

Revista del CSN / Número 35
II Trimestre 2005

Seguridad Nuclear



La irradiación de los alimentos

Metodología usada en el CSN para el análisis probabilista de incidentes ocurridos en centrales nucleares españolas

El carácter determinista del análisis de accidentes en centrales nucleares

George de Hevesy

Seguridad Nuclear

Revista del CSN
Año IX / Número 35
II Trimestre 2005

Directora

María-Teresa Estevan Bolea

Comité de redacción

José Ángel Azuara Solís
Julio Barceló Vernet
Carmen Martínez Ten
Antonio Morales Plaza
Ana Villuendas Adé

Consejo de

Seguridad Nuclear

Justo Dorado, 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: Alimentación (José
Ribera Moreno)

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

1 Editorial

Artículos técnicos

2 La irradiación de los alimentos

🔗 Vicente Alcober Boch

13 Metodología usada en el CSN para el análisis probabilista de incidentes ocurridos en centrales nucleares españolas

🔗 Enrique Meléndez Asensio y Javier Hortal Reymundo

20 El carácter determinista del análisis de accidentes en centrales nucleares

🔗 Fernando Pelayo Loscertales y Rafael Mendizábal Sanz

Artículos divulgativos

30 Servicios y unidades técnicas de protección radiológica

Grandes figuras de la ciencia nuclear y radiactiva

32 George de Hevesy. Premio Nobel de Química (1943)

Actualidad

34 Centrales nucleares / Acuerdos del Consejo / Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento / Instalaciones radiactivas / Actuaciones en emergencias

46 Noticias breves

64 Resúmenes

Editorial

En pleno siglo XXI son muchas las aplicaciones no energéticas de la tecnología nuclear implantadas en nuestra vida diaria y que pasan desapercibidas por la sociedad. No obstante estas aplicaciones han permitido un desarrollo espectacular, especialmente durante el siglo pasado, de campos como el diagnóstico y la terapia médica, el control de calidad y procesos industriales, la evaluación de contaminación medioambiental, el control de plagas o la industria agroalimentaria.

La irradiación de alimentos, como nos cuenta el primero de los artículos de este número, consiste en un tratamiento mediante energía de forma controlada con el objetivo de mejorar su aptitud sanitaria o alargar su período de validez para el consumo humano. En este momento estas técnicas, no exentas de polémica, están autorizadas para unos 40 tipos de alimentos en más de 37 países.

En España existen más de 25.000 instalaciones radiactivas destinadas a fines médicos, industriales, comerciales y de investigación, de las cuales 23.000 son rayos X destinados a fines médicos fundamentalmente. Todas ellas, al igual que sus operadores, son autorizadas y supervisadas por el Consejo de Seguridad Nuclear.

El Congreso, a través de la Ponencia encargada del estudio de los informes de actividades del Consejo de Seguridad Nuclear, con motivo del suceso de detección de corrosión en el sistema de agua de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II, solicitó la comparecencia de la presidenta, los consejeros, los directores técnicos y miembros del cuerpo técnico perteneciente a las áreas que analizan y evalúan el incidente, así como de representantes de la dirección de la central nuclear y de representantes de grupos ecologistas.

Las comparecencias tuvieron lugar los días 25 de abril, 23 de mayo, 13 de junio y 16 de junio y de ellas la Ponencia obtuvo la información necesaria para establecer una serie de resoluciones cuyo objetivo será la mejora de las deficiencias detectadas en la gestión del suceso tanto por parte del titular como del Consejo de Seguridad Nuclear.

La actividad internacional ha sido especialmente relevante en estos meses. Los días 23 y 24 de mayo, y atendida por la presidenta, tuvo lugar en Washington la reunión bilateral con la *Nuclear Regulatory Commission* de los Estados Unidos (NRC), en ella se firmó la renovación del Acuerdo NRC-CSN por un período de cinco años. Además se discutieron aspectos técnicos de interés mutuo.

En estas mismas fechas y atendida en este caso por el vicepresidente, se llevó a cabo en Moscú la primera reunión bilateral con el organismo regulador de la Federación Rusa, en la que se acordó aumentar la colaboración entre ambos organismos. Finalmente, también durante este trimestre se han llevado a cabo reuniones de los grupos INRA, WENRA y NEA.

Este número de Seguridad Nuclear presenta además dos artículos dedicados a los métodos analíticos de seguridad, el análisis con metodología probabilista de incidentes ocurridos en centrales nucleares españolas en 2004 y el análisis determinista de la base de licencias de centrales nucleares.

 Vicente Alcober Bosch*

La irradiación de los alimentos

La irradiación de los alimentos es una técnica que emplea radiaciones ionizantes para la eliminación de los contaminantes de naturaleza microbiológica o biológica de los alimentos y, en consecuencia, para mejorar sus condiciones higiénicas y alargar su vida. También puede incrementar

la seguridad sanitaria de los alimentos tratados por otros procedimientos. La irradiación de los alimentos se viene practicando desde hace cincuenta años, existe una gran experiencia acumulada y se lleva a cabo en más de cuarenta países, algunos desarrollados y otros menos desarrollados.

1. Introducción

La irradiación de los alimentos es una técnica de tratamiento de los alimentos con radiaciones ionizantes que tiene como finalidad mejorar su aptitud sanitaria o alargar su periodo de validez para el consumo humano. Dependiendo de la dosis que reciben se consiguen distintos efectos, desde una esterilización completa obtenida para niveles altos de irradiación hasta un simple retraso de la germinación de los vegetales cuando se utilizan niveles bajos de irradiación. Como fuentes de radiación se pueden emplear electrones, radiación gamma y rayos X. El procedimiento se está abriendo camino poco a poco en países que desean resolver graves problemas sanitarios, de almacenamiento o de distribución de alimentos, pero resulta polémico por la oposición que presentan algunas asociaciones de consumidores.

El origen de la técnica se remonta a la época de arranque de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear, o sea, al programa “Átomos para la Paz” preconizado por el presidente Eisenhower en 1953. Muchos países recibieron el estímulo necesario para crear centros nacionales de investigación en las técnicas nucleares y sus aplicaciones civiles, como se demuestra observando las contribuciones a la primera conferencia de “Átomos para la Paz”, desarrollada en Ginebra en 1955. España no podía faltar al desafío y contribuyó con trabajos en campos nucleares y radiactivos muy variados. Uno de los temas abordados fue el de la irradiación de los alimentos [1].

Los investigadores en irradiación de los alimentos a nivel mundial obtuvieron resultados prometedores desde el principio, experimentando en plan de pioneros y a nivel de laboratorio. El paso definitivo, consistente en encontrar procedimientos prácticos, rentables y con un alto grado de

garantía para el usuario, o bien en establecer los márgenes más adecuados para las dosis de irradiación, ha sido un trabajo que se ha venido desarrollando desde entonces.

Como en otras aplicaciones de las técnicas nucleares y radiactivas existen unos países partidarios y otros sin interés por la irradiación de alimentos. Entre los primeros destacan notablemente los Estados Unidos, país que se puede utilizar como punto de referencia para conocer a nivel nacional el desarrollo de los laboratorios especializados, las normas de aprobación por parte del gobierno, las formas de tratamiento, la introducción en el mercado, la educación de los usuarios, el impacto social o la polémica originada por algunas asociaciones de consumidores¹.

Se puede considerar que el espaldarazo a esta técnica de conservación ha sido dado por la

* Vicente Alcober Bosch. Escuela Técnica Superior de Ingenieros de Telecomunicación de la Universidad Politécnica de Madrid.

¹China irradia en cantidad más alimentos que los Estados Unidos pero no genera tanta información.



► **Figura 1.** El símbolo "Radura" se usa para identificar los alimentos irradiados juntamente con una leyenda del tipo "Tratado por irradiación".

colaboración desde los años 60 de la FAO, la OMS y la OIEA. Esto condujo a la creación en mayo de 1984 del ICGFI (Grupo Consultor Internacional sobre Irradiación de Alimentos), que estuvo constituido inicialmente por 44 países miembros [2]. Desde entonces, esta asociación ha patrocinado experiencias y programas, ha celebrado varias reuniones y *simposia* internacionales, ha editado libros y manuales, ha elaborado recomendaciones y normas de buena práctica, ha generado, en suma, mucha información sobre la irradiación de los alimentos. El ICGFI constituye una referencia internacional imprescindible dentro del campo de la irradiación de alimentos².

A la irradiación de los alimentos, al igual que a la energía nuclear como fuente energética, se les cuelga el *sambenito* de ser técnicas de los países ricos. Por consiguiente, su implantación pretende la protección y distribución de los productos de los países ricos frente a los del tercer mundo, o también la inundación de estos últimos mercados con productos irradiados capaces de hundir las economías débiles y familiares. Estas acusaciones no concuerdan con el auge que tiene la producción de alimentos irradiados en Bangla Desh, Filipinas y otros paí-

²El mandato del ICGFI ha expirado en mayo de 2003. Actualmente se encuentra en trámite la creación de otro organismo internacional que desempeñe un papel semejante.

ses de bajo desarrollo³. Tampoco sintonizan con el objetivo básico de la irradiación de alimentos en los Estados Unidos que consiste en evitar deterioros de la salud de los americanos debidos al mal estado de los alimentos. Por otro lado, existen países muy desarrollados, como Alemania y Austria, que son visceralmente opuestos a la irradiación de los alimentos.

España permanece bastante al margen de la irradiación de alimentos a la espera de las decisiones comunitarias que, por ahora, son muy restrictivas. Lo cual no impide que los técnicos en alimentación sean plenamente conscientes de la existencia de este procedimiento para el tratamiento de los alimentos. La demostración palpable es la continua aparición de artículos y de reseñas en diferentes publicaciones presentando el procedimiento y analizando sus *pros* y sus *contras*. Resulta gratificante comprobar la posición desapasionada adoptada en todos estos análisis al encontrarse basada en realidades científicas y en la experiencia acumulada de otros países [3].

2. Modalidades

Los posibles procedimientos de irradiación se pueden clasificar de acuerdo con la dosis de radiación absorbida. En un principio se establecieron varios márgenes de dosis y cada uno de ellos recibió un nombre de acuerdo con el efecto conseguido y teniendo presente la denominación empleada cuando se aplican otras técnicas más tradicionales de conservación de alimentos con efectos equivalentes. Los procedimientos recibían los nombres siguientes, yendo de las dosis más elevadas a las más bajas: radapertización, radacidación, radurización, desinfección e inhibición de la germinación.

³En Tailandia no hace más que crecer la demanda de "Nham" irradiado, un fiambre de cerdo fermentado que se suele consumir crudo.

Modernamente y según las recomendaciones del ICGFI se ha simplificado la clasificación y se prefieren reunir los procedimientos de tratamiento por irradiación en tres grupos atendiendo tan solo a los márgenes de dosis empleados:

—Dosis elevadas de irradiación (superiores a 10 kGy): producen una reducción del número de microorganismos con vistas a la esterilización.

—Dosis medias de irradiación (de 1 a 10 kGy): producen una reducción de los microorganismos que deterioran el alimento y una reducción o eliminación de los patógenos no formadores de esporas. El tramo inferior de esta región de dosis es la empleada habitualmente para la conservación de los alimentos⁴.

—Dosis bajas de irradiación (inferiores a 1 kGy): producen la inhibición de brotes, el retraso de la maduración, la desinfestación de insectos y la inactivación de parásitos.

Existen otras tablas de dosis recomendadas en función del tipo de alimento y del efecto que se pretende conseguir pero no merece la pena incluirlas para no alargar innecesariamente este trabajo.

3. Fuentes de irradiación

Para la irradiación de los alimentos se emplea radiación ionizante procedente normalmente de uno de los cuatro tipos de fuentes siguientes:

- 1) Radiación gamma del Co-60.
- 2) Radiación gamma del Cs-137.
- 3) Electrones con una energía hasta de 10 MeV producidos en un acelerador.
- 4) Radiación X generada a partir de un acelerador de electrones (*Bremsstrahlung*) con una energía de hasta 5 MeV.

⁴El *Codex Alimentarius* de la FAO establece el límite superior de dosis para el tratamiento de los alimentos en 10 kGy. Este valor fue tomado de las conclusiones de un Comité de Expertos Mixto FAO/AIEA/OMS sobre la salubridad de los alimentos irradiados (Serie de Informes Técnicos 659, OMS, Ginebra 1981) y es objeto de polémica por parte de los irradiadores que no encuentran razones objetivas para su establecimiento.

Las dos primeras proceden de fuentes radiactivas encapsuladas, con los problemas radiológicos inherentes al manejo de éstas. Las dos últimas se producen en aceleradores de electrones con la ventaja de poder encender o apagar la fuente “apretando un botón”. Además, cuando el acelerador está apagado no hay problemas radiológicos.

Los electrones producen ionizaciones y rayos X de frenado (*Bremsstrahlung*) al interaccionar con la materia. Los rayos X y la radiación gamma producen efecto fotoeléctrico, efecto Compton y formación de pares. El balance final de toda esta colección de procesos en todos los supuestos es, por tanto, una generación de ionizaciones en el material irradiado. El resultado de las ionizaciones se manifiesta a niveles atómico y molecular con la aparición de iones, radicales libres y la rotura de enlaces moleculares en el alimento irradiado.

Las radiaciones gamma producidas en las fuentes y también la radiación X, presentan la ventaja sobre los electrones de su mayor poder de penetración en la materia. La energía de los fotones gamma es lo suficientemente baja (1.17 MeV y 1.33 MeV los de la primera fuente; 0.514 MeV los de la segunda) como para no desencadenar reacciones nucleares y, por tanto, para activar la muestra: los alimentos no son radiactivos finalizada la irradiación [4].

3.1. La interacción de la radiación con los alimentos

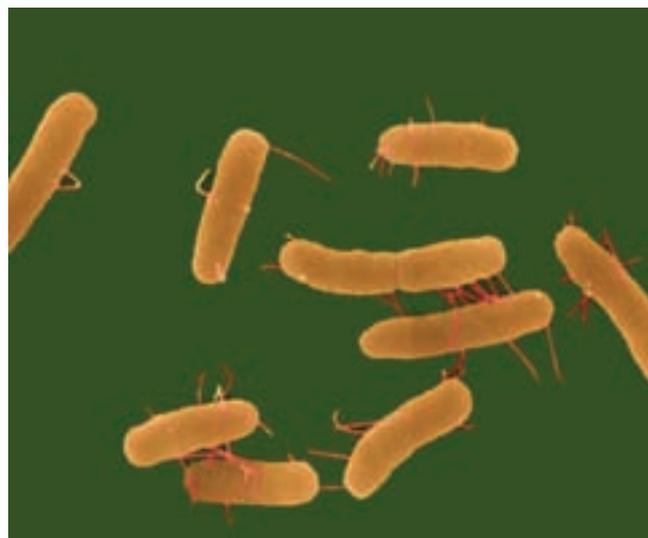
Un alimento es un complejo formado por un conjunto de macronutrientes o componentes más abundantes y de micronutrientes o componentes minoritarios. Los primeros son las proteínas, los hidratos de carbono y los lípidos. Los segundos son los minerales y las vitaminas. Estas últimas son las más vulnerables ante cualquier tipo de tratamiento recibido por el alimento. Es normal, pues, que en todos los tratamientos de alimentos, y por ende en el de irradiación, se deba considerar siempre la pérdida de vitami-

nas ocasionada. Afortunadamente este hecho es conocido y cuantificable hoy en día, de modo que se pueden reponer en la dieta las pérdidas vitamínicas ocasionadas en los tratamientos previos de los alimentos.

Un paso importante en la técnica de irradiación de los alimentos fue dado cuando los componentes del ICGFI en su reunión de Ginebra de 1981 manifestaron que una irradiación de 10 kGy no produce cambios nutricionales apreciables, o sea que los macronutrientes no se ven afectados. Por ello establecieron este escalón de dosis como un límite que separa las irradiaciones medias de las altas⁴. En estas últimas, requeridas para asegurar una completa esterilización, pueden presentarse cambios organolépticos o una pérdida superior de vitaminas.

La irradiación de los alimentos produce, pues, ionizaciones, radicales libres y roturas de los enlaces moleculares en éstos. Los nuevos compuestos, generados tras la recomposición de las moléculas, se conocen como radiolíticos y son análogos a las propias componentes de los alimentos y a los producidos en otros métodos de tratamiento de los alimentos como son el asado o la cocción. Estos últimos se conocen con el nombre de productos termolíticos.

Tratar con temas nucleares o radiactivos implica ser especialmente escrupuloso en las afirmaciones y manifestaciones. Evitar quedarse, por ejemplo, en el aspecto puramente cualitativo de la cuestión. En caso contrario se da pábulo a la discusión estéril tan apetecida por algunos sectores muy sensibilizados contra estas técnicas.



► **Figura 2.** Una de las finalidades prioritarias de la irradiación de los alimentos consiste en la eliminación de bacterias patógenas huéspedes habituales de los alimentos. La fotografía muestra una cepa de *Salmonella*.

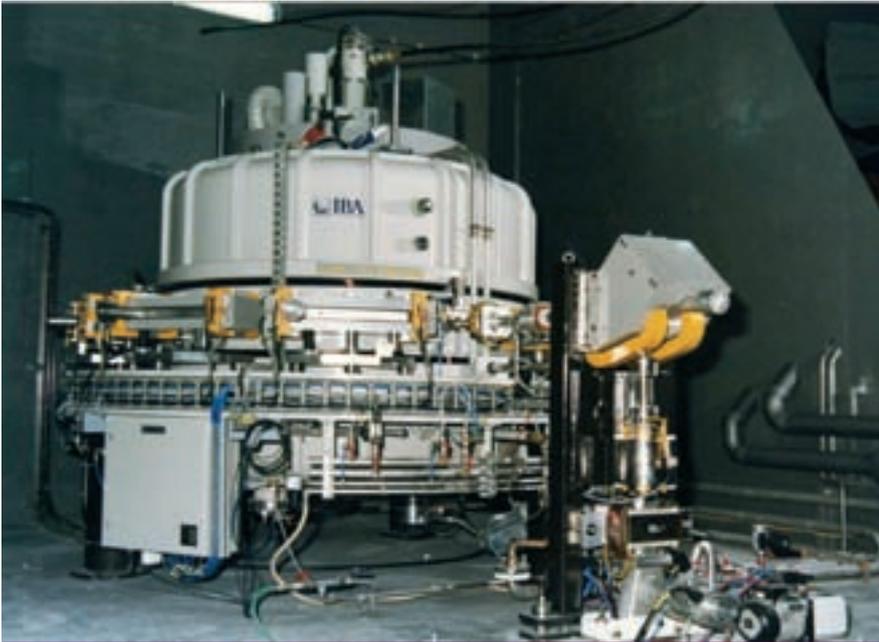
El que en la irradiación de los alimentos se generen productos radiolíticos significa sólo que hay que prestar atención: 1º) a la naturaleza de estos y 2º) a su concentración⁵. Sólo tras un estudio científico riguroso se podrá concluir si en tales condiciones se ve afectada o no la seguridad del alimento, si el alimento resulta apto o no para la salud⁶.

3.2. La interacción de la radiación con los organismos vivos

La filosofía que subyace detrás de cualquier procedimiento de conservación de los alimentos es la misma: dañar los patógenos indeseables del

⁵La FDA ha estimado que la cantidad de productos radiolíticos generados en una irradiación de 1kGy es inferior a 3 partes por millón. La mayoría son compuestos comunes que aparecen en los alimentos sin irradiar: glucosa, ácido fórmico, acetaldehído o dióxido de carbono.

⁶Por ejemplo, un mal uso de los medios disponibles en nuestras cocinas o asadores puede generar una concentración elevada de benzopirenos en los alimentos fritos, asados u horneados y comprometerlos para el consumo (consultar la página web de la Asociación Española contra el Cáncer, actualizada al 18 de marzo, 2005). Por el contrario un uso correcto hace que las concentraciones de estos, aunque se produzcan, resulten insignificantes y, por tanto, sin efectos apreciables para la salud. Otro ejemplo, el pan tostado es un alimento que supera en concentración de radicales libres a la mayoría de los alimentos irradiados.



1. Acelerador de electrones (*Rhodotron*), 2. Colimador de electrones, 3. Zona de tratamiento, 4. Almacén, 5. Acceso a la cinta transportadora y Sistema volteador de los bultos, 6. Monitores de seguimiento, 7. Cinta transportadora con bultos, 8. Sistema de refrigeración del acelerador y 9. Sala de control. Obsérvense los gruesos muros de hormigón que actúan de protección radiológica cuando la instalación se encuentra en funcionamiento.

► **Figura 3.** La fotografía superior muestra el acelerador de electrones *Rhodotron* de 10 MeV empleado por la empresa *Ionmed* de Tarancón (Cuenca) para la esterilización de material médico. En segundo término se puede observar el cuerpo principal del acelerador. Del acelerador parte hacia el lector el tubo colimador horizontal de los electrones. En primer término se puede observar el cambio de dirección de 90° que sufre el tubo colimador para conducir los electrones a la planta inferior donde se encuentra la zona de irradiación.

El dibujo inferior es un esquema completo de la instalación irradiadora.

alimento sin afectar las propiedades nutritivas y organolépticas de este. Los procedimientos son factibles desde el momento que la sensibilidad de los huéspedes

y del propio alimento son diferentes, a veces muy diferentes, frente a los procedimientos físicos, químicos o combinados de conservación.

En los organismos vivos existen moléculas especialmente sensibles a la radiación como son las enzimas o los ácidos nucleicos. Su alteración produce la inviabilidad de los organismos vivos tanto procariotas (bacterias) como eucariotas (protozoos, hongos, insectos, gusanos, etc.). Las mismas moléculas en los animales (metazoos) sacrificados, sometidas a la misma radiación, no van a implicar cambios notables porque la actividad biológica está muy deprimida.

En realidad, pues, lo que se pretende mayoritariamente con la irradiación de los alimentos es la eliminación de los huéspedes vivos indeseables sin afectar a las propiedades del alimento. Hay muchos organismos contaminantes de los alimentos que van desde las estructuras más elementales como virus y priones, hasta las más complejas como insectos y gusanos. Es conocido el hecho de que cuanto más elemental es un organismo tanto más resiste la radiación [5]. Por consiguiente, los niveles de dosis a aplicar a un alimento dependerán de la categoría del huésped que se pretende eliminar. O, expresado de otra forma, según el nivel de dosis que se aplique a un alimento se conseguirán eliminar unos organismos u otros.

Dentro de los huéspedes indeseables de los alimentos existen, pues, varias categorías. Los más sensibles a la radiación serán los insectos y gusanos, después vendrán los hongos y protozoos. A continuación entraremos en un campo de importancia capital, el de las bacterias. En orden de simplificación hay una categoría de difícil tratamiento por la simplicidad de sus ácidos nucleicos, que son los virus. También se encuentran los priones cuyo tratamiento por radiación es complicado al carecer de ácidos nucleicos⁷.

⁷Recordemos algunos valores de la dosis letal media de radiación LD₅₀: Mamíferos superiores 3 Gy, insectos y parásitos pluricelulares 60 Gy, huevos y larvas de estos 30 Gy, bacterias 1 kGy, virus y enzimas 10 kGy. También se puede agregar otro dato interesante en la irradiación de alimentos, la dosis requerida para obtener un retraso en el crecimiento y la germinación de los vegetales que es de 5 Gy.

Los que emplean la esterilización de material médico con radiaciones sostienen que una dosis de 25 kGy proporciona este efecto. Aunque el valor citado está sujeto a controversia es importante conocerlo para contrastar con los valores de dosis empleados en la irradiación de los alimentos [6].

4. Procedimientos combinados

La irradiación de los alimentos se puede combinar con otros procedimientos empleados habitualmente para la conservación de estos. Los objetivos son varios como vamos a pasar a considerar pero el denominador común es una notable potenciación de los efectos obtenidos individualmente, es decir, una sinergia entre procedimientos cruzados. Por ejemplo, se pueden mejorar los aspectos organolépticos de los alimentos o rebajar las dosis de radiación habitualmente empleadas para un tratamiento único. Cuando se irradian los alimentos en un tratamiento combinado se suelen aplicar dosis inferiores a 3 kGy [7].

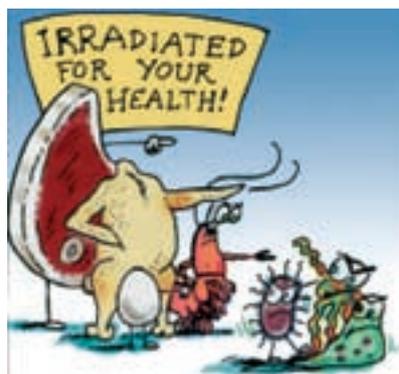
Los procedimientos que se combinan con la irradiación son muy variados: el cocinado o precocinado previos, la refrigeración, la congelación a diferentes niveles de temperatura, el empaquetado al vacío, la reducción del pH, la presencia de ácidos láctico o acético, el tratamiento con otros aditivos, la curación de las carnes, el adobo, el secado al sol, el salazón, el secado o semisecado de frutas, el tratamiento previo con agua caliente, etc.

Un primer objetivo que se consigue es la ampliación del periodo de vida de los alimentos. Tiene interés para carnes, pescados y mariscos, frutas y verduras. Las combinaciones de procedimientos son muy variadas y los beneficios obtenidos son importantes.

Un segundo objetivo consiste en potenciar la seguridad microbiológica de los alimentos. La irradiación puede completar otros tratamientos convencionales que no garantizan

la eliminación completa de los patógenos. En el punto de mira de la irradiación de los alimentos y de su asociación con otros métodos de conservación se encuentra la población de riesgo a la cual puede proporcionar una completa garantía para su seguridad alimentaria. Dentro de este grupo y con diferentes grados de sensibilidad aparecen los inmunodeprimidos, los portadores de SIDA, ancianos, embarazadas, diabéticos, recién nacidos, trasplantados, enfermos de cáncer, astronautas, etc.

Un tercer objetivo pretende mejorar la calidad de las comidas preparadas y la estabilidad de los alimentos. Dentro de este capítulo figuran aquellos países donde las posibilidades tecnológicas son es-



► **Figura 4.** La publicidad a favor del consumo de alimentos irradiados incluye escenas como esta donde los buenos alimentos, elegantes y decididos, deben rechazar a los patógenos, feos y perversos.

casas. La irradiación puede paliar muchas carencias allá donde existe una falta de equipos refrigeradores o de buenos sistemas de almacenamiento y distribución. Y no digamos en una estación espacial con equipos y utensilios de cocina muy limitados.

Un objetivo, deseable también, de los tratamientos mixtos reside en la posibilidad de preservar las vitaminas en un alimento irradiado si previamente ha sido sometido a otro procedimiento de preparación, por ejemplo congelado, desecado o mantenimiento en atmósfera inerte.

5. Ventajas e Inconvenientes de la irradiación de los alimentos

Los alimentos más que cualquier otro producto irradiado deben entrar por los ojos. Un tratamiento que produzca alteraciones de color o de aspecto poco tiene que ofrecer, está destinado al fracaso, salvo situaciones de fuerza mayor como es el caso de la población de riesgo. En consecuencia, un parámetro que debe considerarse prioritariamente en un alimento irradiado son sus características organolépticas (color, olor, sabor). Es evidente, por otro lado, que las alteraciones organolépticas dependen de la dosis de irradiación. Por consiguiente, hay que buscar un equilibrio para que la dosis elegida produzca los efectos saludables requeridos pero no afecte a la presentación del alimento. En este aspecto es preferible rebajar la flora patógena en un porcentaje suficiente en lugar de eliminarla completamente, para que no se afecten las propiedades organolépticas. Afortunadamente, son más sensibles a la radiación la mayoría de los patógenos alimentarios que las propiedades organolépticas del alimento.

Hay alimentos especialmente sensibles a la irradiación, en cuyo caso no se aconseja este procedimiento de tratamiento. Sucede con algunas frutas, melocotones, por ejemplo, que se reblandecen al ser irradiados. Sin embargo, aunque la irradiación de los huevos enteros proporciona unas claras un poco más lechosas y líquidas, el procedimiento de irradiación se viene empleando como una garantía para la eliminación de la *Salmonella*.

También es problemático irradiar organismos vivos. Por ejemplo, no se pueden irradiar ostras o almejas vivas porque la irradiación las mata. Otro ejemplo. Las semillas destinadas a la siembra pueden irradiarse con dosis bajas para retrasar la germinación o para la eliminación de los insectos, pero no se pueden irradiar con dosis altas para proceder a una



► **Figura 5.** Unidad de irradiación gamma JS-6500 del Instituto Nacional de Investigación de México. Contiene una fuente de 600.000 curios de Co-60. Produce 8.300 toneladas de alimentos irradiados al año, en parte destinados a la exportación.

desinfección bacteriana, porque entonces se aniquila su capacidad germinativa. En estos casos hay que valerse de otros procedimientos de conservación o, en todo caso, combinar la irradiación con otros métodos con el fin de poder rebajar las dosis aplicadas.

La irradiación de los alimentos también pretende otros objetivos. Es un tratamiento sustitutorio a la fumigación con ciertos productos declarados de riesgo para la salud o para la capa de ozono, por ejemplo bromuro de metilo, dibromuro de etileno o la fosfina.

Existen más ventajas que conviene destacar. Muchos alimentos se pueden irradiar dentro de sus envases, empaquetados y listos para su distribución o almacenamiento. Otra ventaja es de carácter energético. La energía consumida en la irradiación es notablemente inferior a la de cualquier otro procedimiento de conservación [8].

5.1. Identificación de los alimentos irradiados

La forma de identificar los alimentos irradiados varía de unos países a otros. Las recomendaciones de la ICGFI es que vengan acompañados de un símbolo llamado "radu-

ra"⁸ y de una frase tal como "tratado por irradiación", todo ello muy visible en el envase del alimento y en el expositor del establecimiento donde se ofrece éste. La última frase se puede prolongar diciendo, por ejemplo, "tratado por irradiación para proteger su salud". Cuando un alimento compuesto contiene un ingrediente que ha sido irradiado, sólo se hace figurar si sobrepasa un cierto porcentaje en peso del total.

6. La irradiación de los alimentos en los Estados Unidos

Los Estados Unidos son los pioneros en la técnica de la irradiación de alimentos porque las sociedades de salud americanas están convencidas del papel único que puede jugar la irradiación de los alimentos para la resolución de muchos problemas sanitarios vinculados al estado de los alimentos. Una institución especialmente relevante es la CDC (*Centers for Disease Control and Prevention*) que reúne a varios centros e institutos nacionales especializados en la salud en todos sus sectores (ocupacional, inmunodeficientes, enfermedades crónicas, inválidos, accidentes, prevención, etc.).

