerda incorporar en determinados programas formativos de especialistas en Ciencias de la Salud, formación en Protección Radiológica.

El proyecto de Acuerdo que se ha presentado para informe tiene como objeto introducir en los programas formativos de las distintas especialidades sanitarias las modificaciones precisas para dar cumplimiento a los reglamentos que transponen la Directiva 97/43 EURATOM sobre protección de la salud frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes.

Tras analizar toda la documentación recibida se concluye que:

- El contenido del Acuerdo propuesto es adecuado y se ajusta razonablemente a la Guía 116 de la CE.
- Los programas se ajustan adecuadamente a los recomendados en la Guía del Consejo GSG-5.12.

Deberá promoverse que los centros que impartan la formación obtengan la homologación del CSN, con el fin de facilitar que los profesionales que los superen puedan obtener las licencias previstas en el Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas.

El titular declaró prealerta de emergencia por incendio forestal en las inmediaciones de la central a las 0,47 h del día 11 de abril. Desde la tarde del día 10 se estaba propagando un incendio forestal en la zona, con el resultado de que las autoridades cortaron la carretera nacional (N-340), autopista (A-7) y ferrocarril de la costa en las proximidades de la central. A última hora de la noche, el viento racheado llevaba al emplazamiento humaredas que provocaban señales de alarma por humo dentro de edificios que alojan sistemas de seguridad. Desde antes de decretarse la prealerta, el CSN había activado la Sala de Emergencias (Salem) ante las noticias de evolución del incendio.

La prealerta se desactivó a las 6.35 h del mismo día, una vez controlado el incendio en la zona, tras abrirse al tránsito las carreteras y la línea de ferrocarril y tras comprobarse que los sistemas de la central no habían sido afectados.

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

INSTALACIONES DEL CICLO Y EN DESMANTELAMIENTO

Ciemat

Concedidas las autorizaciones y licencias otorgadas por el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, por el Ministerio de Medioambiente y por el Ayuntamiento de Madrid, el 30 de marzo de 2006

- El Acuerdo no contempla el caso de la Radiología Intervencionista con la particularidad que aparece en la Guía de la Comisión Europea, ya que no se propone una formación específica para los profesionales de esta disciplina, dentro del programa para la especialidad de radiodiagnóstico.

A la vista de lo que antecede, y en cumplimiento del apartado i) del artículo 2 de la *Ley 15/1980, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, el Pleno del Consejo acordó, el día 19 de abril, informar favorablemente la propuesta de Resolución conjunta de las Direcciones Generales de Salud Pública y de Recursos Humanos, Servicios Económico Presupuestarios del Ministerio de Sanidad y Consumo, mediante la que se acuerda incorporar en determinados programas formativos de especialistas en Ciencias de la Salud, formación en Protección Radiológica.

Adicionalmente, el Pleno del Consejo acordó trasladar al Ministerio de Sanidad y Consumo, la solicitud de que es conveniente promover la incorporación de un curso básico sobre protección radiológica en los programas generales de formación de las licenciaturas de Medicina y Odontología para dar cumplimiento al punto 4. del artículo 7 de la Directiva 75/9743/EURATOM.

Evaluación del proyecto común para la desclasificación de maderas contaminadas en la operación de las centrales nucleares españolas

Unesa ha presentado propuesta de proyecto común de desclasificación de maderas, con muy bajo contenido de radiactividad, procedentes de la operación de las Centrales Nucleares españolas. Dicha propuesta se basa en la necesidad de definir el proceso y la documentación necesaria para proceder a las solicitudes específicas por cada instalación productora, así como establecer criterios comunes para su aplicación y desarrollo en todas las plantas.

El documento presentado plantea, en términos comunes para todas las centrales nucleares, las bases técnicas, los procedimientos y los métodos para la desclasificación de las maderas. La metodología utilizada para la elaboración del Proyecto Común se ajusta a los requisitos indicados por el CSN, incluyendo el origen y tipología de los residuos, su clasificación desde el punto de vista convencional y la descripción de sus vías de gestión basándose en la normativa en vigor, la propuesta de los niveles de desclasificación, los criterios para caracterizar radiológicamente los residuos y verificar el cumplimiento de los niveles de desclasificación y el sistema de calidad que asegura la fiabilidad del proceso.

Para la selección de los niveles de desclasificación, es decir, los contenidos medios máximos de radiactividad admisibles en maderas para que éstas puedan ser desclasificadas, Unesa ha realizado la correspondiente evaluación del impacto radiológico asociado a su gestión en España por las vías de incineración o vertido directo en un depósito de seguridad y de acuerdo al marco regulador aplicable. Se han excluido otras posibilidades de gestión, tales como el reciclado dentro de la industria de transformación de maderas, la elaboración de compost, o el vertido directo como residuo inerte o no peligroso.

A la vista de la solicitud de Unesa y de los informes de evaluación y técnico llevados a cabo por la Dirección Técnica de Protección Radiológica, el Pleno del Consejo acordó, en su reunión de 26 de abril, apreciar favorablemente el proyecto común para la desclasificación de maderas con muy bajos niveles de actividad, procedentes de la operación de Centrales Nucleares españolas, en los términos propuestos por la Dirección Técnica de Protección Radiológica.

comenzó oficialmente el proyecto de desmantelamiento de cuatro instalaciones del centro así como la restauración de sus zonas de influencias, tal como se contempla en el Plan Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC). Enresa, encargada oficialmente de llevar a cabo las actividades de desmantelamiento, ha iniciado las actividades preparatorias de las instalaciones auxiliares necesarias, con la previsión de iniciar el desmantelamiento de las partes activas antes de fin de año.

El día 3 de abril se recibió en el centro una visita de cuatro técnicos del SSI, organismo regulador sueco, que está especialmente interesado en analizar la experiencia en los proyectos de mejora y rehabilitación de las instalaciones del Ciemat.

Durante este período se han realizado tres inspecciones de control del proyecto PIMIC, una referente a la protección física de las instalaciones, otra referente al control del impacto radiológico ambiental y la otra en relación a la construcción de una ampliación del edificio 70 del centro.

Fábrica de Uranio de Andújar

Se ha continuado con el seguimiento del Programa de vigilancia y mantenimiento del emplazamiento.

Se están evaluando la revisión del modelo hidrogeológico y el plan de actuación sobre la cumbrera del dique que ha presentado el titular.

Durante este período se han realizado tres inspecciones de control.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

Información referida al periodo comprendido entre el 21 de febrero y el 20 de mayo de 2006.

Sucesos notificables

Durante este periodo se han recibido en la Sala de Emergencias del CSN (Salem) cuatro informes de suceso notificable en una hora y diez informes de suceso notificable en 24 horas; de éstos, cuatro corresponden a ampliación de la información enviada en los correspondientes sucesos de una hora.