Otras muchas entidades americanas relacionadas con la salud se

han mostrado partidarias decididas de la irradiación de los alimentos. Todas ellas están muy impactadas por el deterioro de la salud producido por los alimentos infectados con microorganismos y parásitos. Las estadísticas sobre el número de intoxicaciones, los fallecimientos, las bajas laborales o el enorme gasto hospitalario generado por el consumo de alimentos contaminados con patógenos son muy elocuentes⁹. Siguiendo esta línea, la lista de alimentos autorizados para su irradiación no deja de crecer (tabla 1).

La aprobación sistemática de grupos de alimentos importantes ha supuesto una serie de aldabonazos de gran impacto social. Lo fue la autorización para la irradiación de pollos en 1990 y, sobre todo, para la irradiación de carnes en 1997. Esta última aprobación fue seguida, además, por las recomendaciones de las sociedades microbiológicas para que se distribuyera en los colegios.

Grandes cadenas americanas de supermercados como *Food Emporium*, *Giant Food*, *Publix* o *ShopRite* y así hasta cuarenta, suministran carne irradiada. El más importante, *Wal-Mart* ha empezado a distribuirla en sus establecimientos del noreste con la intención de ampliarlo gradualmente a todo el país. Grandes cadenas de restaurantes como *Dairy Queen* o *Embers America* también emplean carne irradiada. Ellos se ocupan de atraerse al cliente empleando los mensajes publicitarios correspondientes.

Mediante la irradiación de los alimentos, carnes especialmente, están pensando si no en la completa erradicación de la contaminación con organismos patógenos si, al menos, en una reducción importante

⁸El logotipo radura fue introducido en Holanda en 1983. Es una concepción artística del proceso de irradiación. El alimento viene representado por los dos pétalos, la fuente radiactiva es el círculo pequeño situado en el centro del dibujo y los "rayos" emitidos por ésta se simbolizan por los cinco cortes del círculo exterior.

⁹De acuerdo con la CDC (2004) cada año se han venido produciendo en los Estados Unidos 76 millones de infecciones, 325.000 hospitalizaciones y 5.000 muertes debidas a la contaminación alimentaria por patógenos. Son especialmente sensibles los niños y adolescentes entre 1 y 14 años. Esto supone, además, un gasto anual de 7×10^9 \$.

► **Tabla 1. Aplicaciones de la irradiación de alimentos aprobadas o en estudio para su aprobación por la FDA* y la USDA****

| Producto | Dosis (kGy) | Finalidad | Fecha |
|---|-------------|--|-----------------|
| Trigo, harina de trigo | 0.2-0.5 | Desinfestación de insectos Control de mohos | 1963 |
| Patatas | 0.05-0.15 | Inhibición de brotes | 1964 |
| Cerdo | 0.3-1.0 | Control de <i>Trichinella spiralis</i> | 1985 |
| Enzimas (deshidratadas) | 10.0 máx. | Control microbiano | 1986 |
| Frutas y verduras frescas | 1.0 máx. | Desinfestación, retraso de la maduración | 1986 |
| Hierbas, especias y condimentos vegetales | 30.0 máx. | Control microbiano | 1986 |
| Volatería fresca o congelada | 3.0 máx. | Control microbiano | 1990 |
| Volatería fresca o congelada (USDA) | 1.5-4.5 | Control microbiano | 1992 |
| Carne congelada empaquetada para vuelos espaciales de la NASA | 44.0 mín. | Esterilización | 1995 |
| Alimentos para animales de granja y de compañía | 2.0-25.0 | Control de <i>Salmonella</i> | 1995 |
| Carne fresca refrigerada | 4.5 máx. | Control microbiano | 1997 |
| Carne fresca congelada | 7.0 máx. | Control microbiano | 1997 |
| Carne fresca refrigerada (USDA) | 4.5 máx. | Control microbiano | 2000 |
| Carne fresca congelada (USDA) | 7.0 máx. | Control microbiano | 2000 |
| Huevos frescos enteros | 3.0 máx. | Control de <i>Salmonella</i> | 2000 |
| Semillas de siembra | 8.0 máx. | Control microbiano | 2000 |
| Mariscos frescos y congelados | 0.5-7.5 | Control de <i>Vibrio</i> , <i>Salmonella</i> y <i>Listeria</i> | 1999, pendiente |
| Productos cárnicos y de volatería no refrigerados, listos para comer | 4.5 máx. | Control microbiano | 1999, pendiente |
| Ciertos productos cárnicos, de volatería o vegetales refrigerados, congelados o desecados | 10.0 máx. | Control microbiano | 1999, pendiente |

*FDA: United States Food and Drug Administration.

**USDA: United States Department of Agriculture.

del número de casos. Las bacterias contaminantes más frecuentes son *Escherichia Coli O157:H7*, *Salmonella*, *Campylobacter jejuni*, *Shigella*, *Yersinia enterocolitica* o *Listeria monocitogenes*. Entre los parásitos destacan la *Cyclospora*, el *Toxoplasma gondii* y la *Trichinella spiralis*. Son huéspedes indeseables de carnes frescas o preparadas como las hamburguesas o las salchichas y de otros alimentos. También se juzga la posibilidad de irradiar los piensos para evitar la contaminación microbiológica del ganado.

Los Estados Unidos permiten la importación de productos hortofrutícolas tratados por irradiación para eliminar diez especies de mosca de las frutas (*Ceratitis*, *Anastrepha*, *Batrocera*, etc.) y el gusano de la semilla del mango. Los productos deben venir perfectamente documentados e incluir la dosis de radiación y la dosimetría empleada para la determinación.

7. La irradiación de los alimentos en Europa

Algunos países europeos han hecho grandes progresos en la irradiación de alimentos y los producen a nivel nacional (Bélgica 6.613 toneladas en 2002, Francia 5.129 toneladas en 2002, Holanda 7.114 toneladas en 2002, Italia y el Reino Unido). Entre otros productos irradian frutas frescas y secas, verduras, pollos, gambas, pescado y ancas de rana. Cada país se rige por una normativa particular que varía de unos a otros. Las cosas cambian, sin embargo, a nivel comunitario.

El Comité Científico de Alimentos de la Comisión Europea (SCF) se mostraba favorable a la irradiación de frutas, verduras, cereales, tubérculos, pescado, mariscos, carne fresca, pollo, productos derivados de la sangre, clara de huevo y ancas de rana, entre otros.

Un hecho, sin embargo, vino a paralizar la marcha de los acontecimientos.

Un estudio de la Universidad de Chosun (Corea) llevado a cabo en 1998 revelaba que a partir de 0.5 kGy se producen 2-alkilciclobutanonas (2-ACB) en los alimentos irradiados. Las 2-ACB producidas son varias y provienen de los lípidos; concretamente de los ácidos palmítico, esteárico y oleico¹⁰.

Investigadores europeos han establecido la hipótesis de que las 2-ACB promueven el crecimiento de tumores en el colon y, en consecuencia, el SCF ha congelado la aprobación prevista para la irradiación de los alimentos [9].

Tan sólo se ha aprobado la irradiación de una categoría de alimentos,

¹⁰Las 2-ACB juntamente con otros productos radiolíticos se emplean como marcadores para determinar si un alimento ha sido irradiado. Para el análisis se utilizan la cromatografía y la espectrometría de masas [11].



► **Figura 6.** La semana del 23 al 29 de noviembre de 2003 se celebró una jornada mundial contra la irradiación de alimentos. En Milford Square, Pennsylvania, se reunieron 300 ciudadanos en protesta por la instalación de una unidad para la irradiación de alimentos en su condado, contra el uso de las fuentes de Co-60 y por la celebración de una moratoria sobre el consumo de carne irradiada en los colegios.

las hierbas aromáticas secas, las especias y los condimentos vegetales, alimentos muy bajos en lípidos y consumidos, además, en pequeñas cantidades [10].

La continuación de las aprobaciones queda pendiente de los resultados que proporcionen las experiencias llevadas al respecto en varias universidades. Concretamente se están estudiando la cinética y la metabolización de las 2-ACB en los organismos vivos, el número y tipo de compuestos formados y su dependencia con la dosis de irradiación del alimento.

Así como el consumo de alimentos irradiados en Estados Uni-

dos no hace más que crecer, en la Europa comunitaria permanece desactivado. En parte por la fuerte postura de los opositores y en parte por una falta de comunicación de los partidarios y de los irradiadores, lo cierto es que la irradiación de los alimentos ha quedado reducida a la categoría enumerada antes.

Los países europeos poseen una gran capacidad en equipos para la irradiación de alimentos. Varias instalaciones se ocupan actualmente de esterilizar material médico y se encuentran pendientes de las decisiones de la Comunidad Europea para, en su caso, ampliar su campo de aplicaciones al de la irradiación

de alimentos. La ampliación se podría producir automáticamente y con pocos cambios o implementaciones de los equipos en uso. España sigue la tónica general comunitaria.

7.1. La irradiación de los alimentos en España

Al igual que muchos países también España inició en los años cincuenta varios proyectos nucleares y radiactivos. Uno de los campos abordados fue el de la irradiación de alimentos. En 1965 existían en España dos grupos que efectuaban estudios de conservación de alimentos por irradiación. El Instituto de Investigaciones Agronómicas empleaba una fuente de Cs-137 en el campo de irradiación gamma "El Encín" de Alcalá de Henares. Se experimentaba con la irradiación de vinos y de inhibición de brotes en patatas. La Junta de Energía Nuclear (JEN) disponía de una fuente de Co-60. Con ella se comenzaron a irradiar frutas diversas.

El gran impulso para el desarrollo de la técnica en España provino de la primera reunión de la Comisión interministerial española de conservación de alimentos por irradiación, celebrada el 12 de mayo de 1965. Se decidió poner en marcha la irradiación de patatas principalmente pero también de cebollas, fresas, limones, zumos y concentrados de manzana y de uva. Las experiencias se llevaron a cabo y se establecieron unas conclusiones para su viabilidad comercial [12]. Nunca, sin embargo, se llevaron a la práctica. La decisión de desarrollar un programa de irradiación de alimentos fue acompañado del soporte legislativo correspondiente que data de esa época (ver Apéndice).

España despertó de su letargo en torno a la irradiación de alimentos a consecuencia de la creación del ICGFI. No se podía ignorar por más tiempo la producción y comercialización de cantidades crecientes de alimentos irradiados en varios países, ni tampoco la gran cantidad de doctrina que empezaba a

producirse de inmediato a nivel internacional sobre la irradiación de alimentos. En el Apéndice figuran las Reales Órdenes surgidas en este último periodo más directamente relacionadas con la irradiación de los alimentos y que están todas ellas vigentes.

A pesar del soporte legal, lo cierto es que en nuestro país se le ha prestado poca atención técnica a la irradiación de alimentos en los últimos años. Quizá España sea tan rica en alimentos frescos que no requiera este método de conservación. Quizá también, utilizando otros procedimientos de conservación pueda hacer frente a sus necesidades. El hecho es que nos limitamos a observar lo que hacen otros en este campo y a aceptar lo que se decida a nivel comunitario. Se debería pensar que, a lo mejor, merece la pena irradiar los alimentos destinados a la población de riesgo o también que el país debe estar preparado para recibir y consumir alimentos irradiados procedentes de otros países.

En España, sin embargo, se cuenta con dos buenas instalaciones de irradiación destinadas a la esterilización de material sanitario y susceptibles de ser empleadas para la irradiación de alimentos [13, 14]. Es más, en plan puramente experimental o con vistas a la exportación han realizado la irradiación de alimentos con buenos resultados. La más veterana es *Aragogamma SA*, de Barcelona. Con una fuente gamma de Co-60 esteriliza productos quirúrgicos, farmacéuticos y cosméticos desde 1970. La más joven es *Ionmed* situada en Tarancón (Cuenca). Dispone de un acelerador de electrones tipo *Rhodotron* y esteriliza productos sanitarios muy variados desde 1998.

7.2. La polémica está servida

Todas las aplicaciones nucleares y radiactivas son objeto de controversia; además, la virulencia en las actitudes oponentes suele ser superior a la de otros debates, incluso los políticos. La irradiación de los

alimentos, algo tan directamente relacionado con la salud y con el desarrollo normal de la vida, no podía ser menos. Para demostrarlo, ahí están los opositores tachando de irresponsables y de desorientadores del público a los partidarios. Pero también están los partidarios acusando de alarmistas ignorantes a los opositores.

Por su mayor desarrollo, introducción en el mercado pero también por la gran documentación

“En España se cuenta con dos buenas instalaciones de irradiación destinadas a la esterilización de material sanitario y susceptibles de ser empleadas para la irradiación de alimentos.”

generada, los Estados Unidos pueden emplearse como país de referencia para conocer el impacto de la irradiación de alimentos en la sociedad.

La polémica se ha recrudecido a partir del año 1997, en que no sólo se aprobó la irradiación de las carnes sino que se empezaron a distribuir en los comercios y en los colegios. La carne irradiada se encuentra en las tiendas a disposición del público que, en general, se muestra indiferente, pero no se opone al consumo. Desde entonces, quizá se haya llegado a cubrir ya con carne irradiada el 50% del mercado nacional. Aunque los cambios organolépticos son inapreciables para la mayoría, algunos notan una especie de sabor de ligero chamuscado. Este sabor de los productos irradiados desaparece con el tiempo transcurrido desde el fin de la irradiación y, desde luego, con el cocinado de los mismos.

Las entidades públicas americanas son mayoritariamente favorables al consumo de los alimentos irradiados. Las sociedades médicas

e institutos de salud también lo son. Quizá destaquen por su apoyo especialmente ferviente los centros microbiológicos y sus propios investigadores. Algunas de las declaraciones sobre el estado sanitario de los alimentos pueden producir escalofríos. Joseph Madden, director interino de la División de Microbiología de la FDA manifestó en 1990 que el 60% de los pollos vendidos en los Estados Unidos estaban contaminados con *Salmonella* y que todos, sin excepción, estaban contaminados con *Campylobacter*¹¹ (*FDA Consumer magazine, nov 1990*).

Como en otros países, también existen grupos de consumidores o de entidades americanas remisas al uso de los alimentos “irradiados” (en adelante *a.i.*). Esta palabra bien les provoca un temor a lo desconocido o bien les conduce automáticamente al accidente de Chernobyl¹² y a las bombas atómicas, lo que es hábilmente utilizado por los activistas detractores de esta técnica. Otros oponentes sostienen que la irradiación de los alimentos es una conspiración de la FDA y de la OMS con la industria nuclear para dar salida a sus residuos radiactivos. Por otro lado, la postura de prevención y reserva mantenida por parte de algunas autoridades no proviene de las condiciones objetivas de los *a.i.* sino de una condescendencia hacia la actitud de los grupos opositores.

Otros oponentes esgrimen argumentos más cercanos a la lógica. Los puntos de fricción son varios. Por un lado acusan a la irradiación de tapadera para ocultar o resolver posteriormente los fallos en las condiciones higiénicas de los alimentos o de la cadena alimentaria previos a la irradiación, un abandono en el cuidado de

¹¹Según otras fuentes estas contaminaciones son habituales. Sin embargo las concentraciones de microorganismos son tan bajas que no hay que temer por la salud del consumidor.

¹²Cuando se repasan las referencias americanas se observa como el papel diabólico desempeñado actualmente por el accidente de Chernobyl lo había venido realizando antes de la catástrofe ucraniana el accidente del reactor de *Three Mile Island*.

los animales o de atención de las granjas. También atacan los procedimientos de irradiación como son los emisores gamma (Co-60 y Cs-137) por el riesgo de irradiación, de contaminación, por el empleo de procedimientos de generación de las fuentes radiactivas o por el riesgo de que lleguen a las manos de los terroristas. Manifiestan su inquietud por la rotura de algún eslabón de la cadena alimentaria que inhabilite el proceso de la irradiación, la modificación de las condiciones naturales del alimento, la generación de productos radiolíticos descontrolados, potencialmente nocivos, la aparición de cepas de patógenos radorresistentes y, lo que es más grave, la generación de nuevos organismos mutados muy agresivos y fuera del control de los conocimientos terapéuticos presentes¹³.

Para hacer frente a los oponentes o a los vacilantes, los partidarios emplean a veces argumentos o procedimientos inadecuados. Por ejemplo cuando el señor Vestal del Instituto de Ciencia e Ingeniería de la alimentación, Universidad A&M de Texas manifiesta para calmar los ánimos de los indecisos, que la energía del acelerador de electrones empleado para las irradiaciones de alimentos procede de la red eléctrica. O cuando algunos industriales de la irradiación de alimentos han pretendido sustituir el término "tratado por irradiación", que debe figurar en la etiqueta de los alimentos irradiados, por el de "pasteurización fría" o "pasteurización electrónica", que no producen más que confusión en el usuario.

Otra cuestión que se trata de zanjar definitivamente es el reconocimiento de la verdadera naturaleza del proceso de irradiación. Según la legislación americana, la irradiación de los alimentos figura desde 1958 como un aditivo, lo

cuál no es cierto. Se pretende que la irradiación de los alimentos pase a ser considerada como un tratamiento de conservación al que son sometidos éstos y se abandone la idea de aditivo alimentario.

8. El problema de la educación

En general se observa un temor espontáneo por parte del usuario para el uso de *a.i.* Sólo tras unas explicaciones serias y convincentes se observa un incremento en el consumo de *a.i.* Para algunos, el propio hecho de la irradiación ya pone de manifiesto que se parte de una materia prima contaminada biológicamente a la que hay que combatir con rigor. La educación en este ámbito debe extenderse no solamente al público usuario de los *a.i.* sino también a los profesionales de la salud, al personal de la Administración, a los preparadores de alimentos y a los comerciantes de la alimentación.

El porvenir de los *a.i.* está asegurado si los usuarios dejan a un lado las inhibiciones y se deciden a incorporarlos como parte de su alimentación. No hay que confiar a la irradiación exclusivamente la alimentación de las personas en condiciones de salud comprometida o en situaciones arriesgadas como son los aventureros o los navegantes solitarios. Tampoco hay que valerse como argumentos de decisión para convencer a los posibles usuarios tan sólo de las estadísticas de los centros de salud ni de los grandes números a escalas nacionales.

El futuro de la irradiación de los alimentos como de tantas otras cuestiones está en manos de los usuarios. El usuario por sí mismo debe saber en qué consiste el proceso de irradiación de los alimentos, sus *pros* y sus *contras*. Y debe experimentar en sí mismo las ventajas de estos alimentos tanto por su mayor seguridad sanitaria como por su mayor duración sin alterarse. Debe perder el miedo a la palabra irradiación y desligarla de sus connotaciones catastrofistas.

Especialmente con la aparición de las carnes irradiadas, en Estados Unidos se han organizado campañas de información. En los expositores de los supermercados se hacen figurar los alimentos irradiados perfectamente identificados junto a los alimentos sin irradiar. El público puede elegir lo que le convenga. Se observa como la elección es deliberada a pesar de que los alimentos irradiados suelen costar unos centavos más que los no irradiados.

Aunque España permanece en la actualidad bastante al margen de la irradiación de alimentos, excepto la doctrina que llega de las comunidades europeas, la doctora Gálvez, inquieta experta española en irradiación de alimentos, hizo una encuesta a cuatrocientos consumidores de la provincia de Madrid que incluía la siguiente pregunta: ¿Consumiría usted alimentos legalmente irradiados?. Los consumidores, ignorantes de lo que había detrás de ello, respondieron afirmativamente tan sólo en un 28%. A todas estas personas se les reunió después, se les repartió información, se les dio una conferencia explicando esta técnica, se estableció con ellos un coloquio y después se volvió a repetir la encuesta. La pregunta anterior fue entonces respondida afirmativamente por el 60 % de los encuestados. [15]

Apéndice

Legislación española en torno a la irradiación de alimentos

Legislación antigua

— Creación de una Comisión Interministerial (CM de 5/3/1965) para estudiar a nivel nacional las posibilidades que la irradiación de alimentos ofrece al país y para impulsar, coordinar y dirigir la labor de los grupos que puedan estar implicados.

— Orden del Ministerio de Industria de 8 de septiembre de 1966, por la que se anuncia la necesidad de implantar en el territorio nacional instalaciones radiactivas para la conservación de alimentos (BOE 226 de 21 de septiembre 1966, pág. 12022).

¹³Este tema ha sido estrella desde hace muchos años y se le ha prestado una atención prioritaria y permanente. Ninguno de los estudios realizados hasta la fecha ha conducido a la observación de "organismos mutados viables".

— Decreto del Ministerio de Gobernación 2725/1966, de 6 de octubre, por el que se regula el trámite de aprobación de la conservación por irradiación de alimentos destinados al consumo humano (BOE 260, 31 de octubre 1966, pág. 13715).

— Decreto del Ministerio de Industria 2728/1966, de 13 de octubre, por el que se crea la Comisión Asesora de Conservación de Alimentos por Irradiación. (BOE 260, 31 de octubre 1966, pág. 13719).

— Orden del Ministerio de Industria de 31 de enero de 1967, por el que se constituye la Comisión

Asesora de Conservación de Alimentos por Irradiación. (BOE 37, 13 de febrero 1967, pág. 1963).

Legislación actual

— Real Decreto 1553/1983, de 27 de abril, por el que se modifica el capítulo V “Conservación de Alimentos del Código Alimentario Español” (aprobado por el Decreto 2484/1967, de 21 de septiembre), que incorpora como procedimiento de conservación permitido las radiaciones ionizantes, siempre que no alteren

las propiedades esenciales de los alimentos. (BOE 126, 27 de mayo 1983, pág. 14781).

— Real Decreto 1334/1999, de 31 de julio por el que se aprueba la Norma general de etiquetado, presentación y publicidad de los productos alimenticios. (BOE 202, 24 de agosto 1999, pág. 31410).

— Real Decreto 348/2001, de 4 de abril, por el que se regula la elaboración, comercialización e importación de productos alimenticios e ingredientes alimentarios tratados con radiaciones ionizantes. (BOE 82, 5 de abril 2001, pág. 12825). 

Referencias

- [1]. *Conservación de Alimentos por irradiación*. Editado por el Ministerio de Industria para la Comisión Asesora de Conservación de alimentos por Irradiación, Madrid 1967.
- [2]. *Facts about food irradiation*. Consultative Group on Food Irradiation, Viena 1999.
- [3]. *Irradiación de alimentos*. Información veterinaria 226, junio 2001.
- [4]. *Informe del Comité de Expertos Mixto FAO/AIEA/OMS sobre la Salubridad de los Alimentos Irradiados*. Serie de Informes Técnicos 659, Organización Mundial de la Salud, Ginebra, 1981.
- [5]. Frazier, W.C., and Westhoff, D.C. 1988. Chapter 10. *Preservation by radiation*. In *Food Microbiology (Fourth edition)*. McGraw-Hill. New York, NY.

- [6]. Kowalski, J.B. y Tallentire, A., *Substantiation of 25 kGy as a sterilisation dose: a rational approach to establishing verification dose*. *Radiat. Phys. Chem.* 54, (1999), 55-64.
- [7]. *Combination Processes for Food Irradiation*. IAEA STI/PUB/1031, agosto 1998.
- [8]. Brynjolfsson, A., *Energy and Food Irradiation*, IAEA-SM-221/54, 1978.
- [9]. Raul F, Gosse F, Delincee H, Hartwig A, Marchioni E, Miesch M, Werner D, Burnouf D. *Food-borne radiolytic compounds (2-alkylcyclobutanones) may promote experimental colon carcinogenesis*. *Nutr. Cancer.* 2002;44(2):189-91.
- [10]. *Diario Oficial de las Comunidades Europeas*, L 66,13 de marzo de 1999.

- [11]. *Métodos estandar para la detección de alimentos irradiados*. Comité Europeo de Normalización, diciembre 1997.
- [12]. Del Val Cob, M., Ortín Suñé, N. et al. *Conservación de Alimentos por Irradiación*. Serie de artículos publicados en la revista J.E.N. a lo largo de los años 1965 al 1968.
- [13]. Aragogamma. *Esterilización por Rayos Gamma*. <http://www.aragogamma.com>
- [14]. *IonMed Esterilización S.A.* <http://www.ionmed.com>
- [15]. M. Gálvez et al. *Estudio de la aceptabilidad de los alimentos irradiados por los consumidores españoles*. “Segundo Congreso Internacional de Alimentos de la ANQUE” Burgos 1992.

Bibliografía

- *Position of ADA in “Food irradiation”*. J. Am. Diet. Assoc. (2000) 100; 246-253.
- Stanley, Doris. *Food Irradiation*, ARS News Service, Agriculture Research Service, United States Department of Agriculture (USDA), December 10, 1997.
- Mentzer Morrison, Rosanna; Buzby, Jean C.; Jordan Lin, C.-T. *Irradiating Ground Beef to Enhance Food Safety*, Food Safety, 33-37, January- April 1997.
- *Irradiation in the production, Processing and Handling of Food*, Department of Health and Human Services, Food and Drug Administration (FDA), Federal Register, December 3, 1997 (Volume 62, Number 232).
- Kimm M.; Morehouse, Ph. D. *Food Irradiation: The treatment of food with ionising radiation*, U.S. Food and Drug Administra-

- tion, Center for Food Safety and Applied Nutrition, Office of Premarket Approval, Food Testing and Analysis, June/July 1998 edition (Vol. 4, No. 3, Pages 9, 32, 35) – <http://vm.cfsan.fda.gov/~dms/opa.fdir.html>.
- *Training Manual on Food Irradiation Technology and Techniques (1982)*. TRS 114, FAO/IAEA, Vienna.
- Josephson, E. S.; Brynjolfsson, A. et al. (1963). *Preservation of Food by Ionizing Radiation*, CRC Press, New York.
- Urbain, W.M. (1966). *Food Irradiation*, Academic Press, Orlando.
- *La irradiación de los alimentos. Una técnica para conservar y preservar la inocuidad de los alimentos*. (1989), Organización Mundial de la Salud, Ginebra.
- FAO/IAEA/OPS. 1982. *Condiciones Tecnológicas para la Irradiación de Algunos*

- Productos Alimenticios*. Comité Conjunto FAO/IAEA.
- Comisión de las Comunidades Europeas. 1982. *Propuesta al Consejo Directivo de las Legislaciones de los Estados Miembros concerniente a los alimentos tratados con irradiación ionizante de la Comisión de Comunidades Europeas*. COM (88) 654 SYN 169.
- FAO/WHO/IAEA. 1992. *Guidelines for the Authorization of Irradiation by Groups or Classes of Food*. Orlando, Florida. USA.
- Codex Alimentarius. 1983. *Norma Codex para alimentos irradiados*. Stan 106-1983. Roma, Italia.
- Codex Alimentarius. 1979. *Código internacional de prácticas recomendadas para la operación de instalaciones de irradiación usadas para el tratamiento de alimentos*. CAC/RCP 19-1979. Roma, Italia.

Enrique Meléndez Asensio y Javier Hortal Reymundo*

Metodología usada en el CSN para el análisis probabilista de incidentes ocurridos en centrales nucleares españolas

Varios organismos reguladores de nuestro entorno utilizan métodos probabilistas para el análisis de los sucesos ocurridos en las centrales nucleares.

Estas aplicaciones permiten establecer una clasificación de los incidentes en función de la probabilidad condicionada

de daño al núcleo en las condiciones del incidente. En el CSN, fruto de un proyecto internacional financiado por seis organismos reguladores, se ha implantado una metodología que hace uso de los modelos de APS detallados proporcionados por las centrales nucleares con ese objetivo.

1. Introducción

Uno de los métodos más importantes empleados para la continua mejora de la seguridad operacional de las centrales nucleares es el análisis sistemático de sucesos ocurridos en ellas. El objetivo de estos estudios es identificar los puntos débiles de la planta y de su operación, aplicando luego esta información en la mejora de dichos aspectos. Para ello, los distintos procedimientos existentes (análisis de causa raíz, análisis de diseño, etc.) en general buscan:

- identificar la causa original o causa raíz del suceso, y determinar las actuaciones necesarias para evitar su reaparición, o

- verificar si el comportamiento de la instalación está de acuerdo con el diseño.

Otro tipo de procedimientos, cuyo uso ha sido hasta hace relativamente poco tiempo muy limitado (únicamente aplicado en origen por la NRC en su programa *Accident Sequence Precursor* y en el Estudio de Precursores alemán), es el análisis de sucesos basado en APS (*Probabilistic Safety Assessment based Event Analysis* o PSAEA). La idea de analizar los sucesos por métodos probabilistas está en vigor desde que comenzaron a desarrollarse las primeras aplicaciones de los APS, y consiste esencialmente en trasladar las condiciones observadas durante el incidente a los modelos detallados de APS y cuantificar la probabilidad condicionada de que se hubiera producido un daño al núcleo.

Se han desarrollado programas

de análisis de incidentes basados en los APS en distintos países de nuestro entorno. Esta actividad se desarrolla principalmente por los organismos reguladores o sus organizaciones técnicas de apoyo, como ayuda en la toma de decisiones en el seguimiento de los incidentes. Existen programas de análisis de precursores en Francia (IRSN), Alemania (GRS), Finlandia (STUK) y Bélgica (AVN), a los que pueden sumarse los programas de Hungría (realizado por el organismo de investigación VEIKI) y la República Checa (llevado a cabo por REZ). Algunas operadoras de centrales nucleares también hacen uso de técnicas de este tipo en sus programas de experiencia operativa en el estudio de los incidentes ocurridos en ellas. Tal es el caso de *Electricité de France* y de la central nuclear Paks en Hungría.

* Enrique Meléndez y Javier Hortal son técnicos del área de modelación y simulación de la Subdirección de Tecnología Nuclear del CSN.

El programa de mayor extensión es, sin duda, el de la US NRC, que, iniciado en 1979, analiza por métodos probabilistas los incidentes ocurridos en centrales nucleares americanas desde 1969 [1]. Los modelos usados para estos análisis han sido modificados a lo largo de los años para dotarles de mayor detalle y mejorar la estimación de la probabilidad condicionada de daño al núcleo. Hasta 1999, los modelos usados eran muy simplificados y genéricos por tipo de reactor (cinco en total). Desde esa fecha, se han desarrollado los modelos SPAR (*Standardized Plant Analysis Risk Models*), que contienen modelos específicos para cada central.

Otras actividades relacionadas con el análisis probabilista de incidentes en centrales nucleares son las de la IAEA, organización que publicó un TECDOC [2] sobre la metodología de uso de los modelos completos de APS para el análisis de incidentes y que recientemente ha comenzado una tarea [3] para desarrollar metodologías de análisis de incidentes que combinen los enfoques tradicionales basados en análisis de causa raíz con análisis basados en métodos probabilistas.