Los días 10 y 11 de abril tuvo lugar un incendio forestal en las proximidades de la central nuclear Vandellós II que provocó la activación de su Plan de Emergencia Interior, declarando prealerta de emergencia a las 00:47 horas del día 11 de abril.

La Salem fue informada de la existencia del incendio por la Subdelegación del Gobierno en Tarragona activando la Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE) del CSN en modo de respuesta reducida (modo 1 del Plan de Actuación ante Emergencia). La Subdelegación del Gobierno en Tarragona, siguiendo las recomendaciones del CSN, activó el PENTA en situación 0, sin requerir la aplicación de medidas de protección radiológica en el exterior.

Una vez que el incendio fue controlado y extinguido y las vías de comunicación cercanas a la central fueron reabiertas, la central desactivó la prealerta de emergencia a las 06:35 horas y también fueron desactivados el PENTA y la ORE. El suceso no tuvo consecuencias radiológicas para los trabajadores de la instalación, el público ni el medio ambiente.

Incidentes radiológicos

El día 21 de febrero de 2006 se recibió en la Salem un fax del Instituto Valenciano de Investigaciones Agrarias (IVIA) comunicando la pérdida de dos fuentes radiactivas encapsuladas (Ni-63). La detección de la pérdida de control de las fuentes se produjo en el transcurso de la inspección anual que el CSN realizó a la instalación.

El día 22 de febrero se recibió notificación de un suceso en el Hospital Universitario "Virgen de la Victoria" de Málaga referente a la contaminación interna por I-131 de un trabajador del área de Medicina Nuclear de dicho hospital.

Los días 23 y 27 de febrero se recibieron vía e-mail, a través del usuario "marcha", dos comunicaciones sobre detección de piezas radiactivas en las empresas Deydesa 2000 de Leguitano (Álava) y Fragnor de Euba-Amorebieta (Vizcaya), respectivamente.

El día 24 de febrero se recibió llamada desde la empresa Schering España comunicando el extravío de un generador de Mo/Tc-99 durante su transporte entre el aeropuerto de Barajas (Madrid) y el de Palma de Mallorca. Se inició una investigación y personal de Iberia informó a la Salem que el generador se encontraba en la terminal de carga del aeropuerto de Barajas sin que se hubiera dado por perdido en ningún momento.

El día 3 de marzo se recibió en la Salem notificación desde la

Planta Lobo G de la Haba (Badajoz)

Continúa el seguimiento del Programa de vigilancia y control del emplazamiento ya clausurado. Se han realizado dos inspecciones, de control general y al Programa de vigilancia radiológica ambiental.

Centro Medioambiental de Saelices el Chico (Salamanca)

Se han recibido en el CSN las informaciones referentes al año 2005 del programa de vigilancia y control de las aguas subterráneas del emplazamiento y del comportamiento de las capas y estructuras de cobertura de las escombreras de la planta Elefante, en período de cumplimiento tras haber finalizado las obras de estabilización y cobertura de las escombreras de estériles de minería que permanecen en la misma.

La planta Quercus, actualmente en parada definitiva, está a la espera de la autorización del plan de desmantelamiento propuesto por Enusa al Ministerio de Industria, Comercio y Turismo. Este plan de desmantelamiento se encuentra actualmente en proceso de revisión y evaluación por parte del CSN.

Prosigue, conforme a la programación, la restauración del emplazamiento afectado por las antiguas actividades mineras del centro.

Otras instalaciones mineras

Tras los informes favorables del CSN a los planes de restauración presentados por Enusa para dos emplazamientos de antiguas explotaciones mineras de mineral de uranio, sitas en la provincia de Salamanca, la Delegación Territorial de Salamanca de la Junta de Castilla y León procedió en febrero a autorizar el abandono definitivo de las labores en dichas reservas mineras. Se tiene previsto comenzar las actuaciones de restauración de ambos emplazamientos en el tercer trimestre del año.

empresa Siengo, SL de la sustracción de un equipo de medida de densidad y humedad de suelos de la firma CPN modelo MC-3 de una furgoneta aparcada en la Plaza de la Purísima, en Padul (Granada). El CSN emitió una nota de prensa advirtiendo sobre el robo de material radiactivo. El equipo apareció el día siguiente.

El día 11 de marzo notificaron desde el aeropuerto de Barajas el aplastamiento de un bulto radiactivo (Generador de Mo-99, cat. III, IT 2,5, 136,12 GBq), de la empresa Amershan. El bulto estaba dañado en su blindaje y se activó a un técnico del retén del grupo radiológico de la ORE del CSN que supervisó la retirada del bulto a un lugar seguro en las instalaciones de Amershan.

El día 15 de marzo se localizó en un punto limpio de Astillero (Cantabria) un bidón con el pictograma de radiactivo. Desde la Salem se activó a dos técnicos de la UTPR de apoyo local ante emergencias, que se desplazaron al lugar y después de examinar y comprobar la ausencia de radiactividad, se decidió que retiraran las etiquetas para gestionarlo como residuo convencional.

El día 4 de abril se recibió en la Salem notificación de Sergeyco, SA comunicando el aplastamiento de un equipo Troxler en Estepona (Málaga). La fuente radiactiva no resultó dañada y fue retirada, tras plomarla, a las instalaciones de la empresa suministradora, Mecánica Científica.

El día 21 de abril se produjo un suceso radiológico en la compañía "Valenciana de aluminio BAUX" instalación radiactiva IRA 2617, de Castellón. El incidente consistió en un incendio en un equipo de rayos X sin consecuencia radiológica alguna.

El día 25 de abril notifican desde el Hospital Dr. Negrín de Gran Canaria que se ha producido la irradiación accidental de un trabajador al entrar en un búnker donde se encontraba un acelerador lineal en el momento de comenzar las pruebas de control de calidad diaria realizadas por el servicio de Física Médica.

El día 3 de mayo se recibió informe del Hospital Universitario Virgen de la Arrixaca de El Palmar (Murcia) comunicando un incidente de pérdida temporal de una fuente radiactiva no encapsulada en un ascensor de uso restringido al personal del hospital, con recuperación posterior de la misma, por deficiencias en el método de transporte empleado, que no tuvo consecuencias de irradiación importante para las personas que intervinieron ni contaminación residual significativa.

El día 5 de mayo se recibió notificación sobre incidente en una instalación radiactiva de 2ª categoría IR/SS-49/90 situada en la fábrica GSB Acero, SA de Azkoitia en Guipúzcoa sobre una fuente encapsulada.