En el CSN se han llevado a cabo actividades de uso de la metodología ASP de la NRC desde

1994, inicialmente mediante un contrato con la empresa SAIC. Esta actividad se llevó a cabo sobre las centrales nucleares de tipo estandarizado, ya que la metodología norteamericana usa modelos de APS genéricos, sobre los que no se pueden realizar análisis de plantas de diseño distinto. Como parte de este contrato, se modificó el programa para incluir Zorita. Adicionalmente se han llevado a cabo experiencias de análisis de

“Algunas operadoras de centrales nucleares hacen uso de análisis de precursores en sus programas de experiencia operativa en el estudio de los incidentes ocurridos en ellas.”

incidentes usando los resultados de los APS, es decir, usando la *lista de conjuntos mínimos de corte*.

Más recientemente, como resultado de un proyecto internacional de investigación en el que participaron organismos reguladores de seis países (Bélgica, Canadá, Reino Unido, Suecia, Suiza y España), se desarrolló una metodología para

el uso de los APS detallados en el análisis de incidentes. Esta metodología se ha trasladado en el CSN al procedimiento PT.IV.37 [4].

La primera experiencia piloto de análisis usando este procedimiento tuvo lugar en 1999, analizándose incidentes ocurridos en aquellas centrales de las que se dispone de modelos completos de APS. Desde 2000 se dispone ya de los modelos de APS de la mayoría de las centrales nucleares españolas, de manera que en 2004 se cumplen cinco años de aplicación sistemática y continuada de las actividades de análisis. En 2001 se incorporó el análisis de incidentes por medio de APS a las actividades que se realizan en el marco del Panel de Revisión de Incidentes (PRI).

El PRI se reúne mensualmente para analizar, clasificar y, en su caso, proponer acciones correctivas o de seguimiento de los incidentes notificados al CSN. Uno de los criterios para considerar que un incidente es significativo es que su medida de riesgo condicional (que mide la cercanía a un accidente con daño al núcleo en términos de la probabilidad condicionada) esté por encima de 10^4 . Los incidentes con medida de riesgo condicional mayor que 10^6 se consideran precursores.

Una conclusión importante de la experiencia acumulada en estos cinco años de análisis de incidentes es la conveniencia de fijar objetivos para el número de incidentes en distintos intervalos de medida de riesgo. En la sección 3 se presenta una propuesta en ese sentido.

2. Metodología de análisis

La metodología de análisis está descrita en el procedimiento técnico del CSN PT.IV.37 [4] y en la documentación del proyecto internacional realizado por ENCONET [5]. Se hará aquí una breve descripción del proceso de obtención de las medidas cuantitativas del riesgo. El diagrama de flujo del procedimiento puede verse en la figura 2.



Figura 1. Central nuclear de Paks (Hungría).

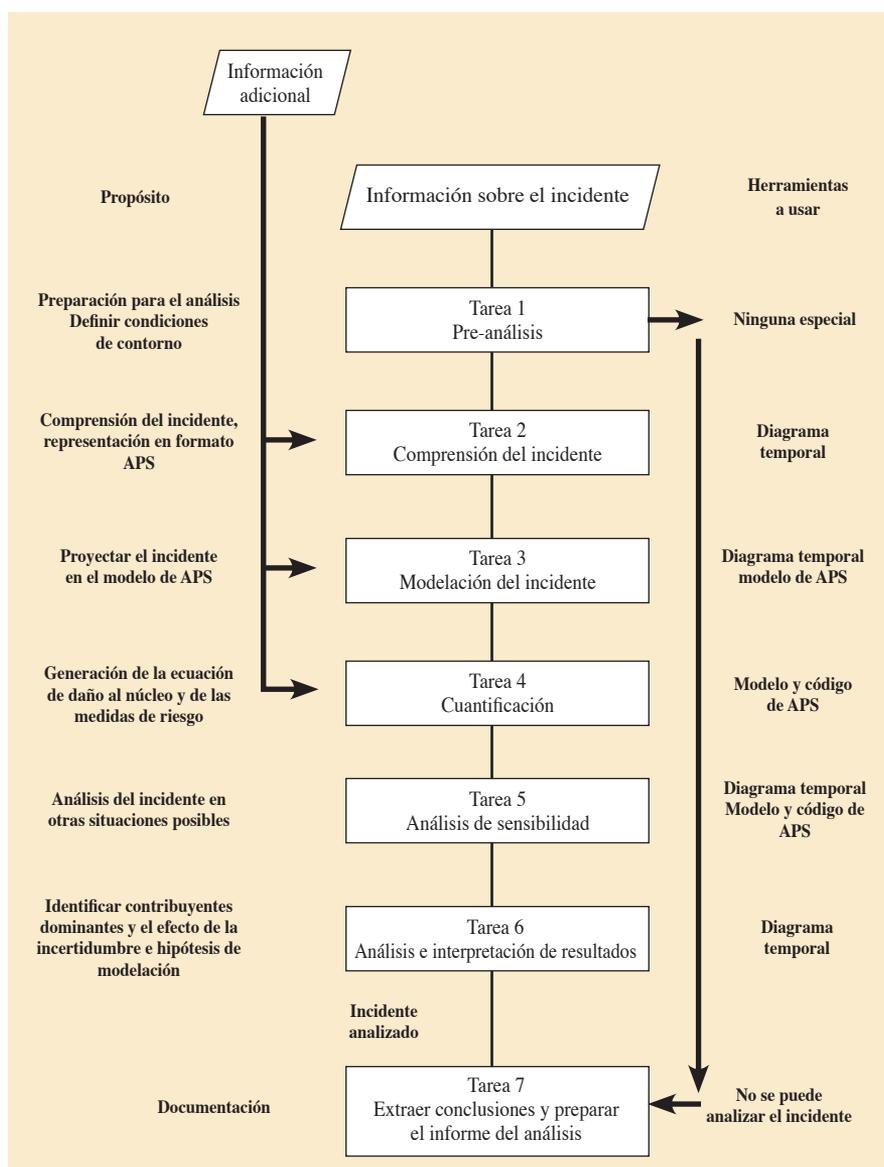


Figura 2. Diagrama de flujo del procedimiento.

2.1. Tareas de preparación

La metodología de análisis se estructura en dos tipos distintos de actividades: un grupo preliminar de tareas de preparación (relacionadas con el modelo de APS y la herramienta de cuantificación), que deben hacerse una sola vez para cada planta y APS considerado, y el análisis de incidentes propiamente dicho. Las tareas de preparación consisten en:

1. Preparación del modelo de APS.

(a) Confirmación de que el modelo de APS permite la cuantificación de cada iniciador separadamente.

Necesaria para asegurar que no hay interferencias con otros iniciadores a través de transferencias.

El procedimiento ofrece soluciones para el caso de que no se cumpla este requisito.

(b) Confirmación de que el modelo de APS permite la cuantificación de cada iniciador en cada modo de operación separadamente.

(c) Confirmación de que las frecuencias de los iniciadores están adecuadamente definidas para el cálculo del riesgo instantáneo.

El procedimiento ofrece soluciones para el caso de que las frecuencias de los iniciadores se hayan presentado para el caso de riesgo medio.

(d) Consideraciones de truncado, en las que se debe asegurar que al hacer las modificaciones que requiere el procedimiento no se cambia el truncado efectivo de la

ecuación de cada iniciador.

(e) Verificación de que los resultados del APS modificado como consecuencia de estas actividades de preparación es consistente con el APS original.

(f) Cuantificación del APS modificado para obtener el valor de referencia de la frecuencia de daño al núcleo.

Estas tareas se han realizado para cada modelo de APS disponible en el CSN.

2. Recopilación de información sobre el estudio de APS.

(a) Identificación de las simplificaciones e hipótesis empleadas, tales como:

- Simplificaciones en la modelación de las secuencias accidentales.
- Simplificaciones en la modelación de los árboles de fallos correspondientes a sistemas en espera.
- Simplificaciones relativas a los análisis de fiabilidad humana.
- Otras simplificaciones o hipótesis de interés.

(b) Recopilación de información sobre las acciones de recuperación modeladas en el APS.

(c) Revisión de las definiciones de los estados operacionales de la planta.

3. Recopilación de información sobre actividades de planificación de las tareas de mantenimiento.

Como queda dicho, estas tareas de recopilación de información y preparación del modelo de APS para su uso en el análisis de incidentes puede hacerse una sola vez independientemente de los análisis a realizar. Para el análisis de los sucesos se dispone de la información remitida al CSN por el titular de la planta, fundamentalmente los informes de suceso notificable a 30 días, y de información complementaria elaborada por los técnicos del CSN en la evaluación de incidente, así como en las inspecciones que, en su caso, se hayan llevado a cabo.

Los datos necesarios para iniciar el análisis probabilista de incidentes pueden resumirse en los siguientes:

1. El modelo de APS; junto con la información obtenida en esta fase previa de preparación.

2. El incidente a analizar, entendido como la recopilación de toda la información disponible sobre él.

Se distinguen asimismo dos tipos de incidentes, a saber:

- *Incidentes directos*: aquellos ocurridos en la planta bajo estudio.

- *Sucesos trasladables o transpuestos*: aquellos que han ocurrido en una planta distinta, pero de los que se desea saber cuál es el impacto en otra planta.

Se revisan las posibles diferencias de detalle entre la información disponible de cada suceso y la modelación del APS, proponiendo acciones para cada uno de los casos en que la información no se encuentre en el mismo grado de detalle.

La información necesaria para el análisis de incidentes se refiere a:

— Información relativa a la secuencia de sucesos, necesaria solamente para sucesos iniciadores, incluyendo:

- todas las demandas manuales o automáticas de los sistemas,

- seguimiento de los procedimientos de operación en emergencia.

— Información relativa al estado de la planta y sus sistemas durante el incidente,

- estado operacional de la planta,

- componentes encontrados en estado *fallado*,

- condiciones ambientales inusuales,

- indisponibilidades por pruebas o mantenimiento,

- tiempo desde la última prueba de componentes,

- información relativa a las causas del incidente.

Una vez se han llevado a cabo estas labores de recopilación de la información, puede iniciarse el análisis del incidente.

Para su análisis, los incidentes pueden clasificarse en tres tipos, con características distintas:

Suceso iniciador que desencadena un disparo de la central y la evolución de un transitorio posterior, según el estudio de APS.

Suceso iniciador potencial, que produce una desviación de las condiciones nominales pero que no da lugar a un iniciador definido en el estudio de APS porque no ha tenido lugar el disparo del reactor. Esta situación se traduce en una probabilidad condicionada de que se produzca el iniciador.

Condición, situación en que, sin haber disparo, alguna de las funciones de seguridad se halla degradada durante un cierto tiempo, dando lugar a una mayor vulnerabilidad

“La medida del riesgo a obtener es la probabilidad condicionada de daño al núcleo dada la ocurrencia del incidente. La obtención de esta medida depende del tipo de suceso de que se trate.”

de la planta en su respuesta frente a los distintos accidentes.

El trabajo de análisis de incidentes se ha subdividido en tareas, que se presentan en las secciones que siguen, tras la discusión de las medidas del riesgo a obtener.

2.2. Medidas del riesgo

La medida del riesgo a obtener es la probabilidad condicionada de daño al núcleo dada la ocurrencia del incidente. La obtención de esta medida depende del tipo de suceso de que se trate.

En el caso de un suceso de tipo iniciador, su ocurrencia impone ya condiciones para la obtención de la medida del riesgo. En este caso, se trata de una probabilidad condicionada por el iniciador. La forma de aplicar la condición es poniendo a valor *cierto* el suceso básico que representa el iniciador en el árbol de sucesos correspondiente. Una formulación sencilla sería la siguiente: Si se considera un árbol de sucesos en el que el suceso

iniciador se representa por IE , la ecuación de daño al núcleo de ese árbol de sucesos estará dada por:

$$CD = IE * (A * B + A * C + B * C + D)$$

Al imponer la condición de ocurrencia del iniciador $IE=1$ y de ocurrencia de una circunstancia adicional, representada por el valor 1 del suceso básico C , se obtiene:

$$CD(C=1, IE=1) = A * B + A * 1 + B * 1 + D = A * B + A + B + D = A + B + D$$

La probabilidad condicionada de daño al núcleo viene dada entonces (en la aproximación de primer orden) por:

$$CCDP = P(A) + P(B) + P(D)$$

En el caso de un suceso de tipo condición, supongamos que la duración de ésta es un tiempo T_i . Si la condición se representa por la indisponibilidad del componente descrito por el suceso básico C , se obtiene:

$$\begin{aligned} CDF &= IE * (A * B + A * C + B * C + D) \\ CCDF &= CDF(C=1) = \\ &= IE * (A * B + A * 1 + B * 1 + D) = \\ &= IE * (A * B + A + B + D) = IE * (A + B + D) \end{aligned}$$

La frecuencia condicionada de daño al núcleo viene dada, en primer orden de aproximación, por:

$$CCDF = F(IE) * (P(A) + P(B) + P(D))$$

En el análisis de incidentes de tipo condición se proporciona como medida del riesgo instantáneo asociado al incidente la diferencia de este valor con la frecuencia base de daño al núcleo $\Delta CDF = CCDF - CDF_{base}$. La medida del riesgo del incidente es el producto de esta diferencia y la duración del incidente $T_i \Delta CDF$.

2.3. Tarea 1: Actividades previas al análisis

Comprende las siguientes actividades:

1. Recopilación de la información del incidente. Se refiere a la información ya obtenida en las actividades anteriores, que será usada posteriormente.

2. Categorizar el suceso como "directo" o "trasladable".

3. Revisión de las circunstancias que impulsan el análisis del incidente.

4. Revisión de los recursos disponibles, en particular, el tiempo disponible para la realización del análisis.

5. Establecer los objetivos del análisis:

(a) proporcionar una medida cuantitativa del riesgo,

(b) proporcionar información de cómo pudo haberse deteriorado el incidente,

(c) identificar las acciones humanas que más influencia pueden tener en el incidente,

(d) identificar otros escenarios significativos en los que pudo haber ocurrido el mismo incidente.

6. Otros aspectos, tales como elaboración de nuevos modelos, si son necesarios para el análisis, aceptabilidad de un análisis simplificado si ello no es posible.

2.4. Tarea 2: Comprensión del incidente

Se centra en la documentación de lo ocurrido en el incidente y su puesta en relación con los elementos del APS. Para ello resulta útil, en el caso de los sucesos de tipo iniciador, la realización de un diagrama temporal que ayude a identificar dichos elementos. Se subdivide, a su vez, en las siguientes subtareas:

1. Revisión de la documentación.

Se pretende que el analista se familiarice con la información disponible y corrija las deficiencias que ésta pudiera tener. La falta de información suficiente puede impedir que el análisis se realice con éxito.

2. Desarrollar una secuencia de sucesos para el diagrama temporal en el caso de un suceso de tipo iniciador.

Es una descripción del incidente relatando las condiciones iniciales del reactor, las demandas de disparo o reducciones de potencia, demandas de sistemas frontales, acciones de los operadores, acciones que deberían haber realizado los operadores, cambios en el modo de operación de la planta, etc.

3. Identificación de las fases del suceso, cuando se trata de sucesos complejos. Se han de identificar:

- La fase de suceso iniciador.

- La fase de suceso iniciador potencial (anomalía controlada por sistemas que no se encuentran modelados en el APS y que podría dar lugar a un suceso iniciador).

- La fase de suceso condición.

4. Identificación del modo de operación de la planta.

5. Incorporación de los fallos de componentes en el diagrama temporal.

“Se pretende que el analista se familiarice con la información disponible y corrija las deficiencias que ésta pudiera tener. La falta de información suficiente puede impedir que el análisis se realice con éxito.”

6. Inclusión, en el diagrama temporal del suceso, de toda la información relevante.

7. Identificación del instante de inicio de cada fase dentro del diagrama temporal.

2.5. Tarea 3: Modelación del suceso

Se refiere al reflejo del suceso en el modelo informático de APS para llevar a cabo las siguientes tareas:

— Identificar los árboles de sucesos que deben usarse, para sucesos iniciadores y condiciones.

— Verificación de que los modelos no contienen ninguna simplificación inadecuada que impida su aplicación al suceso a analizar.

— Identificación de los sucesos básicos que deben modificarse para tener en cuenta las condiciones durante el incidente.

— Consideraciones para la modificación del valor de probabilidad de los sucesos básicos.

— Modificación de las probabilidades de fallo de los sucesos de

causa común, que necesitan un tratamiento especial dependiendo del número de sucesos básicos fallados en cada grupo de causa común.

— Modificación de los sucesos básicos que pueden representar un fallo de causa común no modelado en el APS original.

— Modificación de sucesos básicos de error humano.

— Otros sucesos básicos que requieren modificación de su probabilidad de fallos, como por ejemplo las correspondientes a:

- equipos fallados durante un corto periodo de tiempo,

- equipos que funcionaron de forma incorrecta o inusual,

- equipos que han operado en una configuración inusual,

- equipos que operaron en condiciones ambientales adversas.

— Modelación de acciones de recuperación que fueron realizadas durante el incidente.

— Sumario de la modelación del incidente.

Este es el punto que reviste mayor dificultad en el análisis, ya que es necesario establecer una correspondencia muy precisa entre la evolución del incidente y la secuencia de sucesos tal y como aparece en el APS en el caso de un suceso iniciador. Las indisponibilidades o fallos de componentes se ponen en función de los sucesos básicos que aparecen en el modelo de APS.

2.6. Tarea 4: Cuantificación

Se trata de obtener los valores numéricos de las medidas de riesgo. Esta tarea se subdivide en cinco subtareas para tener en cuenta informaciones adicionales de actuaciones de los operadores creíbles que pudieran tener impacto en la medida del riesgo:

1. Cuantificación preliminar para determinar la importancia de las acciones de recuperación y del tiempo desde la última prueba de los componentes, dos factores que no fueron modificados durante la tarea 3. La cuantificación preliminar puede ayudar también a evaluar la importancia de otras incertidumbres identificadas previamente.

2. Modelación de las acciones de recuperación.

3. Una vez determinado cuáles son las acciones de recuperación más importantes, puede procederse a las modificaciones correspondientes.

4. Investigación de la posibilidad de obtener información más detallada de algunos puntos para refinar la cuantificación.

5. Cuantificación final, incluyendo las modificaciones de sucesos básicos que sea pertinente, obteniéndose el valor final de la probabilidad condicionada para cada secuencia de daño al núcleo y para el incidente de forma global.

2.7. Tarea 5: Análisis de escenarios adicionales

El procedimiento propone realizar análisis de sensibilidad para determinar otros escenarios creíbles en los que la probabilidad condicionada de daño al núcleo pudiera ser distinta (superior o inferior) a la del incidente tal y como ocurrió. Estos análisis, denominados *What if?* se plantean en escenarios relacionados con el original, variando parámetros tales como:

- modo de operación de la planta;
- equipo indisponible debido a pruebas o mantenimiento;
- fallos de causa común;
- comportamiento inadecuado general de los operadores;
- errores en la actuación de los operadores (en lugar de asignar una probabilidad de fallo en las acciones);
- fallos de sistemas;
- fallo en la realización de una prueba.

Esta tarea final de análisis constituye de hecho un reanálisis del accidente en las condiciones del escenario propuesto, por lo que comprende las tareas 3 y 4, incluyendo:

1. Selección del análisis a realizar.
2. Modificación de los modelos de árboles de fallos o de sucesos y de los sucesos básicos y recuantificación del modelo de APS.
3. Obtención de conclusiones.

2.8. Tarea 6: Análisis final e interpretación de los resultados

La interpretación de los resultados debe hacer referencia a los siguientes pasos:

1. Identificación de los contribuyentes dominantes a la probabilidad condicionada de daño al núcleo, obteniéndose la lista ordenada por valor de probabilidad de las secuencias de daño y la contribución fraccional de cada una.

2. Realización de un análisis de sensibilidad de los resultados a

“En el cumplimiento de su misión el CSN debe propiciar que el número de incidentes se encuentre en un rango que no suponga un riesgo añadido al de la operación de las centrales nucleares españolas.”

cambios creíbles en los datos de los sucesos básicos.

3. Estudio de las incertidumbres.
4. Obtención de las medidas de importancia de componentes y sistemas teniendo en cuenta las condiciones del suceso.

Para esta tarea se cuenta con los resultados de la tarea de cuantificación, que aporta la ecuación de daño al núcleo.

2.9. Tarea 7: Obtención de conclusiones y preparación del informe de análisis

Se deben destacar:

- El riesgo estimado del suceso y el grado de significación (un suceso se considera precursor si su medida de riesgo condicional es superior a 10^{-6} y precursor significativo si su medida de riesgo condicional es superior a 10^{-4}).
- Los escenarios identificados en la tarea 5 que pudieran ser más significativos desde el punto de vista del riesgo.

- Aquellos componentes o sistemas cuyo funcionamiento resulte crítico en las condiciones del incidente.

- Las conclusiones de la tarea 6.
- Realimentación al estudio de APS, en el caso de que se hubiera necesitado alguna modelación adicional o si se hubieran encontrado deficiencias en el APS.

3. Objetivos propuestos

3.1. Objetivos cualitativos del programa de precursores del CSN

En consonancia con el uso que en otros organismos reguladores se está dando a los análisis de incidentes con metodologías probabilistas, el CSN se ha marcado ciertos objetivos de su programa de precursores. Éstos son:

- Obtener una medida del riesgo de daño al núcleo en las condiciones de los incidentes.
- Clasificar los incidentes según esta medida de riesgo. Una medida por encima de 10^{-6} categoriza el incidente como precursor; un valor por encima de 10^{-4} lo categoriza como precursor significativo.
- Identificar escenarios de riesgo dominante en que pudiera haberse encontrado la planta como consecuencia de los incidentes.
- Analizar situaciones creíbles con riesgo adicional mediante análisis de sensibilidad.
- Mediante la incorporación a sus objetivos estratégicos, incentivar el análisis detallado y la solución de los problemas que causan los incidentes precursores de manera que se reduzca su tasa de ocurrencia.

3.2. Objetivos cuantitativos del programa de precursores del CSN

En el cumplimiento de su misión, el CSN debe propiciar que el número de incidentes se encuentre en un rango que no suponga un riesgo añadido al de la operación de las centrales nucleares españolas. Por ello, y reconociendo la imposibilidad de evitar la ocurrencia de incidentes, se recomienda fijar objetivos cuantitativos para ellos

► **Tabla 1. Objetivos anuales para el análisis de precursores.**

| Intervalo CCDP | Objetivo (número de incidentes) |
|-----------------------------|---------------------------------|
| $10^{-2} \leq IR$ | 0 |
| $10^{-3} \leq IR < 10^{-2}$ | 0 |
| $10^{-4} \leq IR < 10^{-3}$ | 0 |
| $10^{-5} \leq IR < 10^{-4}$ | ≤ 1 |
| $10^{-6} \leq IR < 10^{-5}$ | ≤ 2 |

► **Tabla 2. Objetivos quinquenales para el análisis de precursores.**

| Intervalo CCDP | Objetivo (número de incidentes) |
|-----------------------------|---------------------------------|
| $10^{-2} \leq IR$ | 0 |
| $10^{-3} \leq IR < 10^{-2}$ | ≤ 1 |
| $10^{-4} \leq IR < 10^{-3}$ | ≤ 2 |
| $10^{-5} \leq IR < 10^{-4}$ | ≤ 5 |
| $10^{-6} \leq IR < 10^{-5}$ | ≤ 10 |

en los distintos intervalos de medida del riesgo de manera que supongan un incentivo a la mejora de la seguridad.

Se proponen dos tipos de objetivos, uno referido al comportamiento de las centrales nucleares en el corto plazo, entendido éste como cada año natural de operación, y otro en un plazo más largo que permita acomodar variaciones estadísticas en los objetivos a corto plazo. El tiempo de muestreo elegido para este segundo objetivo es de cinco años, que permite disponer de un número suficiente de incidentes notificables para tener una muestra representativa, si se considera que se vienen produciendo del orden de entre cinco y diez incidentes notificables por cada reactor y año. En concreto, en los últimos cinco años se han notificado un total de 315 incidentes, es decir, una media de siete por reactor y año.

La elección de los valores anuales responde al intento de concienciar a los titulares de las centrales nucleares de la necesidad de mantener el riesgo de la instalación en valores tan bajos como sea práctico alcanzar.

Se proponen las tablas 1 y 2 para los objetivos anuales y quinquenales en términos del número máximo de incidentes ocurridos en cada intervalo de probabilidad condicionada.

Se justifica la elección de los valores en función de los resultados obtenidos para el programa de análisis de precursores en el CSN y los resultados de los programas de organismos reguladores de nuestro entorno.

Para el análisis de la experiencia internacional se ha tomado como referencia fundamental el programa de la NRC, por ser el país de

origen de la tecnología de la mayor parte de las centrales nucleares españolas, y la de Francia, por la amplia extensión de su programa de precursores. En cuanto a metodología, la usada en el CSN está más próxima a la usada en Francia, y es esencialmente igual a la usada en Bélgica, por lo que se ha considerado también la experiencia de ese país. La metodología usada en los Estados Unidos es diferente en algunos aspectos, motivo por el que es conveniente complementar sus datos con los de los países apuntados. Se ha considerado también la experiencia alemana, aunque debe tomarse con precaución, ya que los APS elaborados en Alemania tienen características distintas a los del resto de países, al no incorporar medidas de gestión que no estén explícitamente contempladas en las bases de diseño, como la maniobra de *Feed & Bleed*.

Debe tenerse en cuenta además que en las centrales nucleares francesas y belgas se analizan extensamente los incidentes ocurridos en otros modos distintos de la operación a potencia, mientras que en los Estados Unidos se hacen esos análisis de manera limitada. En España no se dispone de modelos para otros modos de operación para todas las centrales, por lo que los objetivos sólo se refieren al impacto en el riesgo de daño al núcleo en la operación a potencia. ☺

Referencias

[1] L. N. Vanden Heuvel, J. W. Cletcher, D. A. Copinger, J. W. Minarick, B. W. Dolan. *Precursors to Potential Severe Core Damage Accidents: 1997. A Status Report*. NUREG/CR-4674, ORNL/NOAC-232, US Nuclear Regulatory Commission, 1998.

[2] IAEA. *Use of plant-specific PSA to evaluate incidents at nuclear power plants*. IAEA-TECDOC-611, International Atomic Energy Agency, 1991.

[3] IAEA. *Precursor analyses – The use of deterministic and PSA based methods in the event investigation process at nuclear power plants*. IAEA-TECDOC-1417, International Atomic Energy Agency, 2004.

[4] E. Meléndez Asensio. *Evaluación de precursores por medio del APS*. Procedimiento Técnico PT-IV-37. CSN, 2001.

[5] P. Boneham. *A framework for the PSA-based analysis of operational events*. ENCONET Consulting, Auhofstr. 58, A-1130 Vienna, Austria, 1997. Rev. 1, Deliverable of the project.

🔗 Fernando Pelayo Loscertales y Rafael Mendizábal Sanz*

El carácter determinista del análisis de accidentes en centrales nucleares

En el presente artículo se desarrolla el concepto de aproximación o metodología determinista al análisis de accidentes en instalaciones nucleares y se explica la

manera en la que se ha dado cumplimiento al objetivo referido a la protección de los trabajadores de dichas instalaciones y al público en general.

1. Introducción

Todas las centrales nucleares españolas fueron originalmente licenciadas de acuerdo con las normas técnicas utilizadas en su diseño. Dichas normas están sustentadas en la denominada aproximación determinista al análisis de accidentes, y pretenden dar cumplimiento al objetivo básico de la regulación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, que consiste en garantizar la seguridad y salud de los trabajadores, población en general y medio ambiente. Con tal fin se concretan unos límites de dosis para la población y los trabajadores que no deben ser superados.

En la actualidad, y con el desarrollo de nuevas aproximaciones reguladoras con especial consideración al riesgo se ha generado un debate, en gran medida artificial

desde nuestro punto de vista, acerca de la supuesta incompatibilidad entre las denominadas aproximaciones determinista y probabilista.

En este trabajo se desarrolla el concepto de aproximación o metodología determinista al análisis de accidentes, y la manera en que ha dado cumplimiento a sus objetivos de protección.

2. Elementos de la metodología determinista

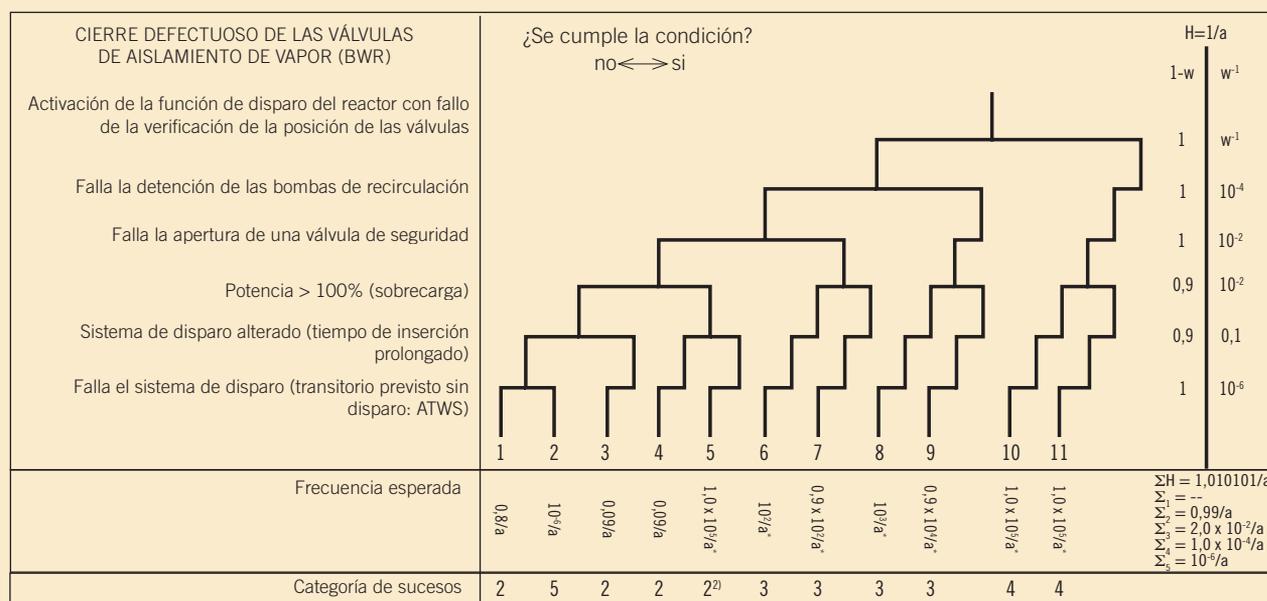
Los análisis de seguridad tienen como objetivo demostrar que las plantas nucleares pueden funcionar sin que los trabajadores, el público y el medio ambiente sufran daños radiológicos. La manera de demostrar el funcionamiento seguro es probar que las plantas pueden hacer frente a cualquier contingencia que las pueda apartar de su funcionamiento normal sin que existan consecuencias radiológicas inasumibles. Esas contingencias, que pueden ser leves, como pequeñas desviaciones del funcionamiento

normal, o graves, como sería una rotura de tubería del sistema de refrigeración del núcleo, se denominan genéricamente accidentes. A la causa inmediata que origina un accidente (fallo de equipo, error humano...) se le denomina *suceso iniciador*.

El análisis de seguridad puede ser determinista o probabilista; pero en ambos casos su núcleo es el análisis de accidentes. En el glosario del OIEA (versión en castellano) se define el análisis determinista de seguridad como “análisis que, como parámetros-clave, usa valores numéricos simples (tomados para tener una probabilidad igual a 1), y que conduce a un valor único en el resultado. En seguridad nuclear, por ejemplo, esto implica concentrarse en tipos de accidente, escapes y sus consecuencias, sin considerar las probabilidades de diferentes secuencias de sucesos...”. Merece la pena entrar en detalle y matizar esta “ausencia” de las probabilidades.

*Fernando Pelayo y Rafael Mendizábal son miembros del Cuerpo Técnico del CSN, actualmente adscritos a la Subdirección de Tecnología Nuclear.

USO DE ÁRBOLES DE SUCESOS EN EL ÁMBITO DETERMINISTA



El árbol adjunto es un ejemplo extraído de la KTA-SG-47 en el que se pone de manifiesto el uso de técnicas propias del análisis probabilista en un entorno determinista. La delineación de secuencias presentada permite categorizar las mismas en función de su frecuencia. Una vez realizada la categorización, la aproximación determinista requiere verificar el cumplimiento de los criterios de aceptación propios de cada categoría y generar un suceso envolvente de todas las secuencias de una misma categoría, por ejemplo en este caso la secuencia 5 es candidata a envolver las secuencias 1, 3 y 4 de la categoría 2.

Hablemos primero del término *determinista*. El determinismo fue una teoría filosófica muy influyente en el pensamiento científico y ético, según la cual todo lo que sucede en el Universo está completamente determinado por causas previamente existentes, que evitan incluso el libre albedrío en la conducta humana. Fue Laplace, inspirado por la mecánica newtoniana, el autor de la formulación clásica de esta teoría, según la cual el conocimiento “completo” de cualquier situación y de sus leyes de evolución permite la predicción infalible del futuro. En una formulación más actual se puede decir que la posibilidad de predecir la evolución de un sistema físico pasaría por un conocimiento *perfecto* de su estado de partida, sus leyes de evolución y las condiciones de contorno (que representan su interacción con el entorno).

En un mundo determinista no tiene sentido hablar de probabilidades. La probabilidad aparece cuando los sucesos no se pueden predecir con exactitud. Es una

prueba, en suma, de ignorancia de las situaciones y de las leyes de evolución.

La metodología determinista de análisis de seguridad (al igual que la probabilista) parte de una idea nada determinista: los sucesos iniciadores que dan lugar a situaciones de accidente en las centrales ocurren de manera aleatoria, no puede predecirse su aparición. Sólo son caracterizables mediante una *frecuencia*, que es la probabilidad de que ocurran por unidad de tiempo. De los sucesos estocásticos se ocupan modelos probabilistas (uno bien conocido es el de Poisson)

La frecuencia tiene una propiedad aditiva. La unión lógica de sucesos independientes, cada uno caracterizado por su frecuencia, da lugar a otro suceso cuya frecuencia es la suma de las de partida. Por tanto, a un grupo de sucesos le podemos asociar una *frecuencia colectiva*, suma de las individuales.

El paso siguiente de la metodología consiste en clasificar los sucesos iniciadores por su frecuen-

cia, y establecer para cada clase un valor permitido de daño que no debe superarse; se obtienen así los *criterios de aceptación* sobre barreras del análisis de accidentes. Si se quiere minimizar el daño global esperado del funcionamiento de la instalación, el daño permitido debe ser función decreciente de la frecuencia, de tal manera que las contingencias frecuentes no provoquen apenas daño, y, recíprocamente, que los accidentes potencialmente muy dañinos tengan una frecuencia muy baja. El cumplimiento de los criterios de aceptación se comprueba a base de realizar simulaciones computacionales de la evolución de la planta en ciertos escenarios accidentales.

Los accidentes se agrupan en categorías, cada una de ellas caracterizada por su frecuencia colectiva, es decir, la suma de las frecuencias individuales de las frecuencias que la componen. Los límites de daño que se imponen dependen de esa frecuencia colectiva, no de la individual, y esto es fácil de entender. Un accidente se

puede considerar unión lógica de otros dos de frecuencia menor al de partida. Si este fraccionamiento continúa, podemos llegar a considerar un accidente como la unión de *otros muchos con frecuencias mucho menores* que el de partida. A menor frecuencia, menos estrictos son los límites de daño, con lo que, descomponiendo un accidente, llegaríamos a la conclusión de que no requiere protección alguna.

Así que en la propia base del análisis determinista de seguridad está el reconocimiento del carácter aleatorio de los sucesos iniciadores. Cabe preguntar, entonces, si lo que confiere el carácter determinista a los análisis es la capacidad de predecir, mediante cálculos de simulación, el comportamiento de la planta una vez que ha ocurrido un suceso iniciador. Se manejan aquí dos elementos fundamentales:

— Los propios cálculos, realizados en su mayoría con códigos computacionales.

— Los procedimientos para realizar esos cálculos, que establecen la forma de elegir los accidentes que se van a simular y las condiciones iniciales y de contorno que se utilizarán en las simulaciones.

Al conjunto que forman códigos de cálculo y procedimientos (es decir, a la metodología para llevar a cabo el análisis de seguridad) se le suele llamar *modelo de evaluación*.

Los propios cálculos son deterministas, en dos sentidos. Por un lado, no son probabilistas, es decir, en ellos no intervienen explícitamente probabilidades. En segundo lugar, no son estocásticos, por lo que cumplen un principio de *repetibilidad* muy asociado a la idea de determinismo: si un cálculo se realiza de nuevo, sin cambiar ni los datos de entrada ni el proceso computacional (el código de cálculo, su versión, el ordenador soporte...), se obtienen exactamente los mismos resultados. Esto último sucede porque casi todos los códigos de cálculo que se utilizan no hacen uso internamente de generación de números aleatorios. De hecho, los

códigos que utilizan generadores de números pseudoaleatorios cumplen la propiedad de repetibilidad, porque ese proceso de generación es determinista y las semillas de los generadores aparecen entre los datos de *input*. Es importante recordar que esta propiedad no se da, por ejemplo, en los procesos de medida de una magnitud física, porque casi siempre hay factores incontrolables que introducen cambios en los resultados de la medida.

“Los análisis de seguridad tienen como objetivo demostrar que las plantas nucleares pueden funcionar sin que los trabajadores, el público y el medio ambiente sufran daños radiológicos.”

Que los resultados de los cálculos deterministas sean repetibles no quiere decir que estén libres de error. De hecho, hay en ellos varias fuentes de incertidumbre evidentes. Las más tipificadas son:

— Las incertidumbres en las condiciones iniciales y de contorno del cálculo, que provienen del conocimiento imperfecto de las condiciones y propiedades de la planta en la situación analizada.

— Las incertidumbres de los modelos contenidos en el código, que no son perfectos porque constituyen simplificaciones de la realidad.

Volviendo a las hipótesis clásicas del determinismo, podemos decir que ni la situación de partida del sistema, ni las condiciones de contorno, ni las leyes de evolución están libres de incertidumbre.

Todo cálculo realista de seguridad tiene que ir acompañado de una evaluación de las incertidumbres de sus resultados *importantes*, que son básicamente los que aparecen en los criterios de aceptación.

¿Cómo se lleva a cabo un análisis de incertidumbre?. Lo habitual, en primer lugar, es modelar las

variables inciertas como variables aleatorias; es decir, a cada una se le asigna su distribución de probabilidad. El siguiente paso es ver cómo esa incertidumbre se transmite o propaga a los resultados del cálculo. Un método clásico (y no el único, desde luego) para hacer esto es el de Monte Carlo: se toman muestras aleatorias de las variables de entrada, según su distribución de probabilidad, y para cada *input* así obtenido se hace un cálculo con el código. El resultado es una muestra aleatoria de valores del resultado, cuya función de probabilidad puede así estudiarse. Por tanto, a partir de cálculos deterministas (que cumplen la propiedad de repetibilidad), y mediante una generación externa y previa de números aleatorios o pseudoaleatorios, se pueden calcular variables aleatorias.

Los únicos cálculos libres del imperativo de un estudio de incertidumbres de los resultados son aquellos en los que se introducen intencionadamente errores sistemáticos (*sesgos*) que compensen la incertidumbre de los resultados. Si los cálculos son de seguridad, los sesgos han de ser necesariamente conservadores, y se consiguen a base de asignar valores suficientemente pesimistas a las variables de entrada (condiciones iniciales, de contorno, parámetros de modelo...) que sean más *influyentes* en los resultados. Así que, en realidad, para hacer un análisis conservador es necesario un conocimiento más o menos esquemático de cuáles son esas variables más influyentes y de sus incertidumbres. También se puede obtener un resultado conservador llevando a cabo el cálculo de manera realista, evaluando la incertidumbre del resultado y aplicándole al mismo un sesgo conservador. Es decir, introduciendo sesgos no en los datos de entrada sino en los resultados.

En general, cuando a un cálculo de simulación se le van añadiendo conservadurismos, su resultado se aleja cada vez más de lo que juzgamos comportamiento real de la

planta ante el accidente simulado y es cada vez más pesimista. Y ese es el motivo por el que, pese a la naturaleza aleatoria de los sucesos iniciadores y a la presencia de incertidumbres en las predicciones, seguimos llamando *determinista* a esta metodología. Con una definición adecuada de las condiciones iniciales y de contorno de los cálculos de simulación se pueden definir escenarios envolventes, es decir, más pesimistas que cualquier otro escenario del mismo tipo. Y si esos escenarios envolventes cumplen con los criterios de aceptación establecidos, existirá la certeza de que todos los accidentes envueltos por ellos los cumplirán. El punto esencial de la metodología es que, procediendo de esa manera, quedará cubierta la infinidad de posibles escenarios no modelados. La clave, en otras palabras, está en el carácter envolvente de los cálculos base de diseño.

Así pues, el método determinista centra su atención en el cumplimiento de unos criterios de aceptación para un conjunto mínimo de escenarios accidentales envolventes, denominados *accidentes base de diseño*, lo que a su vez garantiza el cumplimiento con la base de licencia. Los criterios de aceptación se establecen en términos de daños a barreras (necesarios para garantizar el mantenimiento de la defensa en profundidad), término fuente liberado o dosis recibida. Hay, en realidad, dos límites: en daños y en frecuencias.

Un suceso iniciador puede producir diferentes evoluciones en el comportamiento de la planta, según sea el funcionamiento de los sistemas que lo hacen frente. Cada una de estas posibles secuencias accidentales está caracterizada por una frecuencia, que es el producto de la frecuencia del iniciador por la probabilidad condicionada de la secuencia. Los accidentes, como ya hemos visto, se clasifican de acuerdo a frecuencias colectivas de iniciadores, no de secuencias accidentales. Y ese es el motivo, junto con la delineación de las secuencias envolventes (condiciones

iniciales y de contorno), de que el método determinista se centre en la verificación de límites de daño, pero no en la verificación de límites de frecuencia.

3. La clasificación de accidentes. Normas técnicas base de licencia

A modo de ejemplo centraremos el análisis en la norma técnica ANSI/ANS N18.2 que sirvió al dise-

“El método determinista centra su atención en el cumplimiento de unos criterios de aceptación para un conjunto mínimo de escenarios accidentales envolventes, denominados *accidentes base de diseño*, lo que garantiza el cumplimiento con la base de licencia.”

ño original de los reactores PWR de diseño Westinghouse españoles posteriores a la central nuclear José Cabrera.

Esta norma se emitió en el año 1973, con el objetivo de ampliar la orientación dada en los Criterios Generales de Diseño para centrales nucleares (10 CRF 50, apéndice A). Contiene la base de la metodología determinista para el diseño de reactores PWR, que permite dar cumplimiento a la regulación y en particular a las normas radiológicas aplicables en el país origen de la tecnología. El elemento básico de la norma técnica es la clasificación de los accidentes nucleares en cuatro categorías, cada una caracterizada por su frecuencia colectiva de ocurrencia (para valores de dosis determinados).

Existen otras normas, que establecen diferentes clasificaciones de accidentes. En algunas, como ANSI/ANS 51.1 y KTA-SG-47 la clasificación se realiza de acuerdo

con la frecuencia de la secuencia accidental, no del iniciador. En cualquier caso, y como ya hemos insistido, se consideran siempre frecuencias colectivas, y el daño máximo admisible para un accidente es el correspondiente a la clase a la que pertenece.

El diseño de la instalación, junto con el de su sistema de protección, ha de garantizar que dichas frecuencias no son superadas. El diseño, pues, se centra en el análisis de la operación normal y en condiciones de accidente de la planta. Mediante un análisis iterativo de la dinámica de la planta se modifica, si es necesario, el diseño de la planta o el de de la protección, generándose de este modo una envuelta base de diseño que verifica la base de licencia. El conjunto diseño/protección debe ser capaz de garantizar que para un rango dado de frecuencias no se supera el límite de daño admisible. En rigor, por tanto, se establecen criterios de aceptación en forma de valores admisibles para la frecuencia de excedencia y el daño correspondiente.

El ANSI N18.2 define cuatro condiciones I→IV, y para cada una de ellas establece unos requisitos de diseño.

En condición I (operación normal) se incluyen los sucesos que se espera ocurran regularmente en la operación a potencia de la planta, recargas, mantenimiento... El requisito de diseño es que los sucesos puedan ser gestionados sin necesidad de la actuación de ningún sistema de protección. Un ejemplo serían las variaciones de potencia, la operación con combustible fallado (aleatoriamente) dentro de Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF), y, en general, operaciones previstas en la operación rutinaria de la planta.

La condición II la constituyen los llamados transitorios (no previstos) de frecuencia moderada, cuya frecuencia colectiva es igual o mayor a uno por año. Entre ellos se contarían los rechazos de carga, errores de operador, diluciones de

boro, etc. Es oportuno mencionar que sucesos de estas características efectivamente se dan con frecuencia parecida a la definida, aunque la evolución real pueda o no tener mucho que ver con la del accidente envolvente del suceso iniciador. Como requisito de diseño para estos transitorios se establece que a lo sumo sea necesaria la actuación del sistema de protección, manteniéndose la capacidad para volver a operación de modo inmediato una vez adoptadas las posibles medidas correctivas, y que en cualquier caso no se superen los límites radiológicos. Esto se consigue limitando el número de varillas de combustible falladas (a, aproximadamente, una por cada mil) de modo que la liberación de actividad sea manejable por el sistema de tratamiento; e, igualmente, limitando la pérdida de refrigerante (válvulas de alivio). Como criterio de la mayor importancia se impone el que el transitorio no pueda evolucionar a otro de peor condición sin que concurra otro suceso independiente, ni causar la pérdida de función de cualquier barrera al escape de productos radiactivos.

La condición III está constituida por el grupo de sucesos cuya frecuencia de excedencia colectiva es superior a una en la vida de la planta (aproximadamente 10^{-2} por reactor y año) y que no son de condición II. Ejemplos son las pequeñas roturas en el sistema primario o la pérdida completa de caudal de refrigeración. Los requisitos de diseño aplicables permiten un número limitado de fallos de elementos combustibles, así como la superación de los límites de la norma 10 CFR 20; pero no deben interrumpir o restringir el uso público de las zonas externas al radio de exclusión de la planta (una fracción de los límites fijados en la norma 10 CFR 100). Estos accidentes no deben degenerar en alguno de condición IV ni suponer la pérdida de las barreras del refrigerante ni de la contención.

Finalmente se establece una condición IV, la de los llamados fallos limitantes, que no se espera que sucedan en toda la vida útil de la planta, pero que por sus consecuencias podrían suponer la liberación de una gran cantidad de material radiactivo. Representan, por

tanto, el caso límite del diseño. En principio no se establece un criterio en frecuencia para ellos, aunque en algunas normas se los define como accidentes que no son de condiciones I, II y III y tienen frecuencia colectiva comprendida entre 10^{-2} y 10^{-6} por reactor y año. Ejemplos de esta categoría lo constituyen la rotura en doble guillotina del sistema primario o secundario, el agarrotamiento de rotor de una bomba principal o la eyección de una barra de control. Como requisitos de diseño se imponen la no superación de los límites establecidos en el 10 CFR 100 y la prohibición de que supongan la pérdida de la funcionalidad de los sistemas destinados a la recuperación del accidente.

La norma ANSI N18.2, junto con los criterios generales de diseño del apéndice A a 10 CFR 50, se plantearon como un método consistente para desarrollar un diseño seguro de la instalación nuclear. Sin embargo, el accidente, en 1979, de la unidad 2 de la central de *Three Miles Island* (TMI-2) puso en evidencia las debilidades de esta metodología, que no contemplaba, entre otras, las acciones del opera-

Tabla 1. Modelos de clasificación de accidentes.

| Frecuencia de excedencia colectiva (por reactor y año) | Condiciones de la Planta | Categorías de clasificación | | | | | |
|--|--------------------------|--------------------------------------|----------------------|------------------------|---------------|-----------------|--------------------------|
| | | NRC | | | ANS | | |
| | | 10 CFR | RG 1.48 Código ASME* | RG 1.70 Rev.2 | 51.1 (N 18.2) | 52.1 (N 212) | 53.1 (N 213) |
| Operaciones planeadas | PC-1 | Normal | Normal | Normal | Condición I | PPC Normal | Condición de la Planta A |
| 10^{-1} | PC-2 | Transitorios operacionales previstos | Perturbación | Frecuencia Moderada | Condición II | PPC Frecuente | Condición de la Planta B |
| 10^{-2} | PC-3 | | | Incidentes ocasionales | Condición III | | |
| 10^{-3} | PC-4 | Accidentes | Emergencia | Fallos limitantes | Condición IV | PPC Ocasional | Condición de la Planta C |
| 10^{-4} | | | | | | | |
| 10^{-5} | PC-5 | Fallo | | | | PPC Restrictivo | Condición de la Planta D |
| 10^{-6} | No se consideran | | | | | | |

*Esta terminología fue eliminada en 1977.

En el caso de que fueran determinantes para que se produjera el accidente. La posibilidad de que un accidente pudiera progresar a una condición superior no era analizada en la base de diseño debido a la confianza en los automatismos de la planta y en la redundancia y diversidad de equipos, y a la no consideración de sucesos concurrentes, entre ellos las acciones de operador. Por ese motivo no estaban adecuadamente desarrolladas las medidas para limitar la progresión de accidentes, como los procedimientos de operación de emergencia (POE). A este respecto es interesante contrastar las normas ANSI 51.1 y KTA-SG-47, posteriores a TMI-2, frente a la ANSI N18.2.

En la medida en que la complejidad del escenario accidental va en aumento, al liberar las restricciones de la base de diseño (crédito a fallos concurrentes, etc), la premisa del carácter envolvente de las secuencias de diseño se va haciendo cuestionable y de modo natural surge la *apertura* (ramificación) de posibles secuencias. De algún modo es en este contexto donde el análisis probabilista de seguridad toma el relevo de la metodología determinista, cuando se quiebra la posibilidad de delinear una secuencia envolvente

para cada suceso iniciador, bien por la dificultad intrínseca de identificar dicha secuencia o bien porque el carácter residual de la frecuencia de fallo no justifica la incorporación a la base de diseño del escenario en cuestión. En su lugar aparecerán numerosas secuencias, unas progresarán hacia el daño y otras concluirán con éxito.

El análisis determinista se centra principalmente en la verificación del carácter envolvente de

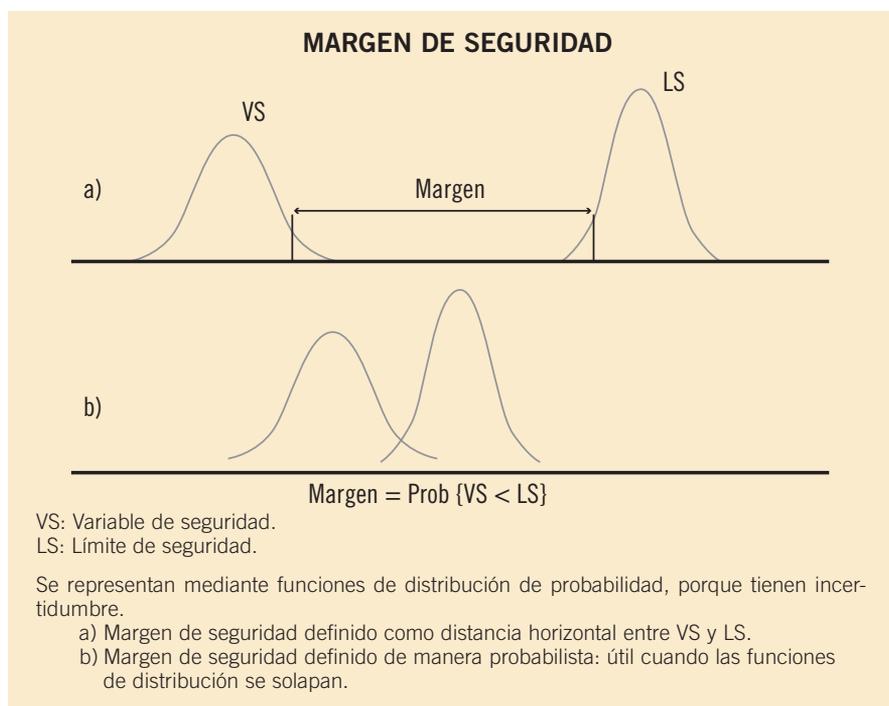
“La confección de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF) de las centrales nucleares está inevitablemente ligada a la metodología de diseño del análisis de accidentes.”

las secuencias de diseño, lo que incluye necesariamente la verificación de los criterios de aceptación propios del accidente analizado (normalmente en términos de margen de seguridad al límite de la barrera afectada), la verificación de la operabilidad y de la

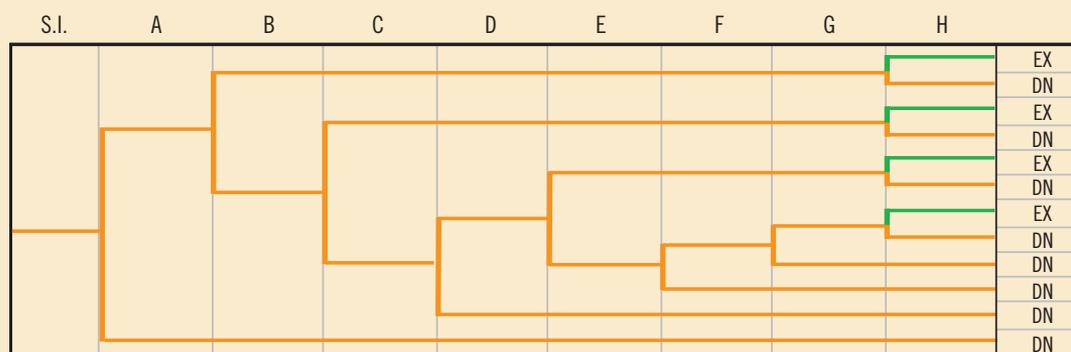
existencia de suficientes márgenes de diseño de equipos y sistemas a los que se les da crédito en el análisis de accidentes, así como a sus sistemas soporte. Eventualmente, por ejemplo ante modificaciones de importancia, será necesario confirmar que el accidente envolvente lo sigue siendo. Sólo en rara ocasión (certificación del diseño) el análisis contemplará la verificación de la no superación de la frecuencia del grupo en el que está incorporado el accidente en cuestión.

Es importante señalar que la confección de las especificaciones técnicas de funcionamiento (ETF) de las centrales nucleares está inevitablemente ligada a la metodología de diseño del análisis de accidentes. En particular, las condiciones límite de operación están destinadas a garantizar que las hipótesis deterministas asumidas en el análisis de los diversos accidentes se verifican en todo momento, ya sean condiciones iniciales en variables de estado o condiciones de contorno como disponibilidades de equipos o sistemas necesarios de modo directo o indirecto. En un contexto de licenciamiento puramente probabilista esto sería equivalente a requerir el establecimiento de ETF sobre los estructuras, sistemas o componentes que forman parte de algún conjunto mínimo de fallo hasta un valor de truncación en frecuencias determinado.

De particular interés es la gestión en ETF de las indisponibilidades de equipos y sistemas, especialmente porque puede dar al traste con la hipótesis fundamental de no progresión de la condición del accidente. En este sentido, la incorporación del criterio de peor fallo único, lejos de constituir un elemento de rigidez en la metodología de diseño contribuye a facilitar la operación de la instalación al permitir una mayor flexibilidad frente a indisponibilidades de equipos. En la medida en que dicha situación sea una condición analizada, la operación continuada en ella queda cubierta (pues se ha tenido en cuenta en la



MARGEN DE SEGURIDAD COLECTIVO



El uso combinado de técnicas de análisis probabilistas de seguridad y análisis deterministas realistas permite extender el concepto de margen de seguridad a iniciadores y barreras. La cuantificación de incertidumbres se aplica a cada secuencia, de modo que se puede generar una medida del margen de seguridad como la probabilidad de que, dado un suceso iniciador, no se llegue a daño al núcleo. Esta medida se puede extender a una barrera, a partir de todo el conjunto de sucesos iniciadores que la comprometen. Suponiendo secuencias independientes:

MARGEN DE INICIADOR

$$M_i = PR\{\text{éxito} / i\} = \sum_j P_{ij} M_{ij}$$

donde i = iniciador; ij = secuencia j del iniciador i
 P_{ij} , M_{ij} = probabilidad y margen de la secuencia j de i

MARGEN DE BARRERA (en un cierto periodo temporal)

$$M_b = \sum_i P_i M_i$$

donde P_i = probabilidad de que ocurra el iniciador i durante el periodo

Un uso depurado de esta técnica permitiría responder con rigor a la pregunta de cuál es el impacto sobre el margen de seguridad de una modificación de diseño o exención en un entorno de regulación informada por el riesgo.

base de diseño), aunque limitada en el tiempo. En rigor, la fijación de este tiempo no sólo ha de tener en consideración el incremento de la probabilidad de progresión a un accidente grave, sino a uno de condición superior al postulado en la base de la ETF, y de los daños asociados. Cobran entonces importancia factores como los tiempos de indisponibilidad o la adopción de medidas compensatorias, que se convierten así en el elemento de debate habitual en el ámbito de las exenciones de ETF.

Todo lo expuesto pone de manifiesto la relevancia del correcto diseño de las secuencias envolventes, y es tarea del diseñador demostrar tal carácter envolvente para todo accidente base de diseño. Como es fácil comprender, las metodologías de diseño son celosamente guardadas por los suministradores, ya que constituyen un elemento diferenciador mutuo y justificativo de la optimización de la operación de la instalación desde el punto de vista del análisis de accidentes o transitorios. De igual modo, la metodología determinista permite abordar a un

coste razonable de cálculo cualquier modificación de la instalación, porque requiere exclusivamente la demostración de que la nueva situación está cubierta por la envuelta base de diseño. El informe de seguridad de cada recarga debe dar cumplimiento a este requisito, para lo que se ha de identificar en él cualquier cambio o modificación en la instalación (incluido el combustible) que altere el modelo de evaluación o las hipótesis asumidas en los diversos accidentes analizados. En la medida en que sea necesario, y como resultado de los análisis, se modificarán los puntos de actuación de los sistemas de protección o los límites de operación que correspondan, y estos cambios deberán reflejarse en las ETF.

Otro punto importante es la necesidad de contemplar en un análisis de seguridad la existencia de sucesos que no necesariamente implican una alteración de las condiciones de operación de la planta, pero sí una degradación de su seguridad, y que se manifiesta en la pérdida del carácter envolvente de alguno de los accidentes base de diseño.

Es necesario establecer un diseño y sistemas de protección asociados a cada uno de los componentes, estructuras y sistemas que “garanticen” su operabilidad cuando, ya sea en operación normal o en el curso de un accidente, sean demandados de manera activa o pasiva.

4. La Guía Reguladora 1.70 y el análisis de accidentes

La Comisión Reguladora Nuclear de los Estados Unidos (USNRC) emitió la Guía Reguladora 1.70 *Standard format and contents* para dar cumplimiento a las normas técnicas del apartado anterior. En su capítulo XV (*Accident analysis*) establece una catalogación de accidentes. La Organización Internacional para la Energía Atómica (OIEA) ha publicado también guías que establecen líneas compatibles con la 1.70.

Para la identificación de sucesos iniciadores se parte de una aproximación jerárquica, de abajo hacia arriba. Se identifican en primer lugar las barreras contra la liberación de productos radiactivos, y como siguiente paso se identifican

los mecanismos físicos que pueden conllevar el fallo, en cualquiera de sus modos, de cada una de ellas. Establecido dicho mecanismo, se analizan los sucesos que de modo inmediato desencadenan de modo necesario una alteración en las condiciones de operación de la planta que provocan el proceso físico con potencial impacto en las barreras. Frente a esos procesos, el diseño y las protecciones deberán demostrar su capacidad de limitar el daño a las barreras a un nivel tal que la liberación de radiactividad no lleve a superar los límites de dosis a la población y trabajadores legalmente establecidos. Los citados sucesos iniciadores pueden, a su vez, tener multitud de causas, bien sean internas a la instalación (incendios, por ejemplo) o externas (perturbaciones en la red eléctrica...).

En el análisis de accidentes no es raro que a accidentes de una frecuencia muy baja se les aplique criterios de aceptación propios de una categoría inferior, y por tanto más restrictivos que los que les correspondería teniendo en cuenta su frecuencia individual. No obstante, esta situación podría estar justificada en la medida en que la frecuencia agregada de los accidentes de la categoría superior está en los límites y por tanto el accidente “inadecuadamente” clasificado puede estar perfectamente ubicado por exclusión en una categoría inferior.