Actividades en materia de emergencias

Ha sido aprobada por el Pleno y editada por el CSN la *Guía de Seguridad 1.9 (Rev.1) Simulacros y ejercicios de emergencia en centrales nucleares.*

Con fecha 28 de abril ha sido aprobado el procedimiento para la determinación de la significación

Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

Se ha continuado con los procesos de evaluación de las distintas solicitudes de modificación y ampliación presentadas por el titular.

Se han iniciado los trabajos para la construcción y montaje de las celdas de almacenamiento para los residuos de muy baja actividad, al tiempo que el titular ha presentado en el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio la solicitud de modificación de la instalación complementaria para el almacenamiento de esos residuos.

Se han realizado cinco inspecciones a la instalación sobre: simulacro de emergencia, control general de la instalación, garantía de calidad, sistema de ventilación del edificio auxiliar y temas estructurales.

Vandellós I

Se ha iniciado uno de los varios programas de investigación que se prevé llevar a cabo en el emplazamiento de la instalación durante su etapa de latencia. Este primer programa aborda la fitorestauración de suelos contaminados con radionucleidos. El proyecto consiste en la extracción de radionucleidos de los terrenos contaminados mediante plantas naturales de crecimiento permitiendo la recuperación de los mismos.

Durante este período se ha realizado una inspección de control.

Fábrica de combustible de Juzbado

El Consejo, en su reunión del 22 de marzo de 2006, acordó informar favorablemente la propuesta de modificación de diseño del sistema de tratamiento de efluentes radiactivos líquidos suprimiendo la Laguna de regulación nº 1, lo que implica la revisión de los documentos oficiales de explotación afectados por el cambio: propuestas de revisión de las Especificaciones de Funcionamiento (EF) y del Estudio de Seguridad (ES) elaboradas ambas en diciembre del 2005.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

para la seguridad del pilar de emergencias con lo que la documentación básica del Sistema Integral de Supervisión de las Centrales Nucleares (SISC) asociada a este pilar ha sido concluida.

Ha sido aprobado el Plan de Proyecto aplicable a la Gestión de Emergencias del CSN en el contexto de la preparación del Organismo para la misión del *Integrated Regulatory Review Service (IRRS)* previsto por el OIEA.

Han sido recepcionados en la sede del CSN la segunda entrega de las tres previstas (2005, 2006 y 2007) del contrato de adquisición de 3.000 dosímetros de lectura directa para su uso en intervenciones de emergencia y que está enmarcado dentro de la renovación del sistema dosimétrico de los planes de emergencia nuclear. En concreto han sido entregados 1.075 dosímetros, cinco unidades lectoras y el *software* de gestión asociado. Una vez inventariado y comprobado el buen funcionamiento del material, se procederá a su distribución entre las provincias con centrales nucleares y en la sede del CSN. Con esta segunda entrega ya se dispone de 1.800 dosímetros y 20 unidades lectoras.

Con fecha 1 de mayo ha entrado en vigor el contrato de apoyo local de emergencia y la gestión de los equipos radiométricos destinados a las emergencias nucleares y radiológicas. Este nuevo contrato supone, entre otros aspectos, la disponibilidad de un nuevo equipo técnico en Tenerife para hacer frente a las emergencias radiológicas.

En este período se ha continuado con la impartición de los cursos de manejo y gestión de los nuevos dosímetros de lectura directa, tanto a personal de la UTPR contratada por el CSN para el apoyo a emergencias, como a técnicos de la SEM y de la SCN que integran los grupos radiológicos de los planes de emergencia nuclear exteriores. Asimismo, se han impartido seminarios sobre manejo de la telefonía IP, con asistencia de representantes de las centrales nucleares y de Protección Civil, y sobre los sistemas de grabación de la Salem.

En este periodo se ha participado desde la Salem en simulacros anuales preceptivos en varias centrales e instalaciones nucleares y en diversos ejercicios

El 30 de marzo tuvo lugar el simulacro del Plan de Emergencia Interior (PEI) de la central nuclear de Trillo y el 27 de abril el de la central nuclear Santa María de Garoña. En estos ejercicios se activaron el Centro de Apoyo Técnico (CAT) de las respectivas centrales nucleares, así como el Centro de Control Operativo (CECOP) del Plan de Emergencia Nuclear de Tarragona (PENTA) y el de Guadalajara (PENGUA) respectivamente. En los simulacros, presenciados *in situ* por inspectores del CSN, se activó además la Salem con el personal necesario para afrontar dicha situación de emergencia simulada.

El día 23 de febrero se realizó el simulacro del PEI de la instalación nuclear del centro de almacenamiento de residuos de media y baja actividad de Sierra Albarrana, El Cabril. El simulacro, fue presenciado *in situ* por inspectores del CSN, y su evolución fue seguida desde la Salem por el personal necesario para afrontar dicha situación de emergencia simulada.

Sistema de manejo de detección de fugas de Juzbado.

El Consejo, en su reunión de 22 de marzo de 2006 apreció favorablemente la solicitud de modificación de diseño solicitada por Enusa con objeto de disponer de autorización para fabricar combustible de diseño GNF2, diseño BWR original de General Electric distinto a los fabricados y autorizados hasta el momento en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, e implica modificar el capítulo 7 del estudio de seguridad.

El Consejo, en su reunión de 5 de abril de 2006, acordó informar favorablemente sobre la solicitud de revisión del Reglamento de Funcionamiento que afecta a los capítulos 1 y 2 y anexo I y al capítulo 3 del Plan de Emergencia y consiste en recoger los cambios organizativos en la Dirección de Combustible de Enusa Industrias Avanzadas, SA y que afectan a la fábrica de elementos combustibles de Juzbado.

Durante este periodo se han realizado inspecciones sobre el plan de vigilancia radiológica ambiental, gestión

Los simulacros se realizaron con escenario secuencial de supuestos previamente desconocido, tanto para la mayor parte de actuantes de la instalación, como del propio CSN.

Mediante la realización de estos tres simulacros se ha probado el nivel de respuesta de las instalaciones, la correcta actuación de los participantes, el buen estado de los sistemas puestos en juego y en general la operatividad de los medios de que disponen los PEI y el adiestramiento del personal en su correcta utilización, tomándose nota, tanto por los observadores de las instalaciones, como por los inspectores del CSN, de los temas susceptibles de mejora.

En este sentido, el 23 de marzo ha quedado constituido dentro del CSN el Grupo Técnico de Evaluación de Simulacros (GTES) compuesto por miembros de diferentes unidades organizativas con la principal misión de evaluar la respuesta de la ORE y de las infraestructuras de la Salem durante los simulacros y recomendar aquellas actuaciones que pudieran suponer mejoras en su funcionamiento.

En este periodo se ha participado en el ejercicio internacional de comunicaciones CONVEX 28 del OIEA el 18 de mayo, en el que se desarrolló un escenario de accidente radiológico en el territorio nacional y se aplicaron las técnicas y metodologías de comunicación asociadas al sistema EMERCOM.