El diseñador puede optar por trabajar las frecuencias de los sucesos iniciadores mediante mejoras en la fiabilidad de los sistemas de la instalación o trabajar las medidas de protección para minimizar los daños potenciales. De modo natural surge en estos tratamientos la necesidad de contar con la debida defensa en profundidad a través de la redundancia, diversidad, independencia y separación de estructuras, sistemas y componentes y, por supuesto, del mantenimiento de adecuados márgenes de seguridad, tanto en las barreras como en las capacidades de los equipos afectados y los que los soportan.

5. Cálculos realistas y márgenes de seguridad

Un tema de particular interés lo constituye el uso de métodos realistas, que incorporan el uso de códigos computacionales avanzados con modelos realistas, aunque mantienen algunas hipótesis conservadoras en el escenario para asegurar el carácter envolvente. Como ya se ha dicho, toda magnitud calculada de forma realista (al igual que cual-

“ En un análisis de seguridad es necesario contemplar la existencia de sucesos que no necesariamente impliquen una alteración de las condiciones de operación de la planta, pero sí una degradación de su seguridad, y que se manifiesta en la pérdida del carácter envolvente de alguno de los accidentes base de diseño.”

quier medida experimental) debe ir acompañada, para ser informativa, de su incertidumbre. Lo que en los análisis deterministas conservadores es la exigencia de que la magnitud calculada sea menor (o mayor, según el caso) que el límite de seguridad, se convierte en los análisis realistas en una aserción probabilista: la variable de seguridad calculada debe estar por debajo del límite con *alta probabilidad*. El primer caso es el que ha dado lugar a la definición tradicional de *margen de seguridad*: la diferencia entre el límite de seguridad y el valor calculado. El segundo caso, en cambio, parece exigir una definición *probabilista* de margen de seguridad: la probabilidad de que la variable de seguridad, considerada como variable incierta, no rebase el límite de seguridad. El resultado

del cálculo de seguridad realista debería ser, por tanto, una estimación conservadora (o sea, minorada) de dicho margen.

Puede ocurrir que también el límite de seguridad sea una variable aleatoria; por ejemplo, cuando se trata de un umbral de daño y existen incertidumbres sobre su valor. En ese caso, la probabilidad de no superación del límite se calcula a partir de las funciones de distribución de probabilidad de ambas variables. Otra posibilidad (que no asumiremos aquí) de definir el margen cuando la variable calculada y el límite de seguridad son ambos variables con incertidumbre es tomar la diferencia entre un cuantil anti-conservador del límite y un cuantil conservador del valor calculado.

¿Cómo se calcula un margen probabilista de seguridad (o su complementario, la probabilidad de excedencia de un límite de seguridad) a partir de cálculos deterministas? Volvemos al método de Monte Carlo: se toma una muestra de valores de la variable de seguridad a base de asignar valores al azar (dentro de su distribución de probabilidad) a las variables inciertas y hacer repetidos cálculos. A partir de los valores muestrales, lo más usual es calcular un *límite de tolerancia*, que a estos efectos es una variable aleatoria que con alta probabilidad cubre un cuantil también alto de la variable de seguridad. En los análisis de LOCA es costumbre utilizar *límites 95/95*, llamados así porque cubren el percentil 95 de la variable (por ejemplo, temperatura pico de vaina) con una confianza de 0.95. Si un límite de tolerancia cae por debajo del de licencia, el margen probabilista será alto, y la probabilidad de excedencia será consecuentemente baja.

El margen probabilista es el realmente informativo a efectos de seguridad. Al contrario que el margen tradicional, se trata de una cantidad adimensional. Pero su propiedad más interesante es que, si se multiplica su complementario (probabilidad de excedencia) por

la frecuencia de la secuencia accidental considerada, se obtiene la frecuencia con la que la secuencia excede el límite. Y tiene propiedades aditivas: la frecuencia de excedencia de un límite a través de S posibles secuencias accidentales independientes se obtiene como suma de las contribuciones individuales:

$$v_{ex} = \sum_{k=1}^S v_k (1 - M_k)$$

donde v_k y M_k son, respectivamente, la frecuencia de la secuencia k y su margen de seguridad respecto a un límite dado. Así pueden construirse frecuencias de excedencia de un límite para un iniciador (a partir de secuencias), o para una barrera (a partir de iniciadores).

Esta utilidad de los márgenes de seguridad debe matizarse en el caso de la metodología determinista. La frecuencia de excedencia de un límite que se calcula es sólo la del suceso envolvente utilizado. Cada suceso envuelto por él tiene menor frecuencia de excedencia. Si el margen probabilista de la secuencia de diseño es pequeño se incumple el criterio de aceptación, y en ese caso pueden pasar dos cosas:

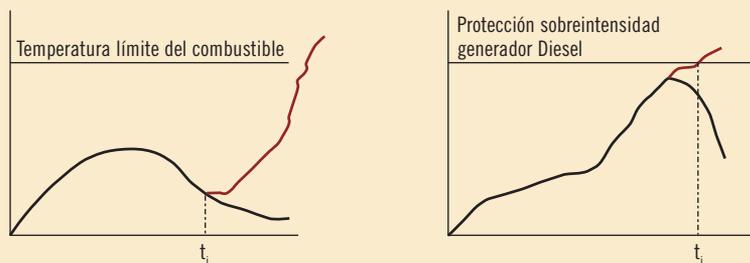
— Que las secuencias envueltas tengan suficiente margen, en cuyo caso habría que establecer un nuevo suceso envolvente que sí cumpliera el criterio de aceptación.

— Que algunas de las secuencias envueltas no tengan efectivamente margen: el problema no radica entonces en el suceso envolvente, y lo que habría que modificar es algún valor de diseño de la planta para aumentar ese margen.

6. APS y cálculos deterministas. Defensa en profundidad

Los análisis probabilistas de seguridad parten, al igual que los deterministas, de sucesos iniciadores caracterizados por sus frecuencias. Pero luego siguen derroteros opuestos. El análisis determinista calcula unas cuantas secuencias envolventes, y aplica a sus resultados crite-

CRITERIOS DE ÉXITO Y MÁRGENES DE SEGURIDAD



El análisis de seguridad determinista asume que todo sistema demandado actuará de acuerdo a las hipótesis del accidente base de diseño. En el ejemplo se muestra cómo la mera distancia a un límite de seguridad (temperatura del combustible), puede inducir a la falsa idea de que el margen es holgado. El éxito de la secuencia depende del cumplimiento de las hipótesis relativas a sistemas de apoyo. Por tanto, en esta situación el margen "real" está determinado por la proximidad de dichos sistemas a su límite de operación.

Dado que el éxito de los sistemas de apoyo puede estar condicionado al desarrollo dinámico de la secuencia accidental, es necesario verificar que disponen de márgenes de operación suficientemente amplios. Un tratamiento mediante técnicas de análisis de incertidumbres, al medir el margen como probabilidad de éxito, tendría en cuenta esta problemática.

rios de aceptación que son función de su frecuencia. En cambio, la metodología probabilista no busca envolver, sino fraccionar. Para cada iniciador, determina los sistemas que utiliza la planta para hacerlo frente; de acuerdo con el éxito o fracaso de cada sistema para realizar su función, delinea posibles secuencias accidentales (árbol de sucesos). La probabilidad de éxito o fallo de cada sistema se estiman de manera conservadora, y a partir de ellas se asigna a cada secuencia una probabilidad. Sin embargo, no se calcula margen de seguridad, o más bien se hace de manera grosera: las secuencias acaban en daño al núcleo (margen nulo) o en "éxito" (margen 1).

Las secuencias accidentales del APS podrían calcularse con códigos de simulación realistas, análogamente a los escenarios deterministas, y, mediante un análisis de incertidumbre, se podrían estimar sus márgenes de seguridad con respecto al umbral de daño al núcleo. Así se llegaría a calcular la frecuencia de daño al núcleo de manera más realista, teniendo en cuenta no sólo las incertidumbres en el funcionamiento de los sistemas, sino también las existentes

en los modelos fenomenológicos y en las condiciones iniciales de la planta. Por ejemplo, un iniciador i que diera lugar a S secuencias independientes, cada una con su probabilidad P_j y su margen M_j (probabilidad de éxito), generaría una frecuencia de daño:

$$v_{ex,i} = v_i \sum_{j=1}^S P_j (1 - M_j)$$

Así que reuniendo el formalismo probabilista y los cálculos de margen de seguridad al modo determinista se podría estimar la frecuencia de daño al núcleo de forma más realista. Obviamente, haría falta bastante más trabajo que en el APS estándar. Señalaremos aquí que este tema es objeto de un proyecto de investigación conjunto entre el CSN y la Universidad Politécnica de Valencia. Por otra parte, el CSN está liderando en el Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares de NEA-OCDE un análisis en profundidad del tratamiento y cuantificación de los márgenes de seguridad.

Todo lo expuesto indica la gran importancia que tiene, dentro del APS estándar, el poder garantizar (y esto lo comparte con la metodología determinista) que las secuen-

cias de éxito lo son de verdad; o sea, con muy alta probabilidad. Y tal cosa se consigue con la garantía de que las hipótesis de éxito asumidas en el cómputo de las secuencias del APS lo sean de modo totalmente conservador, dado que el resultado final puede ser extraordinariamente sensible a esta condición precisamente por la mayor frecuencia de las secuencias de éxito. Se requiere, por tanto, la existencia de márgenes de diseño suficientemente holgados en las capacidades de equipos y componentes, así como la existencia de límites de licencia que aseguren el mantenimiento del carácter conservador del diseño.

El concepto de *defensa en profundidad* surge de modo natural como una estrategia de distribución de riesgos que evita hacer descansar todo el margen de seguridad sobre una única barrera. En última instancia, la liberación incontrolada de radiactividad derivaría de la pérdida de márgenes en las sucesivas barreras. El mantenimiento de la defensa en profundidad requiere, por tanto, el mantenimiento de márgenes de seguridad en las barreras, y la composición de dichos márgenes permitiría finalmente elaborar

una medida del margen integrado de seguridad de la instalación.

7. Conclusiones

La metodología determinista de análisis de accidentes base de diseño constituye la base sobre la que se asienta el licenciamiento de las centrales nucleares. Su carácter

“El concepto de defensa en profundidad surge de modo natural como una estrategia de distribución de riesgos.”

determinista tiene su origen en la necesidad de diseñar secuencias envolventes para los accidentes base de diseño de la instalación. El carácter envolvente de estos accidentes establece requisitos de diseño (bases) sobre estructuras, sistemas y componentes de la instalación. Los accidentes base de diseño se clasifican en función de la frecuencia colectiva de la categoría a la que pertenecen, de acuerdo

con la norma técnica adoptada, y se les asignan unos límites de daño coherentes con dicha categoría. La base de diseño determinista no contempla la degradación de secuencias más allá de las hipótesis de peor fallo único (según estándar), dando lugar a condiciones no analizadas y acciones inmediatas en las especificaciones técnicas de funcionamiento. La imposibilidad de delinear secuencias envolventes para un suceso iniciador o el hecho de que tengan muy baja frecuencia (fuera de la base de diseño) limita el alcance de la metodología determinista dando paso a la probabilista. La pérdida del margen de seguridad en un entorno determinista sólo aporta información acerca de la pérdida del carácter envolvente del accidente base de diseño modelado, pero no necesariamente sobre la pérdida real de margen de seguridad de la instalación, por lo que cualquier manifestación en este sentido debe ser manejada con cautela. Una visión probabilista del margen de seguridad permite establecer una metodología de agregación de márgenes orientados a la verificación del mantenimiento de la defensa en profundidad. 

Referencias

- *Standards for protection against radiation*, 10 Code of Federal Regulations, Part 20.
- *Reactor site criteria*, 10 Code of Federal Regulations, Part 100.
- ANSIN18.2-1973 *Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactor plants*.
- ANS/ANS-51.1-1983 *Nuclear safety criteria for the design of stationary pressurized water reactor plants*.
- KTA-GS-47 *zum Konzept: Klassifizierung von Ereignisabäufen für die Auslegung von Kernkraftwerken*. Juni 1985.
- JEN 429 Villadóniga J.I., Izquierdo J.M., “Importancia del análisis de transitorios en el proceso de autorización de centrales nucleares de agua ligera”. Junta de Energía Nuclear, 1979.
- IAEA Safety series nº 110. *The safety of Nuclear Installations*.
- *EU Safety principles for light water reactor nuclear power plants*. COM(81)519.
- IAEA NS-R-1 *Safety of Nuclear power Plants: Design*.
- IAEA 50-SG-D11 *General Design Safety Principles For Nuclear Power Plants: A Safety Guide*.
- *Safety assessment principles for nuclear power plants* (<http://www.hse.gov.uk/nsd/saps.htm>).

Servicios y unidades técnicas de protección radiológica

La legislación española establece la normativa sobre la protección contra las radiaciones ionizantes de acuerdo con las directivas de la Unión Europea. El CSN es el organismo regulador en materia de seguridad radiológica que emite un informe preceptivo sobre las condiciones de trabajo en todo lo referente a la protección radiológica de las instalaciones nucleares y

radiactivas. Asimismo, revisa y aprueba los protocolos de actuación de las mismas y exige a determinados titulares que cuenten con un apoyo adicional en lo que se refiere a protección radiológica que se consigue a través de los llamados servicios y unidades técnicas de protección radiológica. Veamos en este artículo qué son y cómo actúan.

1. Introducción

Las instalaciones nucleares y radiactivas son actividades reguladas para conseguir que su funcionamiento sea correcto y seguro. La seguridad no es un fin en sí misma, sino la vía para garantizar la protección radiológica.

Es objetivo del CSN garantizar la protección de las personas y del medio ambiente, mediante el funcionamiento seguro de las instalaciones nucleares y radiactivas. El Consejo de Seguridad Nuclear, considerando el riesgo radiológico derivado de unas determinadas prácticas, exige a sus titulares que cuenten con un apoyo adicional en protección radiológica. Este asesoramiento se consigue a través de los servicios y unidades técnicas de protección radiológica, según indica el *Reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*.

2. Servicios de protección radiológica y unidades técnicas de protección radiológica

Un Servicio de Protección Radiológica (SPR) es una entidad expresamente autorizada por el Consejo de Seguridad Nuclear, propia de uno o varios titulares de una instalación nuclear o radiactiva en un mismo emplazamiento para desempeñar las funciones establecidas en el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, que se organizará y actuará independientemente del resto de unidades funcionales y mantendrá una dependencia funcional directa con el titular.

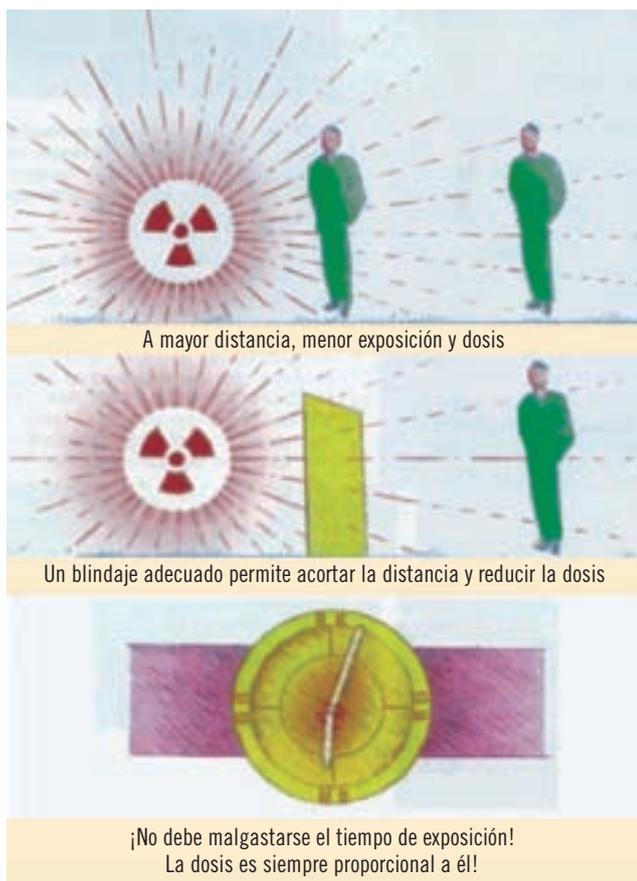
Una Unidad Técnica de Protección Radiológica (UTPR) es una entidad, expresamente autorizada por el Consejo de Seguridad Nuclear, contratada por los titulares de instalaciones nucleares y radiactivas para desempeñar las funciones establecidas en el *reglamento sobre protección sanitaria contra*

radiaciones ionizantes y que el CSN o la propia norma lo ha decidido así.

Tanto los servicios como las unidades técnicas de protección radiológica están constituidos por un jefe de protección radiológica con un diploma específico concedido por el CSN y por técnicos expertos en protección, que disponen de una formación certificada por el jefe de servicio o unidad técnica de protección radiológica, según lo indicado en la *Instrucción de 6 de noviembre de 2002*, del CSN, número IS - 03, sobre cualificaciones para obtener el reconocimiento de experto en protección contra las radiaciones ionizantes.

3. Instalaciones que precisan de asesoramiento en protección radiológica

De conformidad con el *Real Decreto 783/2001*, de 6 de julio, por el que se aprueba el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radia-*



► **Figura 1.** Normas básicas de la protección radiológica.

ciones ionizantes, el Consejo de Seguridad Nuclear, considerando el riesgo radiológico de las instalaciones, podrá exigir a sus titulares que se doten de un servicio de protección radiológica o que contraten a una unidad técnica de protección radiológica, para que les proporcionen asesoramiento específico en protección radiológica y encomendarles las funciones en esa materia.

El CSN valorará de forma particularizada la necesidad de asesoramiento específico de protección radiológica, exigiendo la implantación de un servicio de protección radiológica propio o la contratación de una unidad técnica de protección radiológica, tras la evaluación de la magnitud de los riesgos asociados. El criterio principal para que el Consejo de Seguridad Nuclear exija un SPR o UTPR en estas instalaciones es conseguir una gestión integral de los aspectos de protección radiológica.

nuclear y radiodiagnóstico y los centros de investigación y docencia de gran envergadura.

En el caso particular de las instalaciones de radiodiagnóstico médico, sus titulares tienen la obligación legal de contar con los servicios de protección radiológica de un SPR o UTPR, en base a lo establecido en el artículo 8 del *Real Decreto 1891/1991*, de 30 de diciembre, para inscripción de instalaciones en el Registro creado a tal efecto, para efectuar anualmente una revisión de los equipos de rayos X y vigilancia de niveles de radiación en los puestos de trabajo.

4. Proceso de autorización de los servicios y unidades técnicas de protección radiológica

Con el fin de facilitar la elaboración de la documentación necesaria para solicitar la autorización de un servicio de protección radiológica, el Consejo de Seguridad

Existen gran variedad de ámbitos de aplicación de las radiaciones ionizantes en el campo de la medicina, industria, investigación, docencia, comercialización etc. Como criterio general, el CSN considera que deben disponer de un servicio de protección radiológica propio las instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas del ciclo del combustible, los centros sanitarios que cuenten simultáneamente con instalaciones de radioterapia, medicina

Nuclear aprobó en el año 1987 (revisión 1 en el año 1998) la *Guía de Seguridad, GS-07.3, Bases para el establecimiento de los servicios o unidades técnicas de protección radiológica*.

El proceso de autorización de un servicio o unidad técnica de protección radiológica es similar. El titular debe presentar en el CSN una solicitud de autorización firmada acompañada de la siguiente documentación:

a) Manual de protección radiológica y procedimientos de actuación del servicio o unidad técnica de protección radiológica relativos a todas las actividades que desempeñará el servicio o unidad de protección radiológica.

b) Propuesta de la persona designada para la jefatura del futuro servicio o unidad de protección radiológica y la solicitud del diploma de jefe firmada por el candidato.

c) Relación de las personas asignadas al servicio o unidad de protección radiológica. Como mínimo, deberá designarse una persona con la titulación y experiencia adecuadas para ser jefe del mismo. Los técnicos expertos en protección radiológica deberán disponer también de formación en protección radiológica y de formación específica y experiencia para las actividades autorizadas que han de ejercer. Su número estará en función del volumen de trabajo y del número de instalaciones asignadas al SPR o clientes de la UTPR.

d) Dotación de medios técnicos, propios del SPR o UTPR, que serán los adecuados para el desarrollo de las actividades autorizadas.

Una vez estudiada la documentación, y como paso previo a la autorización, se realiza una inspección en el SPR o UTPR. Tras comprobarse que la entidad solicitante cumple los requisitos preceptivos de personal, medios técnicos y documentales, el CSN emite una autorización que incluye las condiciones de funcionamiento del servicio o unidad técnica de protección radiológica. ☼

Grandes figuras de la ciencia nuclear y radiactiva

George de Hevesy

Premio Nobel de Química (1943)

George de Hevesy (1885 - 1966) fue galardonado en 1943 con el premio Nobel de Química por sus trabajos sobre los isótopos como trazadores en el estudio de las propiedades

químicas de las sustancias. Además, y entre otras muchas investigaciones científicas, también debemos a de Hevesy el descubrimiento de un nuevo elemento químico: el hafnio.

George de Hevesy nació en Budapest (Hungría) el primero de agosto de 1885, en una familia noble cercana a la Corte, siendo su padre, Louis, consejero de la misma, y su madre Eugénie, baronesa de Schosberger. Tras matricularse en el Gimnasio de la Orden Priarista comienza en 1903 sus estudios en la Universidad de Budapest, a la cual se encuentra asociado, y posteriormente obtiene el doctorado en la Universidad de *Freiburg im Breisgau*, en 1908.

Trabajó durante dos años como asistente del instituto de física y química en la Universidad Técnica de Suiza antes de realizar una corta estancia con el profesor Fritz Haber que llevó a cabo tras analizar el trabajo fundamental de Haber y Rossignol sobre la síntesis de amoníaco. Viajó a Inglaterra en 1910 para estudiar con el profesor Ernest Rutherford en Manchester. En 1913 interrumpió sus estudios para efectuar conjuntamente con Frederic Paneth el primer experimento sobre trazadores radiactivos en la Institución de Viena para la investigación del radio. Durante su estancia en Viena obtuvo el *Venia Legendi* por la Universidad de Budapest. En 1915 fue reclutado por el ejército austrohúngaro, y con el final de la Primera Guerra Mundial dio clases

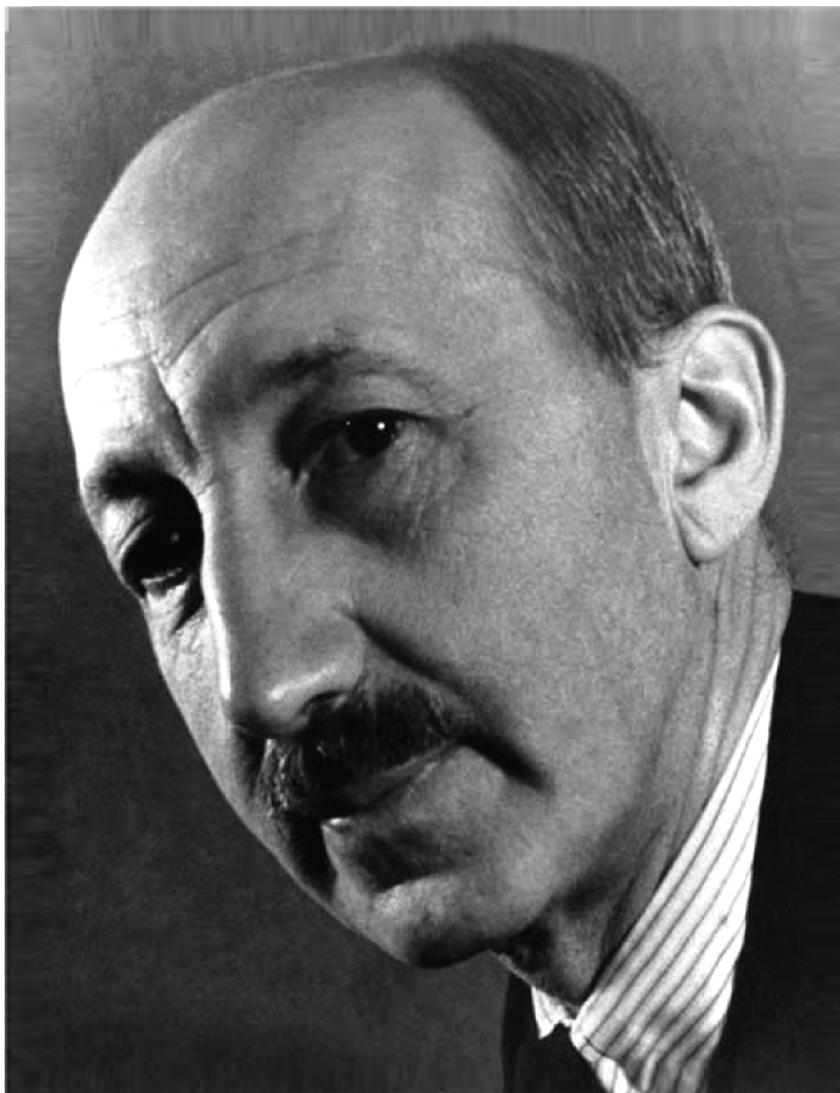


Figura 1. George de Hervesy.



► **Figura 2.** De izquierda a derecha: Paul Aebersold, George de Hevesy y Logan Emlet en el laboratorio de Estocolmo de Hevesy, en 1950. © William G. Myers Collection.

como profesor en la Universidad de Budapest hasta que se trasladó a Copenhague (Dinamarca) en la primavera de 1919 para planificar sus futuras responsabilidades en el Instituto Niels Bohr mientras se proyectaba su fundación. En 1920 se radicó definitivamente en Copenhague.

Seis años más tarde volvió a Friburgo como profesor de física y química. En 1930 fue nombrado conferenciante *Baker* en la Universidad Cornell de Ithaca (Nueva York, Estados Unidos), antes de regresar en 1934 para retomar su trabajo en el Instituto Niels Bohr, institución donde permaneció hasta 1952. En 1943 se trasladó a vivir a Estocolmo (Suecia), donde era socio de la Institución de investigación en química orgánica. En 1949 fue elegido *Franqui Professor* en la Universidad de Gante, (Bruselas, Bélgica) y tras su jubilación se mantuvo como socio científico activo de la Universidad de Estocolmo.

Sus primeras investigaciones se centraron en el estudio del comportamiento químico de las sales fundidas y su introducción a la radioquímica práctica se produjo en los laboratorios Rutherford, en Manchester. Su trabajo allí, y luego en Viena y Budapest, se

dirigió principalmente hacia la investigación y el uso del radio y otros isótopos pesados.

En Copenhague, las investigaciones de Hevesy se circunscribieron inicialmente a las separaciones isotópicas, y en 1923, junto con Coster, descubrió el hafnio. Fue uno de los pioneros en desarrollar los usos de los indicadores isotópicos tanto en las ciencias orgánicas como en las inorgánicas, y más tarde, en Friburgo, participó en las primeras experiencias sobre el uso clínico de isótopos radiactivos.

Tras su regreso a Copenhague, demostró la posibilidad de formar artificialmente nuevos isótopos radiactivos y posteriormente introdujo un método de análisis de activación basado en el bombardeo neutrónico sobre el elemento investigado. Este método sirvió para reemplazar los análisis mediante rayos X por rayos X fluorescentes, que él mismo introdujo durante su estancia en Friburgo. En el año 1934 comenzó sus numerosas investigaciones en el campo de la fisiología animal y de las plantas, usando átomos marcados. Estas investigaciones fueron apoyadas por generosos subsidios aportados por la Fundación Carlsberg, la Fundación

Rask-Ørsted, la Fundación Rockefeller y otras instituciones. Su trabajo en Suecia continuó en la misma línea, y estudió, entre otras cosas, el efecto de los rayos X en la formación de ácido nucleico en tumores y en órganos sanos, y el transporte de hierro en organismos saludables y cancerosos; este trabajo fue apoyado por el Consejo sueco de investigación y la Fundación Wallenberg.

El profesor de Hevesy es autor de numerosos e importantes libros sobre radioquímica y sus muchos artículos científicos son el valioso y preciso registro de una vida dedicada al trabajo científico. Fue merecedor del *Cannizaro Apprecia* (Academia de Ciencias, Roma) en 1929, la medalla *Copley* (Sociedad Real, Londres) en 1949, medalla *Faraday* en 1950, medalla *Baily* en 1951 y la medalla *Silvanus Thompson* en 1955. En 1959 recibió la *Atoms for Peace Award Medal* de la Fundación Ford, en 1961 la medalla *Niels Bohr* y la medalla *Rosenberger* de la Universidad de Chicago. Las titulaciones honoríficas conferidas al profesor de Hevesy incluyen la de Doctor en Filosofía, por Uppsala, Friburgo, y Copenhague; Doctor en Ciencias, por Gante, Lieja, Londres, y Ciudad del Cabo; y Doctor en Medicina por São Paulo, Río de Janeiro, Turín, y Friburgo. Fue miembro de la *Royal Society* (Londres), de la Academia Sueca de Ciencias, de la Academia Gothenburg, y de otras once academias científicas. Fue también miembro honorario de la Sociedad Química (Londres), la *Royal Institution* (Londres), la Institución Británica de Radiología, la Sociedad Química Finesa, la Sociedad *Bunsen* Alemana, la Sociedad de Fisiología Alemana, la Sociedad Química de Japón, y la Sociedad estadounidense de Medicina Nuclear.

George de Hevesy murió el 5 de julio de 1966. ☹

Actualidad

- Centrales nucleares
- Instalaciones del ciclo y en desmantelamiento
- Instalaciones radiactivas
- Acuerdos del Consejo
- Actuaciones en emergencias

► CENTRALES NUCLEARES

La información se refiere al periodo comprendido entre el 21 de febrero y el 20 de mayo de 2005.

Almaraz

El día 22 de marzo se inició la parada de recarga 17R1 en la unidad I, finalizando sin novedades significativas el día 23 de abril, con una duración total de 23 días y 20 horas.



Central nuclear de Almaraz.

Durante la fase de arranque, tras la recarga, el día 23 de abril se produjo un disparo de reactor por disparo de turbina al activarse el relé de protección del transformador principal en su fase T. El comportamiento de la planta durante el disparo fue correcto. Ese mismo día se volvió a hacer crítico el reactor.

El resto del tiempo especificado, la central se ha mantenido sin novedad a plena potencia.

En la unidad II, durante todo el tiempo especificado, la central se ha mantenido sin novedad a plena potencia.