Ha sido aprobado por el Pleno del CSN la propuesta de convenio de colaboración entre el CSN, la Junta de Extremadura y la Universidad de Extremadura para el intercambio de datos de las respectivas redes automáticas de vigilancia radiológica ambiental, con lo que todas las redes de estaciones automáticas existentes que dependen de las Comunidades Autónomas (Valencia, Cataluña, País Vasco y Extremadura), estarán a corto plazo conectadas a la red del CSN.

Continúan los trabajos asociados a la mejora de la gestión del centro de documentación de la Salem y ha sido finalizada la automatización e integración visualizada de los datos y secuencias que se reflejan en el "log de eventos" de la Salem.

Tras la firma del correspondiente acuerdo de colaboración, se han iniciado formalmente los trabajos conjuntos entre el CSN, el Ciemat y la Universidad Politécnica de Madrid (UPM) para la integración del Sistema de Ayuda a la Toma de Decisiones en caso de Emergencia (RODOS) en la Salem del Organismo.

Dentro del contexto de colaboración con la Administración en materia de emergencias y de analizar posibles aspectos concretos que desarrollen la misma en un futuro, el CSN ha presentado su Plan de Actuación ante Emergencias (PAE), la Organización de Respuesta ante Emergencias y la infraestructura de la nueva Salem a diferentes instituciones, entre las que cabe destacar las siguientes; delegados y subdelegados del Gobierno con territorios con centrales nucleares, la Unidad Militar de Emergencias (UME), el Departamento de Infraestructuras y Seguimiento de Situaciones de Crisis (DISSC) de Presidencia del Gobierno y las Direcciones de Protección Civil de Castilla-La Mancha y Galicia.

y tratamiento de residuos, experiencia operativa y formación, emplazamientos y meteorología, incluidas en el programa base de inspección.

En cuanto a las actividades reguladoras más significativas:

- Se encuentran en proceso de evaluación la solicitud de prórroga del permiso de explotación provisional de la fábrica, la revisión periódica de la seguridad y los documentos oficiales de explotación siguientes: estudio de seguridad, especificaciones de funcionamiento, plan de emergencia interior y reglamento de funcionamiento.

- Se ha realizado el primer informe de evaluación del análisis integrado de seguridad de Juzbado, con objeto de recoger el resultado de las actividades de evaluación respecto al Análisis Integrado de Seguridad (AIS) que está realizando Juzbado.

El alcance de la evaluación en esta fase, comprende las actividades realizadas por Juzbado para uno de los nodos del área de sinterizado "Horno L1" con el alcance previsto para ello en el programa de evaluación.

Asimismo, se recogen las conclusiones sobre el trabajo de los grupos de expertos tras asistir a una reunión que trabajaba en la realización del siguiente nodo del área de sinterizado "Horno L2".

De la evaluación realizada y de la asistencia a la reunión de trabajo de los expertos , se han acordado una serie de aspectos y recomendaciones que quedan reflejados en el acta de reunión técnica , así como un nuevo alcance sobre la revisión independiente en las primeras fases del trabajo.

- Se han concedido seis licencias de operador de hornos de sinterizado cualificado para actuar como director de emergencia, para la fábrica de Juzbado.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

El CSN ha participado en el primer *workshop* para el desarrollo del programa de entrenamiento de respuesta ante emergencias del Organismo Regulador Ucraniano (SNRCU) conjuntamente con el Organismo Regulador Finlandés (STUK) en el marco del proyecto TACIS UK/RA06 de la Unión Europea.

Actividades en protección física

Desde el último período informado, el CSN ha inspeccionado el sistema de protección física de la central nuclear de Cofrentes.

Ha sido aprobado el plan de proyecto aplicable a la seguridad física en el contexto de la preparación del Organismo para la misión del *Integrated Regulatory Review Service (IRRS)* previsto por el OIEA.

En el marco de la implantación del *Real Decreto 229/2006*, sobre control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas, el CSN junto con el Ministerio de Industria, Comercio y Turismo, el Ministerio del Interior y Enresa, han llegado a un principio de acuerdo de colaboración financiero y técnico para el desarrollo y establecimiento de una estrategia nacional para la recuperación de fuentes huérfanas.

El CSN en este periodo ha participado muy activamente en diferentes programas internacionales que tienen el objeto de reforzar tanto el sistema nacional como el sistema internacional de protección física de los materiales e instalaciones nucleares y que constituyen un magnífico foro de intercambio de información y experiencias respecto a diferentes prácticas internacionalmente aceptadas en materia de seguridad física. Entre estas actividades cabe destacar:

- Organización y participación en la reunión (Madrid del 27 de febrero al 3 de marzo) de los consultores del OIEA sobre las Amenazas base de Diseño (ABS).
- Participación en las reuniones del *European Nuclear Security Regulators Association (ENSRA)*, realizando análisis comparativos sobre la situación de la seguridad física en los países miembros de la asociación y el modelo español.
- Participación en la elaboración del manual para combatir el tráfico ilícito de materiales nucleares y radiactivos y de la guía sobre cultura de seguridad física, documentos del OIEA.
- Participación en las reuniones de preparación y en las sesiones de capacitación básica de personal para la operación de los sistemas de vigilancia radiológica instalados en el puerto de Algeciras como parte de la iniciativa MEGAPORTS contra la proliferación y tráfico ilícito de materia nuclear y radiactivo del Departamento de Energía de los Estados Unidos de América y coordinación de la posible actuación de la UTPR, contratada por el CSN, de apoyo local de emergencias en la citada operativa.

Asimismo, el CSN ha impartido a miembros de diferentes unidades de las Fuerzas y Cuerpos de Seguridad del Estado, las siguientes sesiones de formación y entrenamiento:

- Sesiones de formación sobre accidentes nucleares, emergencias y protección física de los materiales nucleares contra robo o sabotaje radiológico a miembros del servicio de información de la Dirección General de la Guardia Civil.
- Sesión de formación sobre accidentes nucleares, emergencias y protección física de los materiales nucleares contra robo o sabotaje radiológico a miembros de la Unidad Central de Técnicos en Desactivación de Explosivos (TEDAX) y NRBQ de la Dirección General de la Policía.

INSTALACIONES RADIACTIVAS

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas con fines científicos, médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas

Entre el 28 de febrero y el 31 de mayo de 2006 el CSN ha realizado 16 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones, 80 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas y 10 informes para declaración de clausura; tres informes para la autorizaciones de retirada de material radiactivo; cuatro informes para autorizaciones de servicios o unidades técnicas de protección radiológica; ocho informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico, cinco informes para autorizaciones de otras actividades reguladas en el artículo 74 del RINR, nueve informes relativos a aprobación de tipo de aparatos radiactivos, cinco informes sobre homologación de cursos de formación para la obtención de licencias o acreditaciones de personal.