Ascó

En lo que se refiere a la unidad I y durante el periodo mencionado se produjeron dos sucesos notificables:

El día 23 de febrero se produjo el aislamiento de la ventilación de sala de control y su arranque en

modo emergencia (puesta en recirculación del sistema de ventilación de sala de control), por actuación de los detectores de cloruro de vinilo/amoniaco, a consecuencia de los vapores desprendidos al realizar trabajos de pintado.

El 16 de marzo se produjo la parada automática de reactor por disparo de turbina originada por actuación de las protecciones asociadas a la fase T del transformador principal, por cortocircuito interno en la misma.

En el proceso de normalización de los equipos tras el incidente, la turbobomba de agua de alimentación auxiliar que había entrado correctamente, no respondió a la orden de parada desde la sala de control debido a que el contactor de cierre de la válvula de suministro de vapor a la turbobomba se había quemado; la turbobomba se paró cerrando las válvulas de suministro de vapor desde las líneas de vapor.

En su reunión de 23 de febrero de 2005, el Consejo informó favorablemente la revisión nº 79 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de Ascó I.

En cuanto a la unidad II, el primero de abril se procedió a la parada del reactor para reparar una fuga en una tubería de drenaje del sistema de agua de alimentación principal al generador de vapor "A", y reparación de una fuga de la tapa de la boca de hombre del generador de vapor "B".

En su reunión de 4 de mayo de 2005, el Consejo acordó desestimar la propuesta de cambio PC-234 rev. 0 de las especificaciones técnicas de la central nuclear Ascó II. Extensión por una vez de 10 a 15 años de la prueba tipo A de fuga integrada de la contención (ILRT).

Por otra parte, en su reunión de 19 de mayo de 2005, el Consejo informó favorablemente la revisión nº 13 del Reglamento de funcionamiento de la central nuclear de Ascó.

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

Cofrentes

La central ha permanecido operando con normalidad, reduciendo progresivamente la potencia por final del ciclo de operación, hasta el día 15 de mayo, en que dió comienzo la 15ª parada de recarga de combustible. En esta recarga, cuya duración prevista es de 35

días, se prevé ejecutar, como trabajos especiales más significativos, los siguientes:

- Descontaminación química del sistema del refrigerante del reactor.
- Carga de 32 elementos de combustible del tipo Atrium 10XP, de nuevo diseño y nuevo suministrador (Areva, antes Framatome ANP).
- Sustitución de los cambiadores de calor del sistema de limpieza del agua del reactor (*clean-up*).
- Sustitución de dos de las tres fases del transformador principal.

Durante la bajada de carga previa a la parada para recarga, el día 15 de mayo, se produjo una parada automática del reactor por señal de alta escala de la instrumentación de vigilancia neutrónica, cuando la central se encontraba a muy baja potencia (menos del 1% de la potencia nominal). La actuación automática se produjo tras una inserción súbita de reactividad positiva, al introducirse agua relativamente fría, para controlar el nivel de agua en la vasija del reactor.

En su reunión del día 9 de marzo, el Consejo informó favorablemente la modificación de diseño nº 04/01 (actualización de la metodología GIRALDA de análisis de recargas, actualización del valor de la incertidumbre asociada a las lecturas de las sondas de calibración de la instrumentación de vigilancia neutrónica, "TIP", y cambios en la metodología de cálculo de la Razón de Potencia Crítica, CPR, de los combustibles de diseño SVEA-96 Optima2).

En la misma reunión del día 9 de marzo, el Consejo informó favorablemente la revisión 7 de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento Mejoradas (ETFM), incorporando cambios derivados de las modificaciones a la metodología GIRALDA, cambio de unidades de medida de caudal diferencial del sistema de limpieza del agua del reactor y otros cambios de importancia menor.

En su reunión del día 20 de abril, el Consejo informó favorablemente la modificación de diseño nº 05/02, aplicación de la metodología del Término Fuente Alternativo (TFA) al análisis de consecuencias radiológicas de los accidentes base de diseño con alcance completo, junto con las modificaciones a documentos oficiales de explotación asociadas.

También en dicha reunión del día 20 de abril, el Consejo informó favorablemente la revisión 8 de las ETFM, incorporando cambios derivados tanto de la modificación de diseño nº 05/02 (TFA) como de la ampliación del tiempo fuera de servicio permitido para las funciones de alivio de vacío de la contención primaria y del pozo seco, con uno sólo de los subsistemas inoperables.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha realizado siete inspecciones durante este periodo, cinco de ellas en la central, una en oficinas de Iberdrola y una en oficinas del nuevo suministrador de combustible, Areva, en Erlangen (Alemania).

José Cabrera

La central ha operado a potencia de forma estable durante todo este periodo al 94% de potencia térmica nominal. La recarga de combustible nº 28 se ha realizado entre el 5 de febrero y el 5 de marzo sin que se hayan producido incidencias.

En su reunión del día 27 de abril, el Consejo de Seguridad Nuclear informó favorablemente la solicitud de cargas pesadas presentada por la central nuclear José Cabrera.

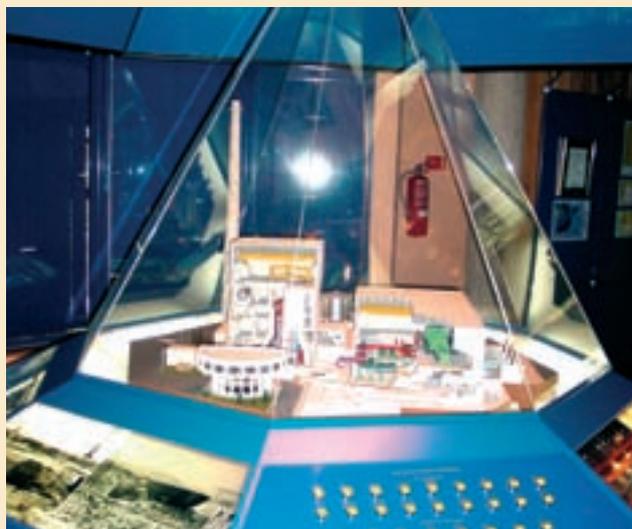
El día 16 de mayo se realizó el simulacro anual del plan de emergencia interior de la central.

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

Siguen su curso las tareas planificadas para el licenciamiento del almacén temporal individualizado y las preparatorias del cese de explotación de la central previsto para el próximo 30 de abril de 2006.

Santa María de Garoña

La central había llevado a cabo una reducción de carga el día 26 de enero para comenzar la fase de extensión del ciclo de operación por *Coast-Down* previa a la parada para recarga de combustible. El día 26 de febrero inició la bajada de carga para realizar la parada para recarga de combustible y mantenimiento, la cual comenzó el día 27 de febrero y finalizó el día 29 de marzo. Durante el transcurso de la misma se llevaron a cabo, además de las actividades ligadas a la renovación del combustible del reactor, otras actividades asociadas a inspección, pruebas, mantenimiento y modificaciones de diseño, entre las cuales las principales fueron las siguientes: inspección de diferentes manguitos de penetraciones de barras de control, inspección de elementos internos de la vasija, inspección de bombas de chorro, revisión de la turbina y del generador, revisión de los grupos de recirculación, sustitución del transformador de arranque, sustitución de cables por requisitos de calificación



Centro de información de la central nuclear Santa María de Garoña.

ambiental, modificación del sistema de habitabilidad de la sala de control y modificación del sistema de tratamiento de gases de reserva.

Desde el día 29 de marzo la central ha operado a potencia, efectuando pequeñas reducciones de carga para comprobación del rendimiento de la planta.

En su reunión del día 17 de marzo de 2005, el Consejo de Seguridad Nuclear acordó informar favorablemente la solicitud de autorización para la aplicación durante el ciclo 24 de operación de la opción I-D basada en el documento ITEC-1208 para la prevención y supresión de inestabilidades, así como informar favorablemente la aprobación de varias propuestas de revisión de las especificaciones de funcionamiento y apreciar favorablemente una propuesta de revisión del manual de requisitos de operación de la central.

En su reunión del día 20 de abril de 2005, el Consejo de Seguridad Nuclear acordó informar favorablemente la solicitud de ampliación de las condiciones de utilización del Edificio de Almacenamiento de Material Usado (EAMU).

El titular ha comunicado al CSN tres sucesos notificables durante este periodo.

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

Trillo

La central ha estado funcionando al 100% de potencia en condiciones estables durante todo el periodo excepto durante el tiempo en el que se ha reducido de carga para la realización de pruebas periódicas de vigilancia programadas y la parada para recarga efectuada desde las 0:30 h del día 30 de abril hasta el acoplamiento a la red producido a las 15:22 h del día 23 de mayo.

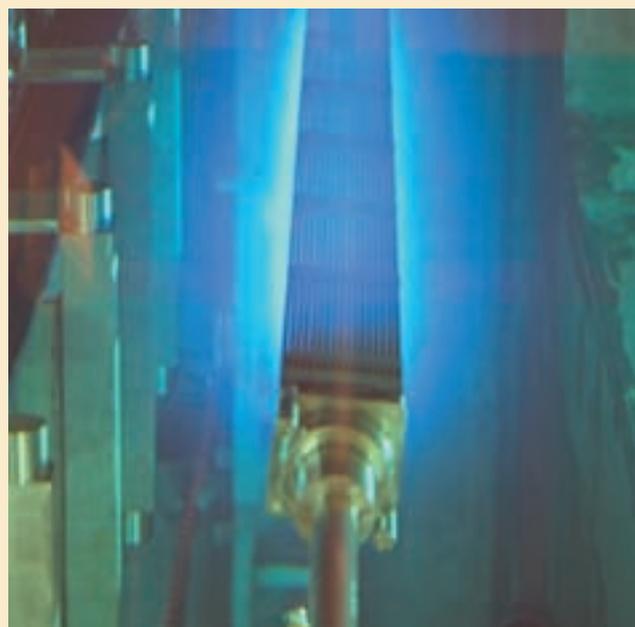
No se han producido incidentes notificables en este periodo.

El CSN, en su reunión del día 27 de abril, informó favorablemente la revisión 24 de las especificaciones de funcionamiento.

Se han realizado en este periodo seis inspecciones.

Vandellós II

La central ha operado de forma estable a plena potencia desde el inicio de este periodo hasta el 15 de marzo en que se procede a la parada ordenada de la central por la detección de humedades en distintas zonas de las líneas del sistema de agua de servicios esenciales. En esa fecha se inicia la parada programada de recarga de combustible, y en la fecha de final de este periodo la central continuaba parada y realizando las actividades programadas para la parada y las operaciones para restablecer la integridad estructural del sistema de agua de servicios esenciales de acuerdo con el condicionado emitido por el CSN sobre el plan de acción del titular motivado por el incidente del 25



Barras de combustible. Central nuclear Vandellós II.

de agosto de 2004 ocurrido en este sistema, indicado en el número 33 de Seguridad Nuclear (que cubre el periodo del 21 de agosto al 20 de noviembre de 2004).

El titular, durante este periodo, está desarrollando el plan de acción anteriormente mencionado y llevando a cabo todas las actividades necesarias para dar cumplimiento al condicionado del CSN establecido en la carta de referencia CNVA2-VA2-05-10 de 18 de marzo de 2005 en relación al incidente de esenciales antes mencionado. Estas actividades tienen relación con tres aspectos importantes de seguridad de la instalación: integridad y funcionalidad del sistema de agua de servicios esenciales, revisión del resto de sistemas de la central y corrección de deficiencias organizativas identificadas.

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

► INSTALACIONES DEL CICLO Y EN DESMANTELAMIENTO

Ciemat

Continúa el seguimiento y control de las instalaciones operativas y paradas del centro.

Dentro del Proyecto Integrado de Mejora de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC), prosigue el proceso de evaluación del PIMIC-Desmantelamiento de instalaciones.

Dentro del proyecto PIMIC-Rehabilitación continúa la limpieza y descontaminación de las 24 parcelas en las que se ha subdividido el emplazamiento.

Durante este periodo (21 de febrero a 20 de mayo de 2005) se han realizado cuatro inspecciones de control a las instalaciones incluidas en el proyecto de desmantelamiento.

Fábrica de Uranio de Andújar

Ha proseguido el seguimiento del programa de vigilancia y mantenimiento del emplazamiento. Continúan las evaluaciones de la revisión 3 del plan de vigilancia y mantenimiento de la actualización del modelo hidrológico.

Se han realizado cuatro inspecciones: aspectos hidrológicos y geológicos, programa de vigilancia radiológica ambiental y control general del emplazamiento.

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: aspectos hidrológicos y control general del emplazamiento.

Centro Medioambiental de Saelices el Chico (Salamanca)

Dentro del perímetro del centro medioambiental de Saelices el Chico (Salamanca) se localizan las plantas Elefante y Quercus de producción de concentrados de uranio y las antiguas minas de uranio de Saelices cuyo titular es Enusa Industrias Avanzadas.

En la planta Elefante, han concluido las actividades de desmantelamiento y se ha presentado por Enusa el programa de vigilancia y control para iniciar el periodo de cumplimiento previo a la clausura. El programa tendrá una duración previsible de cuatro o cinco años, hasta el inicio del programa de vigilancia derivado del desmantelamiento de la planta Quercus, en cuyo momento pasará a ser único.

La planta Quercus se encuentra en situación de parada definitiva y no tiene existencias de concentrados de uranio; por tanto, se continúa con el tratamiento de efluentes líquidos (aguas de corta y líquidos sobrenadantes del dique de estériles) para su acondicionamiento y vertido, así como el mantenimiento de las secciones relacionadas. Por otra parte, han comenzado los trabajos de desmontaje de la sección de trituración, parque de minerales y clasificación para reutilización de los equipos.

Mediante resolución de la Dirección General de Política Energética y Minas de 8 de marzo de 2005 ha sido autorizada la desclasificación de la solución orgánica para su gestión como residuo en la vía convencional propuesta.

En cuanto a las actividades de restauración de las explotaciones mineras de Saelices, ha continuado el desmonte de los estériles de la escombrera D, en la margen izquierda del río Águeda, que se han vertido a los huecos H-06 y H-03 según avance modular que permite construir las capas de protección contra el radón y la erosión. En la margen derecha del río Águeda se realiza el desmonte de la escombrera FE-3-1 que se está vertiendo al hueco FE-3 que también recibe los estériles de la escombrera interna FE-3, acopiándose el nivel superior de tierra vegetal para la construcción

de las capas de cubierta. Simultáneamente se realizan los diferentes controles previstos en el proyecto de restauración.

Centro de almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril

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

Se han realizado dos inspecciones a la instalación: sistemas de tratamiento de residuos y control general.



El Cabril. Laboratorio de caracterización activo. Telemánipuladores.

Central nuclear Vandellós I

El CSN continúa la evaluación del plan de restauración del emplazamiento, con el objetivo de proceder a dicha liberación parcial.

En el transcurso de estos meses se han realizado dos inspecciones a la instalación.

Reactor Arbi

Se realizó una inspección a la instalación y se ha informado favorablemente al Ministerio sobre la clausura de la misma.

Fábrica de combustible de Juzbado

Durante el periodo comprendido entre el 21 de febrero y el 20 de mayo de 2005 se han aprobado por el Consejo los siguientes documentos oficiales de explotación y modificaciones de diseño o de las condiciones de operación:

— El 9 de marzo, el Consejo de Seguridad Nuclear

ACUERDOS DEL CONSEJO

En el periodo comprendido entre el 23 de febrero y el 4 de mayo de 2005 el Consejo ha tomado los siguientes acuerdos.

Tercera revisión del documento de criterios generales para la encomienda de funciones del CSN a las comunidades autónomas

Con fecha 23 de febrero, el Consejo ha acordado aprobar el nuevo documento de criterios generales para las encomiendas de funciones del Consejo de Seguridad Nuclear a las comunidades autónomas. Asimismo, el Consejo ha acordado solicitar al abogado del Estado coordinador de los servicios jurídicos ante el CSN un dictamen acerca de si las funciones de inspección y evaluación que realizan las comunidades autónomas objeto de encomiendas y el propio CSN, deben ser prestadas por funcionarios de carrera.

Autorización de fabricación del equipo detector ECD, marca Konik-Tech, modelo KNK-319-206

También el día 23 de febrero la empresa Konixbert-HiTech solicitó la fabricación del equipo detector de captura de electrones que

se indica en el epígrafe, para su instalación en equipos de cromatografía de gases de la misma marca. Examinada la documentación presentada por el titular, el Consejo ha acordado informar favorablemente la fabricación del equipo detector ECD, marca Konik-Tech, modelo KNK-319-206, solicitado por la empresa Konixbert-HiTech.

Proyecto TAREG

El 9 de marzo el Consejo acordó la participación del CSN en el Proyecto TAREG con objeto de analizar los beneficios aportados hasta el momento a los países beneficiarios por los proyectos financiados con fondos del programa Tacis de la Unión Europea, que finalizará en 2006.

Nombramiento de expertos nacionales para los artículos 31 y 37 Euratom

El día 9 de marzo se analizó la participación de expertos nacionales en los comités Euratom del artículo 31, relativo a la protección de la salud de la población desde el punto de vista radiológico y del artículo 37 sobre impacto de almacenamiento de residuos y efluentes y, en consecuencia,

el Consejo ha acordado aprobar la participación del CSN, con los siguientes representantes: En el comité Euratom artículo 31, Ignacio Alfredo Amor Calvo. En el comité Euratom artículo 37, José Ignacio Serrano Renedo.

Homologación de curso

Con fecha 9 de marzo se produjo la homologación de la asignatura "Radiodiagnóstico y protección radiológica", impartida con carácter optativo en la diplomatura de podología de la escuela universitaria de enfermería de la Universidad de Valencia, que habilita para dirigir instalaciones de rayos X con fines de diagnóstico podológico a los alumnos que la superen, una vez finalizados los estudios.

Grupo ad hoc sobre seguridad nuclear del grupo de cuestiones atómicas

También el 9 de marzo el Consejo acordó la participación del CSN en el grupo de cuestiones atómicas para desarrollar un plan de acción para la armonización de la seguridad nuclear en todos sus aspectos: operación de instalaciones, desmantelamiento y gestión de residuos.

acordó informar favorablemente la revisión 22 de las especificaciones de funcionamiento y la revisión 22 del capítulo 4.4 del estudio de seguridad, solicitadas por el titular con objeto de actualizar el contenido de ambos documentos incorporando las modificaciones realizadas en el sistema de protección contra incendios de la instalación, que no han precisado aprobación de acuerdo con el artículo 25 del reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas. Las revisiones aprobadas entrarán en vigor una vez que se hayan finalizado las modificaciones citadas.

— El CSN, en su reunión de 11 de mayo, ha acordado informar favorablemente la solicitud de exención temporal de la especificación de funcionamiento



Fábrica de combustible de Juzbado.

Revisión de las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central nuclear Vandellós II

El día 17 de marzo el Consejo acordó informar favorablemente la revisión 49 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central nuclear Vandellós II, relativa a la instrumentación de vigilancia de accidentes, específicamente de la radiación y a los subsistemas del sistema de refrigeración de emergencia del núcleo del reactor, relativa a la operabilidad del sistema de evacuación de calor residual en el modo 4 de operación, parada caliente.

Nuevo acuerdo específico entre el CSN y la OCDE/NEA sobre el proyecto internacional *Common-Cause Failure data Exchange (ICDE)*

El objeto del acuerdo es continuar las actividades de colaboración con la NEA para agrupar la mayor experiencia posible sobre los fallos denominados de Causa-Común, cuya frecuencia esperada de ocurrencia es relativamente baja, en relación con los fallos independientes. La vigencia del acuerdo es de 36 meses, a partir del día 1 de abril de 2005. A la vista de lo que antecede, el Consejo ha acordado, con fecha 17 de marzo,

que se inicien los trámites para la firma del acuerdo específico entre el CSN y la OCDE/NEA sobre el proyecto internacional *Common-Cause Failure Data Exchange (ICDE)*.

XXV años del Consejo de Seguridad Nuclear en el Año Internacional de la Física

El 30 de marzo el Consejo acordó que se inicien los trámites para la firma del convenio de colaboración entre la Fundación General de la Universidad Complutense de Madrid y el Consejo de Seguridad Nuclear para la organización del Curso "XXV años del Consejo de Seguridad Nuclear en el Año Internacional de la Física".

Proyecto de I+D

Propuesta de acuerdo, en el marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI), entre CSN y Unesa para finalizar la participación en el proyecto de I+D sobre "Mejora del sistema nacional de dosimetría interna con contadores de INa y desarrollo de metodologías de calibración y determinación de actividad en los contadores de radiactividad corporal". Este acuerdo supone una continuación del acuerdo específico firmado el 1 de abril de 2002, con vigencia



Central nuclear Vandellós II.

7.1, para ampliación del periodo de inoperabilidad de 48 a 96 horas, de una de las dos unidades climatizadoras del área de sinterizado de PWR, con objeto de poder realizar la reparación de la batería de frío de la misma, producida por entrada de aire a muy baja temperatura el pasado 1 de marzo.

El CSN ha realizado las siguientes inspecciones:

- Operaciones de la planta, incluida en el programa base de inspección.
- Instalación de nueva instrumentación en la torre meteorológica.

Por otra parte, las actividades reguladoras más significativas para este periodo han sido:

- Como consecuencia del proceso de evaluación

de las modificaciones del estudio de seguridad y las especificaciones de funcionamiento, para recoger las nuevas especificaciones sobre efluentes y la metodología de cálculo de los límites establecidos, se ha presentado una nueva solicitud que incluye las conclusiones del proceso de evaluación.

- Se continúa la evaluación de la propuesta de revisión del manual de protección radiológica en vigor así como la propuesta de revisión del capítulo 3 del estudio de seguridad.

- Se ha emitido una instrucción técnica sobre una desviación encontrada en la inspección realizada el pasado mes de octubre sobre garantía de calidad.

ACUERDOS DEL CONSEJO *(Continuación)*

hasta el 31 de octubre de 2004, cuyos trabajos, debido al retraso en la ejecución de las actividades, no fue posible finalizar en la fecha prevista. La vigencia del acuerdo será de doce meses. El día 30 de marzo el Consejo acordó que se inicien los trámites para la firma del acuerdo, en el marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI), entre CSN y Unesa para finalizar la participación en el proyecto de I+D sobre "Mejora del sistema nacional de dosimetría interna con contadores de INa y desarrollo de metodologías de calibración y determinación de actividad en los contadores de radiactividad corporal", con la especificación de que la duración de doce meses del acuerdo no será objeto de prórroga posterior.

Normalización de la planta de recuperación de Metales Daniel González Riestra, SL

A consecuencia del incidente de fragmentación de una fuente de Cs-137, ocurrida el 11 de agosto de 2003, en la planta de recu-

peración de metales de Daniel González Riestra, el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio requirió un plan de actuación para la recuperación de la instalación contaminada y la gestión de los residuos generados. Daniel González Riestra ha remitido un informe dando cuenta de la conclusión de las actividades contenidas en el plan, con objeto de que sea apreciado favorablemente por el Consejo y proceder a la normalización de la instalación. El día 30 de marzo, y una vez examinada la documentación presentada por el titular, el Consejo acordó informar favorablemente la propuesta para la normalización de la planta de recuperación de metales Daniel González Riestra, SL.

Contrato para el proyecto OPDE de la OCDE

Se trata de un contrato de prestación de servicios por Tecnatom para la recopilación de datos de fallos en tuberías de centrales nucleares españolas para aportar al

proyecto OPDE (*Piping Database Exchange*) de la OCDE. El CSN participa en el proyecto referenciado desde diciembre de 2002. El objeto del contrato es la recopilación de los datos de fallos en tuberías ocurridos en las centrales nucleares españolas entre los años 1999 y 2001 y su análisis en los términos exigidos por el proyecto OPDE. Su vigencia es de un año, a partir de la fecha de la firma. El Consejo ha acordado con fecha 30 de marzo de 2005, que se inicien los trámites para la firma del contrato a Tecnatom para trabajos relacionados con el proyecto OPDE de la OCDE.

Solicitud de información del Ministerio de Medio Ambiente relativa a la Memoria Resumen de la modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera

De acuerdo con lo establecido en la disposición adicional c) del *Real*

— Se ha iniciado la evaluación de la solicitud presentada por el titular para modificación de los límites de aceptación para la composición isotópica del uranio.

— Se ha iniciado la evaluación de la propuesta de modificación del almacén de polvo de óxido de uranio, con objeto de aumentar su capacidad en base al proyecto de actualización del MITC de las cantidades que componen la reserva física de uranio.

◉ INSTALACIONES RADIATIVAS

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

Entre el 28 de febrero y el 30 de mayo de 2005 el CSN ha realizado las siguientes actuaciones relativas a instalaciones radiactivas con fines científicos,

médicos, agrícolas, comerciales o industriales y actividades conexas: 12 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones, 71 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas y 18 informes para declaración de clausura; seis informes para la autorización de retirada de material radiactivo; tres informes para autorizaciones de unidades técnicas de protección radiológica, tres informes para autorizaciones de servicios de dosimetría personal, cuatro informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico, cuatro informes relativos a aprobación de tipo de aparatos radiactivos, dos informes para autorizaciones de otras actividades reguladas en el título VII del RINR, y 21 informes sobre homologación de cursos de formación para la obtención de licencias o acreditaciones de personal.

Decreto 1131/1988 por el que se aprueba el reglamento para la evaluación de impacto ambiental, el Ministerio de Medio Ambiente ha solicitado el informe del epígrafe, con el fin de conocer si el mismo recoge la información suficiente, en lo que a aspectos radiológicos se refiere, para cumplir con los objetivos indicados en el artículo 13 del citado reglamento. Las evaluaciones llevadas a cabo concluyen que el informe recoge la información suficiente. El Consejo acordó el día 6 de abril informar favorablemente el contenido de la memoria del proyecto de modificación de diseño del sistema de almacenamiento de combustible gastado de la central nuclear José Cabrera.

Informe sobre la modificación del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II

En relación con el informe del epígrafe tratado en la reunión del pasado día 30 de marzo, el Consejo



Central nuclear Vandellós II. Oficinas.

ha acordado el día 6 de abril, que se publique en la web. Además, ha acordado que se lleven a cabo los siguientes informes:

- a) Sobre las actuaciones del CSN desde el día 25 de agosto de 2004 hasta el 17 de marzo de 2005, fecha en que se paró la central nuclear Vandellós II.
- b) Sobre la evaluación, con la información de que se disponía, de la seguridad de la central nuclear

Vandellós II, con la degradación de la tubería de agua de servicios esenciales.

Revisión de las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central nuclear de Almaraz

El titular de la central nuclear de Almaraz ha solicitado revisión de las especificaciones técnicas de funcionamiento. La central está

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

En el periodo comprendido entre el 28 de febrero y el 30 de mayo de 2005 el CSN ha remitido 37 apercibimientos a instalaciones radiactivas y actividades conexas, de ellos 21 se han dirigido a instalaciones industriales, uno a una instalación médica, cuatro a instalaciones de investigación, ocho a instalaciones de rayos X de radiodiagnóstico médico, dos a servicios de protección radiológica y uno a un servicio de dosimetría personal.

Circular a instalaciones radiactivas que utilizan radioisótopos en forma no encapsulada

El CSN ha dirigido una circular a los titulares de estas instalaciones recordándoles la entrada en vigor de la *Orden Ministerial ECO/1449/2003* mediante

la cual se desarrolla el concepto de residuo radiactivo con el objetivo de simplificar y optimizar la gestión de residuos sólidos y su control por el CSN.

La circular indica la necesidad de realizar la gestión de residuos de acuerdo con lo establecido en esa Orden. Para ello se recomienda seguir las disposiciones de la *Guía de Seguridad 9.2* del CSN.

Circular a las empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico

El CSN ha dirigido una circular a los titulares de todas las empresas de venta y asistencia técnica autorizadas en relación con las pruebas de aceptación de los equipos que deben realizar de acuerdo con lo previsto en el *Real Decreto 1976/1999* sobre control de calidad en radiodiagnóstico.

Puesto que los resultados de estas pruebas de aceptación deben utilizarse como referencia para los

ACUERDOS DEL CONSEJO *(Continuación)*

en parada de recarga y en la misma elimina físicamente el sistema de protección contra incendios de Halón sustituyéndolo por el gas FM-200. El motivo de la urgencia es que la planta estará en modo 4 el día 19 de abril en su proceso de arranque. La ETF 3/4.7.11 elimina el gas Halón como extintor de incendios y lo sustituye por gas FM-200. El titular ya ha quitado el Halón y con la ETF actual no podría subir a modo 4 sin incumplir esta ETF, al no tener el Halón que exige la misma. A la vista de las evaluaciones efectuadas, el día 12 de abril el Consejo acordó informar favorablemente las revisiones números 77 y 72 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de las unidades I y II, respectivamente, de la central nuclear de Almaraz.

Participación del CSN en el proyecto Streca y su financiación en el año 2005

El Pleno del Consejo, en su reunión del día 21 de julio de 2004 acordó la participación del CSN en el proyecto Streca y su financiación en el año 2005. Posteriormente se realizó una reunión en la sede del Ciemat con participación de representantes de los organismos reguladores de Suecia, Francia, OIEA, Ciemat y CSN en la que se analizaron diversos aspectos del proyecto y de su financiación, y se elaboró un plan de acción, en el que básicamente se establece un alcance temporal de cuatro años, es decir, un año más de lo inicialmente previsto, con objeto de incluirlo en el próximo ciclo bienal de proyectos del OIEA, que se inicia en 2007. A tal efecto, los dos primeros años del proyec-

to serían dedicados fundamentalmente a un mejor diagnóstico de la situación y a la preparación de una propuesta definitiva para consideración del OIEA. Se propone que la participación se concrete, además, en términos de asumir la coordinación del proyecto mediante el coordinador que el Consejo determine, y liderar las tareas del WP-1, realizando esta función la subdirección de protección radiológica ambiental del CSN, con el apoyo del Ciemat. De acuerdo con el citado plan de acción, para hacer viable el proyecto se requiere, entre otras, la financiación de los gastos generales y de gestión del mismo, que se propone repartir a partes iguales entre las tres instituciones europeas donantes. A la vista de lo que antecede, el Consejo ha acordado con fecha 20 de abril, la participación del CSN

siguientes controles de calidad anuales de los equipos, la circular incluye como anexo un modelo para el certificado de resultados de pruebas de aceptación con el fin de facilitar su utilización posterior y la supervisión del CSN sobre los mismos.