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

Entre el 28 de febrero y el 31 de mayo de 2006 el CSN ha remitido 13 apercibimientos a instalaciones radiactivas y actividades conexas, de ellos siete se han dirigido a instalaciones industriales, dos a instalaciones de investigación, tres a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico y uno a un servicio de dosimetría personal externa.

Asimismo, se ha impuesto una multa coercitiva al titular de una instalación de rayos X de radiodiagnóstico médico.

Circular a los titulares de instalaciones radiactivas que disponen de autorización para fuentes encapsuladas de alta actividad

El CSN ha realizado un inventario de los titulares de instalaciones radiactivas que son poseedores de fuentes encapsuladas de alta actividad y ha dirigido a los mismos una circular informativa sobre los requisitos del nuevo *Real Decreto 229/2006* sobre el control de fuentes encapsuladas de alta actividad y las fuentes huérfanas incluyendo algunas orientaciones para facilitar la aplicación práctica de esta nueva norma.

ASESORÍA JURÍDICA

Actuaciones

El Tribunal Supremo ha fallado con fecha 8 de mayo de 2006, el recurso de casación interpuesto por el Colegio Oficial de Diplomados en Enfermería de Barcelona, contra la sentencia del Tribunal Superior de Justicia de Madrid, que había desestimado el Recurso contencioso-administrativo interpuesto por dicho Colegio contra la Resolución del Consejo de Seguridad Nuclear de 5 de noviembre de 1992 (publicada en el B.O.E. de 14 de noviembre de 1992) por la que se establecen las normas a que habrán de sujetarse la homologación de cursos o programas que habiliten para la dirección y operación de instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico médico o veterinario, y la acreditación directa del personal que ejerza dichas funciones.

La sentencia del Tribunal Supremo declara no haber lugar al recurso de casación, confirmando los argumentos del Tribunal Superior de Justicia de Madrid, acerca de la conformidad a derecho de la Resolución recurrida, e impone las costas a la parte recurrente, si bien, en este último extremo, atendiendo al grado de complejidad del asunto y al contenido del escrito de oposición, fija en 900 euros el importe máximo por el concepto de honorarios de abogados, sin perjuicio del derecho de éste a reclamar de su cliente los que resulten procedentes.

Noticias Breves

• Consejo de Seguridad Nuclear • Congresos, cursos y conferencias • Actividades Internacionales • Exposiciones • Normativa

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Comparecencias del Consejo de Seguridad Nuclear en la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados

El pasado 22 de mayo de 2006, ante la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, tuvo lugar la comparecencia de los miembros del Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y de representantes de la Junta de Personal, para responder a las cuestiones planteadas por diputados de la Cámara en relación con la proposición de ley de reforma de la *Ley 15/1980*, de Creación del CSN.

Esta proposición de ley fue presentada en el Congreso por el grupo parlamentario de Izquierda Verde-Izquierda Unida-*Iniciativa per Catalunya Verds*, el pasado 17 de mayo de 2005 y fue tomada en consideración por mayoría simple el 13 de septiembre de 2005.

También por el mismo motivo y en la misma fecha comparecieron en dicha Comisión representantes de la Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares (AMAC), entre otros. Está prevista la incorporación por escrito de las opiniones al respecto de determinadas personas y de expertos relacionados con las funciones del CSN.

Naturalmente, la mayoría de las inquietudes de los diputados giraron en torno a conocer las opiniones de los comparecientes sobre las cuestiones planteadas en la proposición de ley, desde el contenido del preámbulo de la misma, hasta la extinción del Cuerpo Especial de Seguridad Nuclear y Protección Radiológica que figura en su Disposición adicional 4ª, pasando por la instauración de la figura del *delator*, el establecimiento de un comité supervisor y asesor técnico independiente, el derecho del libre acceso de los ciudadanos a toda la información que desee del CSN, la supervisión y control financiero del CSN por parte del Congreso, el sistema de nombramientos, ceses y periodos de estancia de los miembros del Pleno, entre otras.

Todas las cuestiones fueron ampliamente respondidas por los comparecientes en una línea coherente y constructiva de discrepancia con gran parte de las propuestas presentadas. Solamente el representante de Greenpeace mostró su apoyo casi total a la proposición de ley.

Asimismo, todos coincidieron en que la existencia de una Comisión estrictamente de orden consultivo e integrador de sensibilidades diversas y representación autonómica, sería una magnífica opción que contribuiría a actualizar la *Ley 15/80*, también en que la garantía de independencia del organismo regulador debe prevalecer a lo largo de su existencia y, finalmente, en que parece necesaria una actualización de la *Ley 25/1964* sobre Energía Nuclear, dados los numerosos cambios tecnológicos, económicos y jurisdicionales habidos desde su promulgación. Otros aspectos de índole menor pueden ser incorporados, modificados o suprimidos por otros mecanismos reglamentarios de rango, también menor.

Cabe destacar en la intervención de los representantes de AMAC, que integran a todos los municipios alrededor de las instalaciones nucleares españolas, la manifiesta necesidad de que todas las personas e instituciones relacionadas con el CSN como organismo regulador, contribuyan a mantener la credibilidad de este organismo como base del necesario esfuerzo por parte de todos de normalizar el tema nuclear, que adolece quizás de demasiados tópicos.

La comparecencia literal está disponible en www.csn.es.

Jornada anual sobre vigilancia radiológica ambiental del CSN

El pasado 25 de mayo se celebró en la sede del CSN la jornada anual de vigilancia radiológica ambiental, a la que asistieron unos setenta y cinco participantes entre representantes de los laboratorios nacionales de radiactividad ambiental, de los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas del ciclo del combustible nuclear, de las administraciones central y autonómicas y del organismo regulador portugués.

En la reunión se presentaron los resultados de la intercomparación analítica 2005-2006, realizada dentro del programa periódico de campañas de intercomparación que el CSN tiene establecido para tratar de garantizar la homogeneidad y fiabilidad de los resultados de las medidas realizadas en estos laboratorios. Asimismo se expusieron las actividades

realizadas por los grupos de trabajo para la normalización de procedimientos, incluyéndose por primera vez las del grupo de trabajo de dosimetría ambiental y, para finalizar, se presentaron los servicios telemáticos del CSN y en particular el servicio de envío telemático de datos de vigilancia radiológica ambiental, así como la nueva aplicación Keeper que gestiona la base de datos donde se almacenan los mismos.