Aplicación del Real Decreto 208/2005 sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos

El *Real Decreto de 25 de febrero de 2005* prevé la recogida, valorización, reutilización y reciclado y gestión de residuos de los aparatos eléctricos y electrónicos fuera de uso.

Para aquellos aparatos que incorporen materiales o elementos peligrosos tales como los radiactivos el Real Decreto prevé la separación de los mismos antes de iniciar las alternativas de gestión previstas.

El día 29 de abril se celebró una reunión de representantes del Ministerio de Industria, Turismo y Comercio y el CSN con representantes de las principales empresas españolas que comercializan detectores iónicos de humos, equipos sometidos a la gestión prevista en este Real Decreto y que están provistos de una fuente radiactiva de pequeña actividad.

En el transcurso de la reunión se clarificaron diver-

sos aspectos relativos a las disposiciones incluidas en el Real Decreto y se acordaron las acciones a adoptar por ambas partes para realizar la gestión de los detectores iónicos de humos de acuerdo con las mismas.

Plan para mejora de las actuaciones de las unidades técnicas de protección radiológica

El Consejo de Seguridad Nuclear ha aprobado un plan para mejora de la calidad de las actuaciones de las Unidades Técnicas de Protección Radiológica (UTPR) con el objetivo de conseguir una adecuada aplicación, en las instalaciones a las que prestan servicio, de los requisitos de protección radiológica establecidos en la reglamentación vigente.

El plan incluye actuaciones relativas a desarrollo de normativa, clarificación de la posición reguladora del CSN sobre diferentes aspectos relacionados con esas actuaciones, identificación e implantación de buenas prácticas por UTPR o titulares y refuerzo de los mecanismos de control del Consejo de Seguridad Nuclear sobre las unidades técnicas de protección radiológica y los titulares de las instalaciones.

El plan prevé el establecimiento de un cauce de diálogo con las UTPR autorizadas para la discusión de las medidas propuestas antes de su implantación.

en el proyecto Streca, así como su financiación en el ejercicio 2005.

Central nuclear Vandellós II: Informe sobre la revisión número 50 de las especificaciones técnicas de funcionamiento – Propuesta de cambio PC-223, PC-232; PC-234 y PC-238

El Consejo ha acordado informar favorablemente la revisión número 50 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de la central nuclear Vandellós II - Propuestas de cambio PC-223, PC-232, PC-234 y PC-238. Las modificaciones afectan al sistema de agua de refrigeración de componentes, sistema de agua enfriada esencial, sistema de generadores Diesel de emergencia, y nueva especificación sobre el sumidero final de calor, válvulas

de aislamiento de vapor principal, y nueva especificación sobre válvulas de aislamiento y control de agua de alimentación principal, parámetros del límite de la ebullición nucleada, presionador, elementos combustibles, informes sobre la central, puntos de tarado del sistema de disparo del reactor, límites de seguridad del núcleo del reactor, puntos de tarado de la instrumentación de salvaguardias tecnológicas, y finalmente, el margen de parada.

Central nuclear Vandellós II

El día 4 de mayo el Consejo acordó que se publique en la web los informes siguientes:

- Condiciones de seguridad en las que ha estado operando la central nuclear Vandellós II como consecuencia del incidente del pasado día 25 de agosto en el sistema de

agua de servicios esenciales.

- Actuaciones del CSN en relación con la degradación del sistema de agua de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II.

Revisión del plan de emergencia interior del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat)

El pasado 5 de mayo el Consejo acordó emitir informe favorable a la revisión del plan de emergencia interior del Ciemat. El objeto de la revisión es recoger las actividades de desmantelamiento contempladas en el PIMIC (Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del Ciemat) y la actualización de las responsabilidades del centro durante el desarrollo de las mismas.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS

Sucesos notificables

Durante el periodo comprendido entre el 21 de febrero y el 20 de mayo de 2005 se han recibido en la Sala de Emergencias (Salem) del CSN cinco informes de suceso notificable en una hora y doce informes de suceso notificable en 24 horas, de éstos, cinco corresponden a ampliación de la información enviada en el de una hora. En ninguno de ellos ha sido necesaria la activación de la Organización de Respuesta ante Emergencias (ORE) del CSN.

Incidentes radiológicos

El día 23 de febrero se recibe notificación de la clínica de

medicina nuclear Géminis (Cabeñas, Gijón) comunicando un incidente ocurrido el viernes 18 de febrero; se derramaron unas gotas de Tecnecio 99m cuando se preparaba para ser inyectado. Ninguna persona resultó contaminada. Se procedió a limpiar y aislar la zona y se decidió no realizar más mamografías hasta el lunes día 21, cuando se comprobó que ya no se detectaba actividad.

El día 15 de marzo se recibe notificación del Ciemat informando de la aparición de un proyectil de la guerra civil al realizar unas zanjas. Se procedió a la caracterización radioló-

gica y a acordonar la zona.

El día 18 de marzo se recibe comunicación de Manuel Bravo, del departamento de calidad de la empresa Reydesa Recycle SA, informando de que se ha detectado en el pórtico una pieza de material radiactivo (manómetro), se procedió a su aislamiento.

El día 18 de marzo se recibe notificación del titular de la empresa Mahler, sobre una irradiación del personal en la instalación IRA 2466, por fuga de radiación de rayos X dispersos durante el proceso de revisión de los equipos por parte de un técnico.

ACTUACIONES EN EMERGENCIAS (Continuación)

El día 15 de abril comunican desde el Ciemat el disparo del sistema de detección de incendios de la IR 08 por un incendio que se originó en una papelería; los bomberos acudieron en tres minutos apagando y ventilando el foco de humo y el grupo de protección radiológica comprobó que en ningún momento hubo consecuencias radiológicas.

El día 26 de abril la central nuclear Vandellós II comunica la concentración de personal de Greenpeace en el control de accesos exterior, así como en el mar mediante la presencia de un barco.

El día 17 de mayo se recibe notificación por parte de la empresa de Control e Inspección SA de la exposición accidental de una placa dosimétrica al dejarla olvidada el operario dentro del búnker.

Actividades en materia de emergencias

El día 2 de marzo se presentó a la Comisión permanente de seguridad nuclear y protección radiológica la aplicación informática denominada GEMINIS para la gestión y mantenimiento de los equipos de detección y medida de radiaciones asignados a los grupos radiológicos de los Planes de Emergencia Nuclear (PEN) exteriores y a los grupos radiológicos de apoyo a la gestión de emergencias radiológicas.

Asimismo, se han impartido sesiones formativas de manejo de dicha aplicación, que puede utilizarse vía Internet por diversos colectivos de usuarios a los que se les han establecido los necesarios permisos administrativos para el acceso a la misma.

Por otra parte, se han dispuesto en dependencias de los parques

de bomberos de Falset y Gandesa sendas maletas con equipos del Plan de Emergencia Nuclear de Tarragona (Penta), que están disponibles para ser utilizados en caso de emergencia radiológica. En estas ubicaciones los equipos están custodiados y dispuestos para su uso y siguen el mismo programa de verificaciones y calibraciones que el resto de equipos de dicho plan de emergencia nuclear exterior.

Asimismo, se ha publicado en el diario de la Unión Europea y en el BOE el concurso para adquirir 3.000 dosímetros electrónicos de lectura directa, unidades lectoras y el correspondiente *software* de gestión, para el equipamiento de los grupos radiológicos provinciales de los PEN.

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

El 14 de abril tuvo lugar el simulacro del Plan de Emergencia Interior (PEI) de la central nuclear de Ascó y el 16 de mayo el de la central nuclear José Cabrera. En estos ejercicios se activaron el centro de apoyo técnico de las respectivas centrales nucleares, así como el centro de control operativo del Penta y el del Plan de Emergencia Nuclear 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.

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.

En estos dos simulacros se ha empezado a utilizar como herramienta de ayuda a la toma de decisión, la ejecución de RODOS.

El día 20 de abril se realizó el simulacro del PEI de la instalación nuclear Vandellós I, primero que se realiza en su fase de latencia. 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.

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 centrales, como por los inspectores del CSN, de los temas susceptibles de mejora.

En este periodo se ha participado desde la Salem en varios ejercicios ECURIE de la Unión Europea.

Durante los días 12 y 13 de mayo se llevó a cabo el ejercicio internacional de coordinación de respuesta ante emergencia nuclear CONVEX-3. El ejercicio supuso la simulación de un accidente en la central nuclear de Cernavoda en Rumania.

En el ejercicio CONVEX-3 participaron diversos países, entre ellos España, más concretamente el CSN y la Dirección General de Protección Civil y Emergencias, como puntos de contacto de la convención de pronta notificación y asistencia mutua en caso de emergencia nuclear y del sistema ECURIE de la Unión Europea.

Desde la Salem se realizó un seguimiento del mismo, recibiendo información, contestando a los diversos ejercicios ECURIE recibidos y enviando datos de las estaciones automáticas de medida radiológica a través de la plataforma EURDEP (*European Radiological Data Exchange Platform*).

Por otra parte, se está implantando y poniendo a punto el nuevo sistema de comunicaciones que conecta al CSN, las centrales nucleares y los diferentes puntos establecidos en el Plaben y permite la transmisión de voz, datos y video conferencia entre todos ellos.

Dentro del plan integrado de renovación de la Salem, en la primera semana de abril quedó plenamente operativa la sala de emergencias provisional sin que en ningún momento el CSN dejara de prestar el servicio de alerta permanente que tiene asignado durante 24 horas al día durante todos los días del año.

El CSN en su reunión plenaria del día 17 de abril aprobó la revisión 4 del Plan de Actuación ante Emergencias del CSN (PAE), documento que describe la composición, misión, funciones y responsabilidades de los grupos operativos que conforman la ORE del Organismo, sus procedimientos básicos de actuación y los modos de respuesta ante emergencias nucleares y radiológicas. Asociado a la implantación del PAE se ha desarrollado un programa de formación que será llevado a cabo los próximos trimestres.

Por último, se ha participado en la misión internacional del OIEA sobre asistencia a Irán para la preparación y elaboración de planes exteriores de emergencia nuclear.



Sala de Emergencias del CSN.

Actividades en protección física

Con objeto de preparar los informes preceptivos de renovación de autorizaciones específicas del *Real Decreto 158/1995*, se han inspeccionado los sistemas de seguridad física de las centrales nucleares de Cofrentes y de Trillo, de la instalación nuclear del Ciemat.

Adicionalmente, se ha informado de forma favorable la renovación de la autorización específica de protección física que establece el *Real Decreto 158/95* a favor de la empresa de transporte de materiales nucleares ExpressTruck, SA, a la que le ha sido notificada una serie de actuaciones que debe llevar a cabo en relación con dicha renovación.

Con relación a las actividades internacionales se ha participado en la conferencia internacional sobre seguridad física celebrada en Londres, se ha asistido en la sede de la OIEA a la reunión preparatoria de la conferencia diplomática para la revisión y enmienda de la Convención de Protección Física de

los Materiales Nucleares (CPFMN), a la que asistieron 58 países y a la reunión del grupo europeo de reguladores en materia de seguridad física nuclear, celebrada en Bruselas.

En relación a la iniciativa Megaport (iniciativa sobre el control de los contenedores que pasan por determinados puertos con destino a los Estados Unidos para detectar la posible presencia de material nuclear o radiológico), se han preparado los protocolos de respuesta ante la detección de material nuclear o radiactivo en puertos nacionales y se ha participado en la preparación de los programas de formación y entrenamiento a impartir a los oficiales de aduana españoles.

Por último, se ha participado en la preparación del guión técnico radiológico y en la organización, preparación y entrenamiento de personal de las fuerzas armadas y de seguridad para el ejercicio *Blue Action 05* dentro de la iniciativa de seguridad contra la proliferación de armas nucleares (PSI).

Noticias Breves

- Consejo de Seguridad Nuclear • Nombramientos • Congresos, cursos y conferencias • Actividades Internacionales

► CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Comparecencias ante la Ponencia del Congreso de los Diputados por el suceso de Vandellós II

Con motivo del suceso en la central nuclear Vandellós II relativo a la detección de corrosión generalizada en el sistema de agua de servicios esenciales, la Ponencia del Congreso de los Diputados, encargada del estudio de los informes de las actividades del Consejo de Seguridad Nuclear, solicitó la comparecencia de todas las partes implicadas en el suceso, con objeto de recabar información sobre el mismo.

Así, la presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear compareció el día 25 de abril. En su exposición, además de explicar el suceso de Vandellós II y a petición del Partido Nacionalista Vasco (PNV) se refirió al estado de los manguitos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control de la central nuclear Santa María de Garoña.

El 23 de mayo compareció el cuerpo técnico del CSN: los directores técnicos de seguridad nuclear y de protección radiológica, los subdirectores generales de instalaciones nucleares, de ingeniería y de emergencias, el jefe de proyecto de la central nuclear Vandellós II, el jefe de área de experiencia operativa, el jefe de la oficina de inspección, el coordinador técnico de ingeniería mecánica y estructural y el inspector residente de la central nuclear Vandellós II.

Esa misma tarde la Ponencia escuchó al presidente-director general de Endesa Generación, al presidente de la junta de administración y subdirector general de producción de Endesa Generación, al director, al director gerente, al director técnico de la central nuclear Vandellós II, al ex-jefe de ingeniería, al jefe de ingeniería y al responsable del sistema de agua de servicios centrales de la central y finalmente al Director de Initec.

Los cuatro consejeros del Consejo de Seguridad Nuclear comparecieron el día 13 de junio y finalmente el 16 de junio la Ponencia escuchó a los representantes de los grupos ecologistas Greenpeace y Ecologistas en Acción.

Las conclusiones finales de la ponencia se plasmarán en una serie de resoluciones que se presentarán a la Comisión de Industria, Turismo y Comercio del Congreso de los Diputados, para su aprobación antes de la pausa de la actividad parlamentaria por inicio

del periodo vacacional cuyo objetivo será la mejora de las deficiencias detectadas en la gestión del suceso tanto por parte del titular como del Consejo de Seguridad Nuclear.

Informe sobre clasificación en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) del suceso de degradación del sistema de servicios esenciales de la central nuclear Vandellós II

1. Objeto

El objeto del presente informe es realizar la clasificación, según la Escala Internacional de Sucesos Nucleares INES, de los hechos relacionados con la rotura de la boca de hombre en la tubería de impulsión del tren B del sistema de agua de servicios esenciales (en adelante EF), ocurrida durante el arranque de la bomba C de dicho sistema tras ser alineada al tren B, a fin de proceder a realizar un mantenimiento preventivo/correctivo en el tren A del EF; y notificado mediante Informe de Suceso Notificable (ISN) el día 26 de agosto de 2004 (ISN-3/04).

Una vez finalizado el análisis de causa raíz llevado a cabo por un equipo multidisciplinar del CSN durante los meses de diciembre y enero, del cual ha formado parte el autor del presente informe, una vez emitido el informe de valoración de referencia CSN/IEV/CNVA2/VA2/PEP/0502/201, y una vez conocido el estado de la tubería del EF tras la parada de la central el 15 de marzo de 2005, se ha considerado necesario proceder a editar una nueva revisión del informe a fin de incluir los nuevos hallazgos identificados durante la revisión exhaustiva de los hechos ocurridos.

2. Alcance

La clasificación se ha realizado utilizando la información disponible en el CSN a fecha de la edición de este informe, la información suministrada por el equipo de la inspección multidisciplinar que tuvo lugar los días 20 a 24 de septiembre, y 6 a 7 de octubre de 2004, las fotos proporcionadas por la Inspección Residente (IR), el cálculo preliminar de precursores realizado por el área MOSI, y la información adicional obtenida durante la parada y la suministrada por la inspección residente.

Para esta nueva revisión del informe se ha hecho uso de la información contenida en el *Informe de*

análisis de las actuaciones de Vandellós II en torno al incidente del sistema de agua de servicios esenciales, CSN/IEV/CNVA2/VA2/PEP/0502/201, la documentación referenciada en el mismo, así como la nueva información disponible tras la parada de Vandellós II. Entre esta nueva información, se encuentra la suministrada por el titular de Vandellós II en sus cartas de referencia CNV-L-CSN-4253 y CNV-L-CSN-4256, de fechas 25 y 26 de mayo de 2005 respectivamente.

En cuanto a las referencias utilizadas para la clasificación, cabe decir que se ha utilizado el procedimiento de “Clasificación de sucesos utilizando la escala INES” PA.II.01 y el *INES User’s Manual* en su edición del año 2001.

3. Evaluación

3.1. Descripción del Suceso ISN-3/04 de la central nuclear Vandellós II

— Antecedentes: El 10 de mayo de 2004, personal de la central nuclear Vandellós II detectó la presencia de humedad en la boca de hombre EF-18-I de la impulsión de la bomba del tren B del sistema EF, según pone de manifiesto la nota informativa de sistemas del día 11 de mayo de 2004. Como consecuencia de ello, el personal de la central procedió a inspeccionar la arqueta en la que se encontraba dicha boca de hombre y tras encontrar la presencia de agua se solicitó el apoyo de ingeniería. El 17 de mayo de 2004, ingeniería llevó a cabo una inspección de la arqueta, proponiendo a la Dirección de la Central (DC) la adopción de las siguientes medidas: 1. toma de muestras del agua de la arqueta para determinar si se trataba de agua de mar o de lluvia, y 2. secado de la arqueta para identificar el origen de la humedad en la boca de hombre. El 8 de junio de 2004 se determinó mediante análisis que el agua proveniente de la arqueta correspondía a agua de lluvia y que por tanto se trataba de un proceso de corrosión externa, se determinó la existencia de un rezume en la boca de hombre, y se concluyó por la magnitud de la fuga que tal situación no afectaría a la operabilidad del tren B del sistema EF y que se podría esperar a la próxima recarga (prevista para abril de 2005) para proceder a reparar la fuga. Pese a ello, la central nuclear adoptó una serie de medidas precautorias, entre las que se encontraban: Preparación de un procedimiento de reparación de la boca de hombre en menos de 72 horas (límite que prescriben las Especificaciones de Funcionamiento ETF para tener un tren del EF inoperable en modos 1, 2, 3 y 4), e iniciar una vigilancia periódica de la evolución de la fuga.

— Hechos: El día 25 de agosto de 2004 a las 5:25h se procedió a alinear la bomba C del EF al tren B del sistema con el objeto de reparar una fuga en la válvula de retención EF-102 del sistema y sustituir el caudalímetro FI-EF04B según programa de sustitución previsto. Al arrancar la bomba C se produjo de modo casi inmediato una bajada de presión en la impulsión de la



Traslado de residuos en la central nuclear Vandellós II.

bomba que obligó al turno de operación a detenerla y a proceder a su investigación. Tras comprobaciones locales se determinó el lugar de la rotura en la boca de hombre EF-18-I, situada dentro de una arqueta tras la casa de bombas.

Tras la reparación y declaración de operabilidad del tren B del EF, se procedió a investigar el tren A del mismo sistema, descubriéndose una pérdida de espesor por corrosión en la misma zona de la boca de hombre homóloga a la que había fallado en el tren B, por lo que se inició la misma reparación en el tren A. El resto de las bocas de hombre tenían sus espesores dentro de los márgenes marcados por ingeniería, y aunque en algunas de ellas existían puntos de corrosión, el proceso no había sido tan intenso como en las arquetas situadas tras la casa de bombas.

Posteriormente se ha sabido que el titular conocía el estado de degradación del tren A de modo prácticamente simultáneo al del tren B, y desde 1993. Los informes de las inspecciones rutinarias del sistema habían identificado la presencia de corrosión generalizada y exfoliación en el exterior de los cuellos de las bocas de hombre de las arquetas más próximas a la impulsión, la que rompió del tren B y su homóloga en el tren A, debido a una inadecuada protección de la superficie de acero frente al ambiente hostil que hay en el interior de las arquetas, y sin que ello repercutiera en una mejora de su mantenimiento. En el año 2000 el informe de inspección recomendó la medida urgente de espesores en el cuello de la boca de hombre EF-18-I, medidas que no llegaron a realizarse. El 10 de mayo de 2004 el titular identificó la existencia de un rezume en la boca de hombre EF-18-I y no declaró la correspondiente condición degradada, no

realizó medidas de espesores, no comprobó el estado de las restantes bocas de hombre, ni relacionó el resumen identificado con el contenido de los informes de inspección previos que advertían de la aparición de un proceso de corrosión generalizado.

También se ha sabido que tras la rotura del 25 de agosto de 2004 y antes de proceder a descargar el tren A para su reparación, tras haber ya reparado el tren B, se detectó una nueva fuga en otra arqueta del tren B, la EF-32-Z, decidiendo proseguir con el programa de reparaciones previsto, sin informar de ello ni al CSN ni al personal de operación.



Central nuclear Vandellós II.

3.2. Clasificación

En primer lugar, los hechos relatados no tuvieron repercusión ni fuera ni dentro del emplazamiento, por lo que deben ser clasificados según los criterios de defensa en profundidad.

Al tratarse de un suceso sin iniciador, ya que no ha habido ningún transitorio ni accidente que haya desafiado las funciones de seguridad, se aplica la tabla IV (página 36) "Sucesos sin un iniciador real", del manual INES. El sistema de agua de servicios esenciales es el sistema de refrigeración fundamental, encargado de la remoción del calor de las salvaguardias tecnológicas, del sistema de evacuación del calor residual y de los generadores Diesel, y por tanto es necesario para hacer frente a un conjunto de transitorios y accidentes que van del rango de los esperados a los improbables (ver apéndice IV del manual INES).

Debemos analizar dos condiciones de inoperabilidad del sistema EF distintas en el tiempo que se han identificado durante el análisis del suceso:

A) La primera se refiere al estado en que se encontraban ambos trenes del EF antes de la rotura, circunstancia mantenida desde cierto tiempo antes de la rotura. En este escenario la operabilidad del sistema EF para mantener las funciones de seguridad, frente a la ocurrencia de un posible suceso iniciador que demandara su intervención, no fue *plena*, ni se encontraba *dentro de los requisitos de las CLO*¹, ya que, como ahora sabemos, los trenes del EF no se encontraban dentro de la capacidad de operación mínima para que se les permitiera el funcionamiento en régimen de potencia debido a la pérdida sustancial de espesor en sus tuberías, y dicha falta de capacidad se hubiera podido poner de manifiesto en cualquier arranque del sistema, automático o manual, previo a la rotura. En este sentido se puede leer en el manual INES "Las CLO estipulan la mínima capacidad operativa de los sistemas de seguridad de forma que la operación permanece dentro de los requisitos de seguridad de la planta". Sin embargo, sí que puede considerarse *adecuada*, y no llegar a la categoría de *inadecuada*, ya que la degradación se hubiera manifestado previsiblemente ante el arranque de cualquiera de los dos trenes del EF, de los cuales siempre hay uno en funcionamiento, lo cual reduce la probabilidad de un fallo simultáneo, y los posibles mecanismos de fallo por causa común de ambos trenes quedarían contemplados en el apartado de *factores adicionales* que se tratará más adelante.

Entrando en la tabla IV anteriormente mencionada, considerando sus tres columnas: *Esperado*, *posible e improbable*; y considerando la fila C para la función de seguridad "adecuada", resultaría un nivel 1 en la Escala INES para todas las columnas, excepto para la de iniciadores *esperados* en la que se puede elegir entre 1 ó 2. Según recoge el manual INES, dicha elección debe hacerse en función de consideraciones sobre si la función de seguridad estuvo simplemente *adecuada* para el iniciador considerado, o existió redundancia y/o diversidad. En nuestro caso, los iniciadores *esperados* son todos aquellos que se espera ocurran una o más veces durante la vida de la central y que podrían requerir el funcionamiento de las salvaguardias tecnológicas, de los generadores Diesel de emergencia, o del sistema de evacuación del calor residual: fuga en un tubo del generador de vapor, fuga en el sistema de refrigerante del reactor, apertura de una válvula de alivio del presionador, pérdida de suministro eléctrico exterior, pérdida de un tren del EF, etc.

¹CLO: Condiciones Límites de Operación, entendiéndose por tales las que definen la capacidad de operación mínima de los sistemas de seguridad de forma que la operación permanece dentro de los requisitos de seguridad de la planta, y para la que se permite continuar el funcionamiento en régimen a potencia, incluso durante un tiempo limitado.

Para los iniciadores *esperados* que requieren la actuación de las salvaguardias tecnológicas, no podemos considerar la existencia de ningún sistema de seguridad² adicional a los propios trenes degradados del EF que permitiera hablar de redundancia y/o diversidad para la función de seguridad evaluada, ya que el sistema de agua de servicios esenciales es el único sistema soporte para la refrigeración de las salvaguardias tecnológicas, necesarias para hacer frente a alguno de estos iniciadores *esperados* (por ejemplo, apertura de válvula de alivio del presionador, fugas del refrigerante del reactor, fugas en los tubos de los generadores de vapor, etc.). No obstante, ambos trenes del EF se encontraban disponibles, aunque estructuralmente degradados; y su degradación no se puso de manifiesto hasta la rotura pese a que eran sometidos a arranques sistemáticos cada 30 días en virtud de la política rotacional de equipos existente en Vandellós II; por lo que podemos decir que existió cierta redundancia (dos trenes del EF) cuyo margen se fue reduciendo hasta el día de la rotura. En consecuencia, para estos iniciadores *esperados* podemos considerar la función de seguridad *adecuada* y elegir el nivel 1.

Para el iniciador particular de la pérdida de un tren del EF (la frecuencia de la pérdida del tren A del EF es 7,65. 10⁻²/año, superior en dos órdenes de magnitud a la de otros transitorios del tipo *esperado*), se ha consultado el Análisis Probabilista de Seguridad (APS) de Vandellós II. El único componente considerado en la secuencia de fallo de un tren del EF, y al cual se le da crédito para recuperar el escenario que resultaría en el caso de fallo del otro tren del EF, es la bomba de prueba hidrostática BN-P01 que no es un equipo de seguridad, ya que no se encuentra sometida a condiciones límites de operación dentro de las especificaciones de funcionamiento. Sin embargo, éste componente y su soporte, la bomba de agua desmineralizada AN-P09, están sometidos a pruebas periódicas de vigilancia, se encuentran incluidos dentro de la Regla de Mantenimiento (RM) como componentes de no-seguridad significativos para el riesgo, pueden ser alimentados eléctricamente desde el generador Diesel esencial GDN que recibe el mismo tratamiento en cuanto a pruebas y RM; y por último, dichos componentes están sometidos a condiciones límites de operación según el procedimiento POA-500 "Pruebas de vigilancia y controles administrativos del SBO". Teniendo en cuenta la existencia del otro tren del EF que aunque degradado mantuvo su funcionamiento hasta alcanzarse la parada de la central con posterioridad a la rotura; dado el tiempo disponible del esce-

nario de pérdida de ambos trenes del EF³, y dada la existencia de la bomba de prueba hidrostática, que en el caso de estar disponible y de haber sido puesta en servicio con éxito para la inyección a cierres hubiera representado un alargamiento indefinido del tiempo disponible para la recuperación de un tren del EF; podemos considerar que habría cierto grado de redundancia y diversidad para la función de seguridad evaluada. En este caso, deberíamos también considerar que la función de seguridad fue *adecuada* más que *simplemente adecuada*, y elegir de nuevo el nivel 1 para la clasificación por este concepto.

Para el resto de iniciadores *esperados* que no requerirían la actuación de las salvaguardias tecnológicas y en los se dispondría de ambos trenes del EF, bastaría con el funcionamiento de una de las tres bombas del agua de alimentación auxiliar alimentando a algún generador de vapor, por lo que la función de seguridad se considera también *adecuada*, eligiéndose el nivel 1 como más apropiado por la conjunción de las razones anteriores.

Según establece el manual INES, si el periodo de incapacidad operativa fuera muy corto comparado con el intervalo entre pruebas de los componentes del sistema de seguridad, debería considerarse la posibilidad de reducir la clasificación básica del suceso. En nuestro caso, el periodo entre pruebas es de tres meses, pero la falta de capacidad operativa venía desde bastante tiempo atrás (los informes de inspección identificaron corrosión generalizada y exfoliación, solicitando una medida de espesores urgente en el año 2000). Es por ello que no debemos reducir la clasificación obtenida en la aplicación de la tabla IV por consideraciones de reducido tiempo de incapacidad operativa, resultando de ello un nivel 1.

B) La segunda condición que debemos analizar es la que se dio a partir de la rotura, con el tren B roto, y el tren A en operación y degradado. En este caso para los iniciadores *esperados* que requieren la actuación de las salvaguardias tecnológicas, a diferencia del caso anterior sólo dispondríamos de un único tren remanente y degradado del EF para hacerles frente, por lo que deberíamos considerar que la función de seguridad estuvo *simplemente adecuada*. El resultado sería de

³Según el APS de Vandellós II, tras la pérdida de ambos trenes del EF se dispone de una hora de funcionamiento con el sistema de agua de refrigeración de componentes antes de alcanzar temperaturas que impidan su funcionamiento. A partir de ahí, se dispone de 3.085 segundos (aproximadamente una hora) para la puesta en servicio de la bomba de prueba hidrostática antes de que se degraden los cierres de las bombas de refrigerante del reactor (BWR) por ausencia de refrigeración y se inicia la señal de inyección de seguridad por baja presión en el presionador, y 37.720 segundos (aproximadamente 10,5 horas) más antes de que la pérdida de inventario a través de los cierres de las BRR, al no disponer de bombas de inyección de seguridad, alcance condiciones de descubrimiento del núcleo. En total, se dispone al menos de unas 12,5 horas antes de un accidente con daño al núcleo en caso de fallo de ambos trenes del EF y fallo en la puesta en servicio de la bomba de prueba hidrostática.

²El manual INES establece que "las disposiciones de seguridad pueden ser procedimientos, controles administrativos o sistemas, activos o pasivos, que normalmente se prevén en forma redundante, con su disponibilidad sujeta a condiciones y límites de operación (CLO).

nuevo la elección entre 1/2, concluyendo que el valor más adecuado es el nivel 2 al no disponer de provisiones adicionales de seguridad redundantes y/o diversas.