En esta campaña de intercomparación, en la que como es habitual se ha contado con la colaboración técnica del Ciemat, se ha utilizado como muestra común una ceniza vegetal con niveles ambientales de radiactividad preparada por el laboratorio de radiología ambiental en colaboración con el laboratorio de preparación de materiales para el control de calidad (Mat Control) del departamento de química analítica de la Universidad de Barcelona. En las bases técnicas del estudio se solicitaba la determinación de los siguientes radionucleidos: U-238, K-40, Pb-210, Ra-226, Ra-228, Tl-208, Sr-90, Cs-137, Co-60, Pu-238, Am-241 y Th-230. El número de laboratorios participantes ha sido de treinta y cinco, figurando entre ellos un laboratorio portugués, representante de la dirección general de ambiente, y también un laboratorio cubano, perteneciente al centro de protección e higiene de las radiaciones en La Habana.

Una vez presentados los resultados de la campaña, cuya conclusión global ha sido que los laboratorios participantes tienen capacidad para realizar determinaciones radiactivas en muestras ambientales de cenizas vegetales con un nivel de calidad satisfactorio, tuvo lugar un coloquio con una amplia participación en el que se trataron las discrepancias encontradas y sus posibles causas.

Reunión de los Delegados de Gobierno de Comunidades Autónomas con las centrales nucleares

El día 20 de abril, en la sede del CSN, se celebró una reunión con los delegados y subdelegados del Gobierno en comunidades autónomas con centrales nucleares. En ella, y por parte de la dirección técnica de protección radiológica, se les hizo una presentación del nuevo Plan básico de emergencias nucleares y se reiteró la disponibilidad del CSN para cualquier colaboración que, desde las distintas comunidades, pudieran necesitar. Terminada la reunión, se les enseñó el centro de información y la nueva sala de emergencias, totalmente renovada.

Un momento de la reunión en la sede del CSN.

Estudio Epidemiológico CSN-Instituto de Salud Carlos III

El pasado 26 de abril, el Ministerio de Sanidad y Consumo, a través del Instituto de Salud Carlos III, y el Consejo de Seguridad Nuclear firmaron un convenio para la realización de un estudio epidemiológico, que investigue el posible efecto de la exposición a las radiaciones ionizantes sobre la salud de la población en las proximidades de las instalaciones nucleares y las radiactivas del ciclo de combustible nuclear. El nuevo estudio complementa otros anteriores realizados por el Centro Nacional de Epidemiología del propio Instituto de Salud Carlos III a finales de la década pasada sobre las mismas áreas de influencia de las instalaciones. Incluirá, además, en su alcance otras zonas en las que no existen instalaciones, pero en las que se producen diferentes niveles de exposición de la población a radiaciones ionizantes de origen natural. Como principales novedades, el nuevo estudio incluirá la actualización de los datos que reflejan el posible impacto en la salud, medido a través del estudio de la mortalidad por cáncer, e incorporará información sobre las dosis de exposición de las personas a las radiaciones procedentes tanto de las instalaciones mencionadas como de origen natural. Para ello, el Consejo de Seguridad Nuclear suministrará al Instituto de Salud Carlos III las estimaciones

Francisco García. Director del Instituto de Salud Carlos III. © Copyright CGCOM 2004.

dosimétricas de la población en todo el periodo del estudio, que se extenderá desde 1975 hasta 2003. El proyecto viene a satisfacer la demanda social suscitada en las cercanías de las instalaciones, que tuvo reflejo en dos resoluciones del Congreso de los Diputados y en solicitudes de grupos como la asociación que agrupa a las autoridades municipales de las localidades próximas a las centrales nucleares (AMAC) y asociaciones ecologistas. El estudio se completará en algo menos de tres años, previéndose la entrega del informe final en febrero de 2009, e incluirá más de 500 municipios, entre otros, todos los que se encuentran en el entorno de 30 kilómetros alrededor de las plantas nucleares. Tal y como se insta en la Proposición no de Ley aprobada el 9 de diciembre de 2005 por el Congreso de los Diputados, se constituirá un comité consultivo en el que, junto a las instituciones promotoras participarán representantes de las comunidades autónomas, expertos independientes, entidades ecologistas y otras entidades con intereses legítimos relacionados con la presencia de estas instalaciones.

CONGRESOS, CURSOS Y CONFERENCIAS

II Reunión de revisión de la Convención Conjunta

La II Reunión de revisión de la Convención sobre la seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos se celebró en la sede del OIEA del 15 al 24 de mayo, en unas sesiones caracterizadas por los avances de las partes y la apertura, en las que 41 partes contratantes presentaron sus informes nacionales para una revisión inter pares. España contó para ello con una delegación encabezada por el Embajador Representante Permanente ante los OOII en Viena y formada por miembros del Ministerio de Asuntos Exteriores, del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio, del Consejo de Seguridad Nuclear y de Enresa, que dieron cuenta del contenido del II Informe español, de los avances en el cumplimiento de la Convención y de las últimas noticias con respecto al ámbito de aplicación. El informe del relator sobre España señaló muchas buenas prácticas y algunos desafíos de cara a la próxima reunión, que tendrá lugar en mayo de 2009.

Seminario Ciemat-SEPR

Como culminación de la reunión que la *Main Commission* de ICRP celebró en Madrid, el pasado 24 de marzo tuvo lugar un seminario organizado por el Ciemat y la Sociedad Española de Protección Radiológica sobre *Avances en el desarrollo de las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)*. En dicho seminario,

Mesa presidencial y asistentes al seminario.

que despertó el máximo interés, intervinieron el presidente de ICRP y los presidentes de los Comités y, a lo largo del mismo, se presentaron el avance de los trabajos de dichos Comités, las grandes líneas de las nuevas recomendaciones y el calendario previsto para su adopción:

- Verano de 2006: Publicación del nuevo borrador de recomendaciones y apertura de nueva fase de comentarios.
- A partir de noviembre de 2006: Posible adopción de las recomendaciones
- 2007: Publicación de las nuevas recomendaciones.

ACTIVIDADES INTERNACIONALES

Proyecto MASCA-2: Munich 2006

Se ha celebrado en Munich la sexta y última reunión del *Principal Review Group* (PRG) y del *Management Board* (MB) del proyecto MASCA. El proyecto MASCA está patrocinado por la NEA y el Agente Operativo (OA) es el Instituto Kurchatov de Rusia. El objetivo del proyecto MASCA es averiguar si, en caso de accidente severo, es posible impedir el fallo de la vasija del reactor inundando la cavidad del reactor con agua. Este proyecto ha finalizado en junio del año 2006.

Esta última reunión ha servido, básicamente, para hacer balance de los logros obtenidos en el proyecto

y para diseñar el futuro proyecto de investigación denominado CORTRAN (CORium TRANsient).

Ha habido unanimidad entre todos los países participantes en felicitar al Instituto Kurchatov por su excelente trabajo y por el elevado nivel tecnológico y científico demostrado en el proyecto MASCA-2. El Instituto Kurchatov ha tenido que resolver problemas de envergadura para realizar los experimentos con corium a 2.500 °C y atmósfera oxidante y para la medida de propiedades físicas del corium a altas temperaturas, lo que acredita su alto nivel tecnológico. Por otra parte, la calidad y el rigor mostrado en los informes técnicos emitidos por el Instituto Kurchatov, hablan elocuentemente del alto nivel científico de los miembros del Instituto dedicados a este proyecto.

En la reunión de Munich se han presentado los resultados obtenidos en los experimentos a media escala sobre la interacción entre el hierro y el corium fundido en el fondo de la vasija del reactor. Los resultados experimentales muestran que, cuando el contenido de zirconio en el corium fundido y depositado en el fondo de la vasija del reactor es muy bajo, se forma una capa de metales fundidos menos densa que la capa de óxidos, lo que tendría repercusiones negativas para la seguridad, ya que podría aumentar la transmisión de calor a las paredes de la vasija y romperla, mediante el denominado efecto lente.

En la reunión de Munich, también se informó de las técnicas empleadas para medir la densidad, la temperatura de expansión y la tensión superficial de la capa metálica del corium a 1.750 °C, así como de los valores numéricos obtenidos.

Aunque los avances obtenidos en RASPLAV, MASCA y MASCA-2 sobre comportamiento del corium son evidentes, todavía quedan incertidumbres en este campo que deben de ser abordadas en un futuro programa de investigación, que se denominará CORTRAN. Este proyecto comenzará a primeros del año 2007 y abordará, sobre todo, los estados transitorios en los procesos de transferencia de masa, el comportamiento de los lechos de partículas de corium cuando se vierte sobre ellos metal fundido y la medida de nuevas propiedades físicas del corium a altas temperaturas, punto clave para el desarrollo de modelos de cálculo. Además, la propuesta de poner en marcha el proyecto CORTRAN proporciona una respuesta satisfactoria a las inquietudes expuestas por numerosos países sobre la conveniencia de mantener en operación una serie de instalaciones experimentales de alto valor estratégico, que el CSNI plasmó en su informe SESARFAP. Las instalaciones del proyecto CORTRAN se encuentran en esta categoría, ya que trabajan con corium a alta temperatura.

Reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares, INRA, París 21-24 de febrero 2006

La asociación INRA se reunió para analizar y discutir al más alto nivel institucional temas técnicos de interés común. En esta ocasión se trataron los aspectos relacionados con la estructura, organización e independencia de los organismos reguladores. Por parte del CSN asistió su presidenta, María-Teresa Estevan Bolea, acompañada de la jefa de su gabinete y del responsable de relaciones internacionales.

El día 22 las diferentes delegaciones visitaron las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y muy baja actividad situado en Aube, Francia. Las jornadas de trabajo se realizaron durante los días 23 y 24. Los presidentes de los organismos reguladores presentaron los asuntos más relevantes acaecidos desde septiembre 2005. La presidenta del CSN en su turno explicó la situación de nuestras plantas nucleares, los desarrollos normativos que actualmente se realizan en España, la misión IRRT del OIEA, los proyectos de desmantelamiento, las posibles implicaciones que podría tener para la seguridad nuclear la fusión entre Endesa y Gas Natural, y presentó la composición y objetivos de la mesa para el diálogo sobre la energía nuclear.

Posteriormente se discutió, de manera general, sobre los procesos de armonización de la seguridad nuclear puestos en marcha por WENRA, la gestión de los residuos radiactivos, en especial los conceptos de exención y *clearance*, y André Claude Lacoste

Instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y muy baja actividad de Aube, Francia..

explicó las actividades que actualmente desarrolla el comité de normas del OIEA. De especial interés fue la presentación realizada por Michel Bourguignon sobre las nuevas recomendaciones de la ICRP. Este tema despertó gran interés por el posible impacto que tendrá en los sistemas reguladores. La opinión

generalizada es que estos cambios tan frecuentes no son positivos y pueden generar confusión. Además se observaron dificultades para aceptar que todos ellos estén basados en avances científicos. Los presidentes decidieron interaccionar con la ICRP con el objeto de comenzar un diálogo que acerque las distintas posturas, hasta ahora distantes.

INRA decidió invitar a la República de Corea del Sur a integrarse en la asociación y, por tanto, a participar en la próxima reunión. Al mismo tiempo se acordó iniciar contactos informales con India y China con objeto de estudiar su posible incorporación a INRA.

En la discusión sobre la futura presidencia de INRA, 2007, España se ofreció como candidata a la misma, asunto que se pospuso para ser discutido y aprobado en la próxima reunión. Al mismo tiempo los Estados Unidos de América se ofrecieron para presidir INRA durante el año 2008.

Reunión del Grupo WENRA, 30-31 de marzo de 2006 en Madrid

El Plenario de la Asociación Europea de Reguladores Nucleares (WENRA) se reune regularmente dos veces al año. La representación institucional en esta asociación la ostentan los máximos responsables de las autoridades nacionales en seguridad nuclear; en el caso español asiste a las reuniones plenarias la presidenta del CSN, María-Teresa Estevan Bolea. La asociación es presidida por Judith Melin, presidenta del organismo regulador sueco (SKI).

WENRA desarrolla una metodología que persigue la armonización de la seguridad en las instalaciones nucleares de los países miembros de la organización. Tiene actualmente dos grupos de trabajo, uno sobre reactores nucleares, y otro sobre desmantelamiento y gestión de residuos radiactivos. En el ámbito nacional y para el CSN, los trabajos de WENRA permitirán evaluar nuestras instalaciones con una herramienta independiente y nos ayudará a conocer nuestro nivel de seguridad con respecto a los países WENRA.

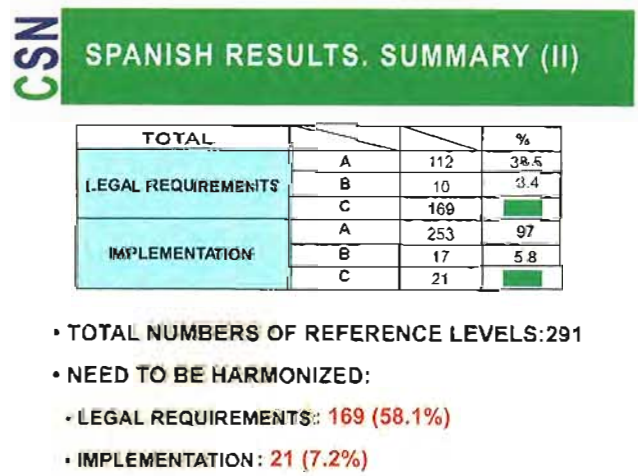
Esta reunión plenaria fue organizada por el Consejo de Seguridad Nuclear y se celebró en dos sesiones de trabajo los días 30 y 31 de marzo de 2006. La primera sesión fue exclusivamente para los miembros de la asociación y la segunda se abrió a los denominados *observadores*, Comisión Europea y países europeos no nucleares. La reunión despertó gran interés y la asistencia fue muy numerosa; han participado representantes de los 17 países miembros de WENRA, así como cinco países en calidad de observadores. En total asistieron 42 personas de 22 países.

Los objetivos de la reunión fueron la revisión de los resultados obtenidos durante la celebración del seminario en Bruselas sobre armonización de la seguridad nuclear en Europa, la preparación de los planes nacionales de acción para el cumplimiento de los requisitos WENRA y el análisis de las actividades a realizar durante 2006 y en un futuro próximo.

Judith Melin explicó la importancia que ha tenido la celebración del seminario sobre armonización de la seguridad nuclear en Europa para los desarrollos de WENRA. Indicó que éste ha sido todo un éxito, ayudando a consolidar los trabajos de la asociación en el ámbito internacional. Destacó tres aspectos fundamentales:

a) el reconocimiento del Organismo Internacional de la Energía Atómica de las Naciones Unidas a los trabajos de WENRA, refiriéndose a éstos como ejemplo internacional del uso de la normativa del OIEA para la armonización de la seguridad nuclear.

b) la reacción positiva de la industria nuclear europea creando el grupo ENISS (*European Nuclear Instalations Safety Standards*) como interlocutor de WENRA en los trabajos relacionados con la armonización de la seguridad. En este punto la presidenta de WENRA se refirió a la carta enviada por el Foro Atómico Europeo en la que se expresa el apoyo a la iniciativa de WENRA. España en este punto apoyó la celebración de estos encuentros y reconoció a ENISS como el interlocutor válido de WENRA en el ámbito europeo, si bien se reserva el derecho de establecer contactos y relaciones directas con la industria española para el desarrollo y ejecución de nuestros planes nacionales de armonización.



c) La calidad y diversidad de las representaciones nacionales en el seminario, contando con representantes gubernamentales, reguladores y de las industrias eléctricas nacionales. El seminario ha demostrado el compromiso de los países WENRA con el proceso de armonización.

En este punto de la agenda los representantes nacionales explicaron la situación del proceso de armonización en sus respectivos países. La presi-

denta del CSN resumió los resultados obtenidos por España en el ejercicio de intercomparación resaltando que se necesitan armonizar e incluir en el ordenamiento jurídico español hasta 169 (58%) requisitos WENRA; sin embargo el 93% de los mismos se encuentran implementados *de facto* por la industria eléctrica española, a requerimiento del CSN. La presidenta aclaró la situación española explicando el origen de la tecnología nuclear española y el uso de la normativa del país de origen. También resaltó las excelentes relaciones actuales con el organismo nuclear regulador de los Estados Unidos de América.

La presidenta explicó a los asistentes los planes del CSN de trabajar con el OIEA y con WENRA con objeto de armonizar nuestra regulación nuclear nacional con la internacional, señalando la futura misión IRRS del OIEA y el actual proceso WENRA de armonización como pilares básicos de estos trabajos. Finalizó su exposición refiriéndose al trabajo interno realizado en el CSN, y a la última reunión mantenida con el sector eléctrico sobre este tema, en la que se acordó la constitución de un grupo de trabajo y se reconoció a ENISS como interlocutor válido en el ámbito europeo.

De las explicaciones dadas por los miembros de WENRA sobre las actividades nacionales encaminadas al desarrollo de los planes de acción para la armonización, se concluye que la mayoría de los países han:

1) establecido contactos formales con los organismos, instituciones y organizaciones afectadas o interesadas en el proceso de armonización,

2) puesto en marcha proyectos para la traducción de los documentos WENRA a las lenguas nacionales, y,

3) divulgado información sobre el proceso de armonización en sus sistemas de información corporativos.

La presidenta de WENRA propuso la creación de una nueva actividad para el estudio de las prácticas reguladoras de los países miembros. WENRA decidió poner en marcha esta actividad, pero debido a la carga de trabajo que soporta actualmente solamente se prepararán los términos de referencia de los grupos de trabajo correspondientes, que serán presentados en la próxima reunión de noviembre 2006. A partir de enero de 2007 la presidencia de WENRA la ejercerá Dana Drabova, de la República Checa.

Resúmenes
Summaries

(Page 2)

A vision of nuclear energy in Spain

A. Alonso

This article realistically analyses the situation of nuclear energy in Spain whilst comparing Spain with the international field.
It defines the historical stages of nuclear energy and establishes others to predict the future evolution of this energy.

(Page 13)

Conditions authorised for human use in clinical practice of the molybdenum-99/technetium-99m ($^{99}Mo/^{99m}Tc$) generators which are sold in Spain

A. Cortés-Blanco and R. Martínez

This article gives details of the authorised human usage conditions in clinical practice for the molybdenum-99/technetium-99m (99Mo/99mTc) generators sold in Spain.

(Page 21)

The possibility of refrigerating corium outside the vessel: the MACE and MCCI experiments

F. Robledo

The containing enclosure of a nuclear power station is the last barrier to avoid fission products being released to the outside in the event of an accident. Independent evaluations made by the CSN on the level 2 APS have shown up a dominating containing fault in various Spanish power stations involving penetration of the reactor cavity slab by the interaction between corium and concrete. This article analyses the feasibility of a serious accident management strategy which aims to avoid this type of containment failure. The strategy consists of pouring water on the corium deposited in the slab in order to cool it and halt the concrete ablation.

(Page 30)

Specific Monitoring Plan for activities at José Cabrera

Following a report from the CSN, on 14th October 2002 the Economics Minster decided to authorise the exploitation of the José Cabrera nuclear power station for a period of 3 years, (until 30th April 2006).

During this period, in which the power station has been operating safely, the Nuclear Safety Council has established a Specific Monitoring Plan for the activities run at José Cabrera in order to guarantee that the power station reached the end of its commercial operation lifespan safely.

(Page 33)

List of foods or food ingredients which the Member States have authorised to treat with ionising radiation

In compliance with article 4, section 6, of Directive 1999/2/CE by the European Parliament and Council relating to the approximation of the legislations made by Member States on food and food ingredients treated with ionising radiation.

(Page 34)

Radiation Authority and Nuclear Safety in Finland (STUK)

Created in 1958 as an institute in charge of inspecting radioactive equipment used in hospitals, STUK is nowadays a specialised organisation whose functions cover all fields for applying radiation and nuclear safety.

Seguridad Nuclear Boletín de suscripción

Institución/Empresa

Nombre

Tel. Fax

Dirección

CP 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*. 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.