Existe un caso crítico para el iniciador particular de la pérdida del tren del EF en servicio, en este caso el tren A, iniciador denominado T11⁴ en el APS de Vandellós II. Para este caso, si consideráramos que no disponemos de ningún tren del EF refrigerando, ni tampoco de ninguna provisión de seguridad adicional para mantener la refrigeración de los cierres de las BRR, y en consecuencia la integridad del circuito primario, la función de seguridad quedaría insatisfecha. No obstante, y como ya hemos razonado en el caso A), debemos valorar la existencia de la bomba de prueba hidrostática BN-P01, equipo que aunque no sea de modo estricto un componente de seguridad, está sometido a pruebas periódicas de vigilancia, se encuentra incluido dentro de la Regla de Mantenimiento (RM) como un equipo de no-seguridad significativo para el riesgo, puede ser alimentado eléctricamente desde el generador Diesel esencial GDN que recibe el mismo tratamiento en cuanto a pruebas y RM; y por último, está sometido a condiciones límites de operación según el procedimiento POA-500 “Pruebas de vigilancia y controles administrativos del SBO”. Teniendo en cuenta que la bomba de prueba hidrostática estuvo disponible todo el tiempo tras la rotura, y que de haber sido puesta en servicio con éxito para la inyección a cierres, hubiera representado un alargamiento indefinido del tiempo disponible para la recuperación de un tren del EF, se debería considerar que la función de seguridad evaluada no llegó a la categoría de *inadecuada*, razonamiento que nos lleva a asumir que dicha función de seguridad habría estado simplemente *adecuada*; y elegir el nivel 2 al no disponer de otras provisiones adicionales de seguridad redundantes y/o diversas.

De modo análogo al caso anterior, si el periodo de incapacidad operativa fuera muy corto comparado con el intervalo entre pruebas de los componentes del sistema de seguridad, debería considerarse la posibilidad de reducir la clasificación básica del suceso. En nuestro caso, el periodo entre pruebas es de tres meses; mientras que los hechos nos muestran que a las 32 horas de la rotura la central entraba en Modo 3, y a las 44 horas de la rotura se declaraba de nuevo operable el tren B tras su reparación. Por esto, deberíamos considerar que el periodo de incapacidad operativa fue corto, y sería aconsejable reducir en un nivel la clasificación obtenida de la tabla IV, resultando de ello un nivel 1 en la escala INES.

Por lo tanto, de la aplicación de los criterios técnicos para la clasificación mediante defensa en profun-

dididad, resultaría una clasificación previa como nivel 1 en la escala INES para el conjunto de iniciadores analizados.

— Factores adicionales: Como factores adicionales a considerar, el manual INES recoge los tres siguientes:

- Fallos debidos a causa común: Referido al fallo de un número de componentes o sistemas debido a la ocurrencia de un único suceso o causa común. La severidad de este tipo de fallos es mayor que la de fallos simples de componentes. La pérdida de información que pueda conducir a dificultades en la operación de un sistema, también debe ser considerada un fallo de causa común.

- Insuficiencias de procedimiento: Las insuficiencias o errores en procedimientos es una vulneración de las barreras de seguridad, y es otra de las razones que debe llevar a elevar en una unidad la clasificación. Ejemplo específico de ello son las deficiencias en los programas de vigilancia de planta, surgidas a raíz de errores procedimentales.

- Deficiencias de la cultura de seguridad: Definida como la disposición del titular a no considerar los temas de seguridad en su justa importancia. Una deficiente cultura de seguridad podría llevar a operar la planta fuera de las hipótesis de diseño. Ejemplos de ello son la violación de límites y condiciones de las ETF, o el incumplimiento de procedimientos sin justificación, deficiencias en el proceso de garantía de calidad, acumulación de errores humanos, sucesos recurrentes que demuestren que el titular no adquiere adecuadamente las lecciones aprendidas, etc.

Estos factores adicionales permitirían la elevación de la clasificación previa en un nivel, y no debe elevarse más allá del máximo nivel deducido en conformidad con la sección IV-2; esto es, nivel 3 según los criterios de defensa en profundidad. Este nivel máximo se debe aplicar únicamente si hubiera ocurrido un accidente en caso de haber tenido lugar otro suceso (ya fuese un iniciador esperado u otro fallo de un componente).

En nuestro caso, y fruto del trabajo de investigación iniciado por el CSN en diciembre de 2004 y enero de 2005, se ha conocido que el titular disponía de información sobre los problemas de degradación de las bocas de hombre del sistema EF desde 1993, cuando los informes de inspección alertaron de la presencia de corrosión generalizada y exfoliación en el exterior de los cuellos de las bocas de hombre de varias arquetas debido a una inadecuada protección de la superficie de acero frente al ambiente hostil que hay en el interior de las arquetas, y sin que ello repercutiera en una mejora de su mantenimiento. En el año 2000 el informe de inspección recomendó la realización urgente de medidas de los espesores en el cuello de la boca EF-18-I (la que posteriormente rompería), medidas que no llegaron a realizarse nun-

⁴La posibilidad de una doble contabilidad de los fallos de causa común queda excluida ya que el iniciador T11 no contempla en su definición ni en su cuantificación los fallos por roturas de tuberías.



Almacén de la central nuclear Vandellós II.

ca. Así mismo, el titular identificó el 10 de mayo de 2004 la existencia de un rezume en la misma boca EF-18-I del tren B, con más de tres meses de antelación a la ocurrencia del suceso, y las medidas que adoptó fueron inadecuadas e insuficientes, tomando decisiones erróneas al no medir espesores, no declarar la condición degradada correspondiente y al considerar de forma no conservadora que dicho mecanismo de fuga no pondría en peligro la integridad de la tubería debido a su escasa entidad; tampoco comprobó el estado del resto de las bocas de hombre del sistema, ni relacionó el rezume con los informes previos de inspección que advertían de la aparición de un proceso de corrosión generalizado. Redundando en esto debemos añadir que tras la reparación del tren B y antes de proceder a la declaración de inoperabilidad del tren A, se identificó un nuevo rezume en otra arqueta del tren B, la EF-32-Z, y el titular no comunicó dicha información al CSN ni al personal de operación con la finalidad de proseguir con la secuencia de reparación prevista. Para una relación exhaustiva de las deficiencias relativas a cultura de seguridad, se referencia el informe CSN/IEV/CN-VA2/VA2/PEP/0502/201.

Por otra parte, el mecanismo de fallo manifestado en la rotura del tren B se había identificado también en el otro tren del sistema de agua de servicios esenciales, y aunque el titular afirme que sólo se encontraron poros pasantes en la tubería, la misma conclusión se aplicó al tren B en marzo de 2004 y el resultado no tuvo nada que ver con sus predicciones. De hecho ahora sabemos que la degradación del cuello de la boca de hombre del tren

A, homóloga a la fallada, presentaba una reducción de espesores similar a la del tren B. Esto representa un mecanismo de fallo de causa común no considerado en la clasificación básica⁵, que hubiera podido dejar ambos trenes del EF inoperables y por lo tanto sin la existencia de ningún sistema de refrigeración para las salvaguardias tecnológicas, y el sistema de extracción del calor residual.

Por los argumentos anteriores está justificada la elevación de la clasificación previa en un nivel, debido a factores adicionales, y resultando por ello un nivel 2 en la escala.

Según el subprocedimiento de defensa en profundidad, esquematizado en la hoja 4 del manual INES, una vez clasificado el suceso se recomienda proceder a verificar la coherencia de la clasificación por cotejo con las descripciones generales de los niveles recogidas en la figura 2 del manual; que en el caso de nivel 2 corresponde a "Incidentes con fallo significativo de las disposiciones de seguridad pero en que subsiste una defensa en profundidad suficiente para hacer frente a fallos adicionales".

De todo ello, se deduce la propuesta de revisar la clasificación previa del suceso de Vandellós II como un nivel 2 en la escala INES, obtenido por aplicación de la tabla IV para iniciadores *esperados* y función de seguridad *adecuada*, y elevación en una unidad por factores adicionales agravantes.

⁵Los sucesos iniciadores de pérdida de los trenes del EF considerados en la clasificación básica anterior, no contemplan en su cuantificación la contribución de las roturas de las tuberías del EF, por lo cual queda descartada cualquier sospecha de doble contabilidad de los fallos de causa común.

4. Conclusiones

Entendemos que con la información disponible a fecha de hoy, el suceso debido a la rotura de la boca de hombre de la tubería del tren B del sistema de agua de servicios esenciales, y la identificación del mismo mecanismo de degradación en el tren A, notificado mediante el informe de suceso notificable ISN-3/04 en la central nuclear Vandellós II, el día 25 de agosto de 2004, debería ser clasificado como nivel 2 en la escala INES, obtenido al aplicar la tabla del manual INES para defensa en profundidad sin iniciador, y elevación en una unidad por factores adicionales agravantes (deficiencias en la cultura de seguridad y fallos de causa común).

No obstante, cabe mencionar que esta clasificación ha sido obtenida dando crédito a la disponibilidad de la bomba de prueba hidrostática BN-P01, y su componente soporte AN-P09, como equipo capaz de inyectar agua a los cierres de las bombas de refrigerante del reactor a fin de mantener su integridad, y evitar así la degradación del escenario de pérdida de ambos trenes del EF a un escenario con pérdida de refrigerante del reactor. En el caso de que la bomba de prueba hidrostática no hubiera estado disponible para tal cometido, el resultado de la clasificación se debería haber elevado en una unidad. Es importante resaltar que la bomba de prueba hidrostática no es en una interpretación estricta un componente de seguridad, al no estar considerada dentro de las especificaciones de funcionamiento de la central; aunque está sometida a pruebas de vigilancia, está incluida en la regla de mantenimiento como componente significativo para el riesgo, está procedimentado su uso, y está sometida a un procedimiento administrativo que impone límites y condiciones de operabilidad. Por ello, consideramos que debería valorarse la importancia que tiene para la seguridad su inclusión en las especificaciones de funcionamiento de la central nuclear Vandellós II, a fin de limitar temporalmente y de modo reglamentario la indisponibilidad operativa de un equipo en principio convencional, y que se ha manifestado de gran importancia para evitar la degradación de los escenarios de pérdida de ambos trenes del EF.

Del mismo modo, debería iniciarse un análisis de aplicabilidad al resto de centrales nucleares de tecnología de agua a presión (PWR) a fin de identificar, y elevar en consecuencia, el rango de importancia de aquellos equipos y componentes que representan un medio redundante y diverso de mantener la refrigeración de los cierres de las bombas de refrigerante del reactor en escenarios de pérdida de los sistemas de agua de refrigeración esencial.

Informe sobre la inspección de las penetraciones de los Mecanismos de Accionamiento de las Barras de Control (CRD) durante la parada de recarga de 2005 en la central nuclear Santa María de Garoña

La central nuclear Santa María de Garoña es del tipo de agua en ebullición (BWR) de diseño General Electric (GE). El control de la reacción nuclear se realiza mediante la inserción en el núcleo de unas barras de material absorbente de neutrones denominadas barras de control.

En esta central, como en todas las de tipo BWR, las barras de control se insertan a través de unas penetraciones existentes en el fondo de la vasija del reactor. El número de barras de control en esta central es de 97.

El alojamiento de los mecanismos de accionamiento de barras de control se mantiene unido a las penetraciones del fondo de la vasija por medio de unos manguitos de acero inoxidable soldados en su parte inferior al fondo de la vasija y en su parte superior al propio alojamiento, soldadura en "J" (ver figura 1). En estos manguitos es donde se ha detectado la existencia de grietas.

El agrietamiento de los manguitos de las penetraciones de los mecanismos de accionamiento de las barras de control (CRD) se puso de manifiesto por primera vez en julio de 1981 al detectarse una fuga en la penetración 06-19. La fuga fue tasada en unos 720 l/d con la vasija despresurizada (sólo los 17 metros de columna de agua) y en 2880 l/d con la vasija a la presión de operación (unos 70 kg/cm²) pero con el refrigerante a temperatura ambiente. Esta última fuga equivale al 10,6% del límite admisible para fugas no identificadas establecido en especificaciones técnicas. Una posterior investigación condujo al descubrimiento de una grieta circunferencial en el manguito, aparentemente iniciada en la superficie exterior del mismo y situada justo debajo de la raíz de la soldadura del manguito con el

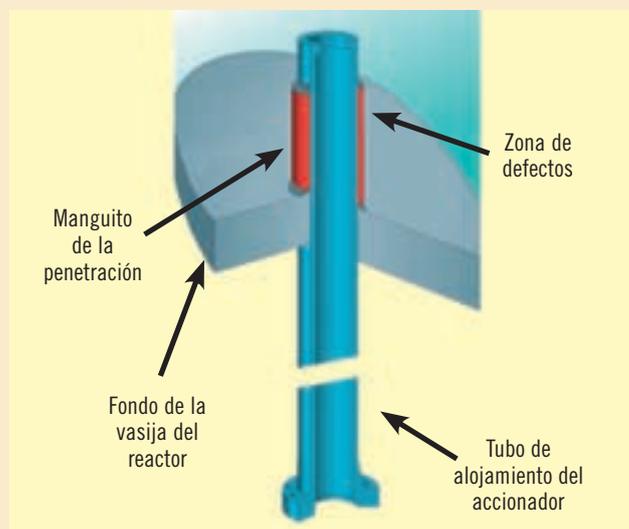


Figura 1. Detalle de la penetración.



Figura 2. Camino de fuga.

necesarias para la reparación. En base a ello, se consideró entonces que la única consecuencia de tales agrietamientos serían las fugas, cuya magnitud está autolimitada a la fuga posible a través del huelgo existente entre el tubo de alojamiento y la pared de la vasija, y puede ser compensada por los sistemas normales de aportación, no considerándose, por tanto, consecuencias adversas ni de la integridad estructural de la barrera de presión ni de la capacidad de las barras de control para cumplir con su función de seguridad (no tendrían ningún efecto negativo sobre la capacidad de parada rápida del reactor (*scram*) de los CRD). (ver figura 2).

Esta convicción y el temor de que cualquier reparación de acuerdo con el artículo IWA-4000 de la sección XI de ASME pudiera dar lugar, con el estado del arte del momento, a enormes dificultades sin que ello pudiera verse compensado por mayores niveles de calidad y seguridad, llevaron a algunos organismos reguladores a aceptar como reparación transitoria el expansionado de los tubos de alojamiento de los CRD contra la pared de la vasija. Durante la parada realizada en 1981, la central nuclear Santa María de Garoña efectuó una reparación inicial mediante un expansionado mecánico del tubo de alojamiento de los CRD contra la pared de la vasija con objeto de disminuir la fuga. Sin embargo, la efectividad de este proceso no fue la esperada dado que, durante la prueba hidrostática posterior a la reparación, así como durante el ciclo de operación, se produjeron fugas a través de dicha penetración, si bien en ningún caso supuso un problema de seguridad, ya que en todo momento se cumplieron las condiciones definidas por el CSN en su apreciación favorable de puesta en marcha de la central tras la reparación.

Por otra parte, el CSN solicitó al titular un estudio más detallado sobre las causas del agrietamiento y una propuesta de reparación definitiva; asimismo, requirió a la central la inspección del resto de pe-

tubo de alojamiento de los mecanismos de accionamiento de la barra de control (*housing*), denominada soldadura en “J”.

Dicha problemática había sido detectada con anterioridad, dos años antes, en una central americana, lo que permitió disponer un conocimiento amplio de estos problemas y de las acciones correctivas

netraciones y una mejora del sistema de medida de fugas del sistema de refrigeración del reactor.

En función de los análisis realizados, el agrietamiento de los manguitos se caracterizó como un fenómeno de corrosión intergranular bajo tensión (IGSCC) producido por el proceso seguido en la fabricación de la vasija, con una orientación radial-circunferencial, cuyo inicio se produce desde la superficie exterior del manguito de la penetración y se localiza, mayoritariamente, en una zona por debajo de la soldadura del manguito con el tubo de alojamiento de la barra de control (CRD), denominada soldadura en “J”. Dicho proceso constructivo consistió en realizar la soldadura en “J” después de las soldaduras de los manguitos al fondo de la vasija y una vez realizado el tratamiento térmico para alivio de tensiones de la misma, no efectuándose ningún tratamiento térmico ulterior a dicha soldadura, por lo que de esta forma debieron quedar en la soldadura manguito-tubo de alojamiento de los CRD (soldadura en “J”) tensiones residuales muy elevadas, al tiempo que los materiales de los manguitos (aceros austeníticos Tp 304 con contenidos en carbono de 0,016% a 0,038%) quedaron sensibilizados a la corrosión intergranular por el agua del reactor. En cambio, las soldaduras manguito-fondo de la vasija, debido al tratamiento térmico postsoldadura, probablemente quedaron con un nivel de tensiones residuales muy bajo, con lo que a pesar de la potencial sensibilización del material del manguito, es altamente improbable que pueda producirse agrietamiento intergranular en dichas soldaduras, como efectivamente se ha demostrado con las inspecciones realizadas hasta ahora en dichas zonas.

En cuanto a la propuesta de reparación, el titular diseñó un dispositivo denominado “sello mecánico”, que confina en su interior la zona agrietada. Este dispositivo se instaló durante la parada de recarga de 1982, sobre la penetración que fugaba, 06-19. (ver figura 3). El comportamiento durante ese ciclo de operación fue muy satisfactorio. Tras dicha experiencia, y una vez validado analíticamente y experimentalmente por la empresa *Combustión Engineering*, la solución fue adoptada sistemáticamente para otras penetraciones con la misma problemática.

En paralelo se estableció un plan de inspecciones de pene-

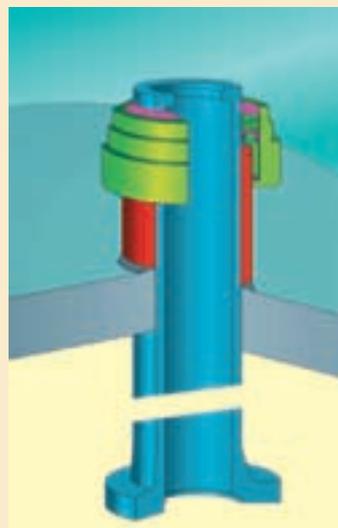


Figura 3. Sello mecánico.

traciones mediante el uso de técnicas ultrasónicas a realizar durante las paradas de recarga, así como una vigilancia operacional con el fin de detectar posibles fugas en operación; se establecieron unos criterios preventivos aplicables tanto para la definición de los alcances de los programas de inspección como para la instalación de sellos mecánicos y, finalmente, se definió un límite específico de fugas a través de las penetraciones que se encuentra incluido en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento (ETF).

Desde la detección del primer manguito agrietado, la central nuclear Santa María de Garoña ha realizado un gran número de inspecciones siguiendo los planes definidos, que han detectado agrietamiento en un gran número de manguitos de las penetraciones de los CRD. Así mismo, también se evidenciaron fugas, principalmente en los primeros años desde la detección de la primera fuga en el 06-19, en un total de 12 penetraciones, si bien con unos caudales mucho menores que el observado en 1981 en dicha penetración.

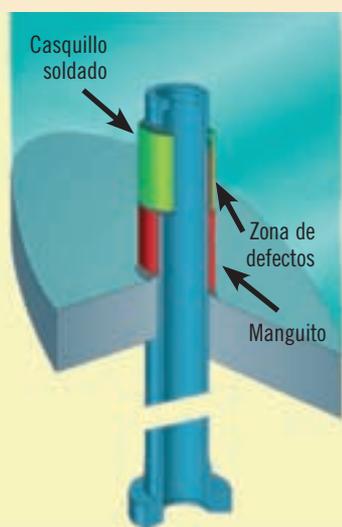


Figura 4. Casquillo soldado.

Por esa circunstancia, y en base a los criterios preventivos aplicados, hasta el momento se han instalado sellos mecánicos a 55 penetraciones sobre un total de 97, lo que supone un 56,7%. Respecto al resto de penetraciones, mediante la aplicación de los programas antes mencionados, se ha comprobado que 31 (32% de las penetraciones) no tienen defectos y que 11 (11,3%) tienen defectos con espesores remanentes superiores a los establecidos como límite.

Durante todos estos años se ha podido confirmar el satisfactorio comportamiento de los sellos mecánicos, dado que hasta la fecha no han sufrido fugas. Sin embargo, preocupaba si la existencia de este agrietamiento podría afectar la integridad estructural de las penetraciones de los CRD reduciendo su capacidad. Este aspecto fue analizado en profundidad tanto por el titular como por el CSN, con asesoramientos externos, concluyéndose que en ningún caso se pone en cuestión la integridad estructural de la penetración, ni la capacidad de inserción de las barras de control. Únicamente en el caso de parada automática del reactor con baja presión de la vasija podrían existir fuerzas resultantes ascendentes que provocarían, bajo unas determinadas condiciones, el izamiento del conjunto tubo de alojamiento-manguito. Este izamiento se pro-

duciría en la fase final de la inserción de la barra, por lo que tampoco pone en entredicho la capacidad de parada de la central, si bien no podría garantizar la extracción posterior de la barra, ni la continuación de la operación. Por todo ello, se consideró determinar el mínimo ligamento necesario para mantener la integridad e impedir el izamiento en las peores condiciones que pudieran darse, estableciéndose dicho valor en el 5% de la sección total.

En definitiva, las conclusiones generales de dichos análisis confirmaron la capacidad en todos sus aspectos del sello mecánico como proceso de reparación de penetraciones agrietadas de los CRD, dado que con su implantación no sólo no se reduce el nivel de calidad y seguridad exigido, sino que, además, evita cualquier tipo de fuga dado que su instalación se realiza bajo criterios preventivos, espesor remanente \leq de 3,5 mm. No obstante, a la vista de algunas de las conclusiones obtenidas de dichos análisis, el CSN estimó que el sello no podría garantizar la integridad de la penetración, y por tanto su capacidad operacional, en aquellos casos en los que se observara secciones sanas por debajo del 5%, por esta razón se definió un criterio de forma que, al observarse un agrietamiento cuya sección sana estuviera por debajo del 5% o que pudiera alcanzarse durante el siguiente ciclo de operación, deberá adoptarse otro tipo de solución. Con este fin el titular presentó una consistente en la instalación de un casquillo soldado, que ha sido licenciada por parte del CSN. (ver figura 4)

Con respecto a las técnicas de inspección, a lo largo de estos años se ha realizado un gran trabajo para el desarrollo de las mismas. Se comenzó con el uso de técnicas de ultrasonidos estándar, adaptadas a la configuración de la zona inspeccionable, para lo que se emplearon palpadores de diferentes ángulos, permitiendo la detección y dimensionamiento en longitud de los defectos. En 1988, para mejorar el dimensionamiento de los defectos, principalmente en profundidad, se introdujeron las técnicas basadas en los métodos de difracción, como es el caso de los palpadores multionda (MOST). A partir de 1994, siguiendo con el proceso de mejora, se introdujo una técnica basada en el uso de palpadores multicristal (ARRAY) que permite detectar y dimensionar los defectos, en longitud, desde el interior de la penetración.

En definitiva, todas estas técnicas han permitido en cada momento, caracterizar el estado de los manguitos de las penetraciones, con el fin de evitar fugas y vigilar los márgenes estructurales.

Recientemente, en las inspecciones realizadas durante las paradas de recarga de 1999, 2001 y con mayor profusión, durante la parada de recarga (PR) de 2003, se han observado nuevos defectos localizados en zonas diferentes a las consideradas usuales (zonas por debajo de la raíz de la soldadura en "J"



Parque eléctrico de la central nuclear Santa María de Garoña.

alrededor de la cota -20), en manguitos que tienen instalado un sello mecánico. Según los informes de resultados de las inspecciones de las últimas paradas de recarga, las nuevas indicaciones de grieta aparecen unas, en zonas por encima de la raíz de la soldadura en "J", confinadas dentro del sello mecánico, y otras, por debajo de la raíz de la soldadura en "J" en el extremo inferior del sello mecánico, coincidentes con el borde inferior de la junta de grafito del sello, probablemente en contacto con el agua del reactor. A la luz del conocimiento existente se entiende que la detección de estos nuevos defectos se debe, en unos casos (defectos situados por encima de la raíz de la soldadura en "J", confinados dentro del sello) a limitaciones en la técnica usada en las primeras inspecciones, que impidieron la detección de todos los defectos existentes, y en otros (defectos situados en el borde inferior de la junta de grafito, no confinados dentro del sello) a la generación de nuevos defectos en el resquicio existente en la zona de la empaquetadura, unido a la existencia de tensiones residuales y material sensibilizado.

A la vista de estas circunstancias, se formó, a instancias del CSN, un grupo de trabajo para elaborar los criterios de definición de los futuros planes de inspección. El objetivo fue disponer de unos planes que, utilizando las técnicas de ultrasonidos más modernas, maximizaran el conocimiento del estado actual de los manguitos, con el fin de evitar la aparición de fugas durante el ciclo y garantizar el mantenimiento de la integridad estructural, así como presentar el plan de contingencias en el caso de superar el criterio de

acción relacionado con dicha integridad.

El grupo de trabajo mantuvo reuniones periódicas durante parte de 2003 y 2004 en el curso de las cuales se definió un plan de inspección basado en modelos e hipótesis conservadoras basadas en los conocimientos que se tienen hasta la fecha y considerando el cumplimiento de los criterios establecidos para evitar fugas y mantener la resistencia estructural. Asimismo, se presentaron procesos alternativos de reparación aplicables en caso de superar el criterio de acción relacionado con la integridad estructural, uno, más desarrollado, consistente en la reparación por expansionado (*rolling*) del tubo de alojamiento (*housing*) contra la pared de la vasija, y otro, menos desa-

rollado, consistente en la reparación por soldadura del tubo de alojamiento al fondo de la vasija. La reparación por expansionado fue licenciada por el CSN como solución temporal, requiriendo al titular el seguimiento de los trabajos para el desarrollo de una reparación con carácter definitivo.

Durante la parada de recarga de 2005, los inspectores del CSN siguieron, de forma permanente, todas las actividades relacionadas con la inspección de las penetraciones de los CRD.

A continuación, se incluye un resumen de dicha inspección así como unas valoraciones iniciales de los resultados.

INSPECCIÓN DE PENETRACIONES DE CDR DURANTE LA PARADA DE RECARGA DE 2005

Programa de inspección

El programa de inspección a realizar durante la parada de recarga de 2005 se definió teniendo en cuenta los criterios generales vigentes para evitar fugas durante el ciclo y mantener la capacidad estructural, y considerando los modelos e hipótesis siguientes:

- Los defectos confinados bajo el sello no crecen, al no estar en contacto con el refrigerante del reactor.
- Se postulan nuevos defectos en las penetraciones con sello instalado, en la zona de resquicio (crevice) situado inmediatamente por debajo de la junta inferior del sello. Habida cuenta del campo de tensiones residuales existente, estos defectos se postulan en los sectores de circunferencia complementarios a aquellos en los que existen grietas confinadas dentro del sello.

— En las zonas no cubiertas en inspecciones anteriores dentro del área de interés (+5 mm y -40 mm desde la raíz de la soldadura en “J”) se postula que existe un defecto pasante.

— La velocidad de crecimiento de defectos, reales o postulados, expuestos a la acción del refrigerante se toma, conservadoramente como de 1 mm/año.

— Establecimiento de un modelo para el cálculo estimado de área afectada en penetraciones con sello, considerando tanto el área de los defectos reportados hasta la fecha como el área de los defectos postulados.

— Muestra del 20% de penetraciones sanas con inspección más antigua.

De acuerdo con lo anterior se estableció el siguiente programa de inspección:

— Inspección por la superficie exterior del manguito de los CRD mediante métodos mecanizados de examen por ultrasonidos (técnica MOST) y corrientes inducidas:

- Tres penetraciones con defecto reportado y sin sello instalado.

- Nueve penetraciones con defecto reportado y sello instalado. En este caso, previo a la inspección, fueron retirados los sellos instalados en cada una de ellas.

— Inspección por el interior del tubo de alojamiento mediante métodos mecanizados de examen por ultrasonidos (técnica ARRAY):

- Seis penetraciones sanas (sin defecto reportado) cuya inspección es anterior a la inyección de hidrógeno (1996).

Resultados de las inspecciones

En la inspección realizada durante la parada de recarga de 2005 se han utilizado dos equipos mecanizados de inspección, uno de ellos utilizado para la inspección desde la superficie exterior del manguito, y otro, para la inspección por el interior del tubo de alojamiento. En ambos casos se han introducido mejoras con respecto a los utilizados durante la inspección realizada en la parada de recarga de 2003.

Las conclusiones que se han alcanzado hasta la fecha se resumen a continuación:

— Se ha cubierto la totalidad del área de interés estimada en función del tipo de inspección realizada.

— En las penetraciones sanas que fueron inspeccionadas por el interior del tubo de alojamiento mediante la técnica ARRAY no se ha detectado ningún tipo de defecto.

— En las penetraciones con defecto reportado que no tienen sello instalado no se han detectado nuevos defectos ni crecimiento alguno de los existentes.

— En las penetraciones con defecto y sello ins-

talado se han detectado en todos los casos nuevos defectos coincidentes con la zona de apoyo de la empaquetadura inferior del sello. También se observa en algunos casos la existencia de nuevos defectos en la zona interior del sello o ligeros avances de los existentes, debido aparentemente a las limitaciones de la técnica de inspección o de evaluación empleadas con anterioridad.

— Los nuevos defectos detectados en las penetraciones son inferiores en longitud, profundidad y sección afectada a los postulados en el modelo desarrollado para la selección de penetraciones a inspeccionar.

— Teniendo en cuenta los resultados de espesor remanente, longitud de defecto y sección sana obtenidos en la inspección, no ha sido necesario instalar sellos en nuevas penetraciones, ni sellos más largos, así como tampoco realizar ningún expansionado. En las penetraciones de las que se han retirado sus sellos para posibilitar la inspección fueron instalados nuevos sellos con las mismas dimensiones, salvo en la penetración 34-35 en la que ha sido instalado un sello ligeramente más largo que el original, con lo que los nuevos defectos detectados quedan cubiertos por el sello.

— A la vista de los resultados puede considerarse válido el modelo propuesto para la elaboración del programa de inspección, por lo que deberá seguirse aplicando en sucesivas paradas. Por otra parte, deberá mantenerse un muestreo sobre todos los tipos de penetraciones, si bien deberá hacerse hincapié en la inspección de las penetraciones con sello, con el objeto de determinar si el fenómeno de aparición de nuevos defectos a la altura de la empaquetadura es generalizado en estas penetraciones, o de conocer si los nuevos defectos se encuentran estables o si continúan creciendo.

Como conclusiones finales pueden establecerse las siguientes:

— Las penetraciones que no tienen sello instalado, bien por estar sanas o por tener defectos que no obligaron a su instalación, se están comportando correctamente, de acuerdo con lo esperado, probablemente motivado por la existencia de menores tensiones residuales y por la inyección de hidrógeno.

— Los defectos reportados anteriormente en penetraciones con sello instalado, que están aislados del refrigerante del reactor por el propio sello, no se han modificado o lo han hecho muy ligeramente.

— En penetraciones con sello se han detectado nuevos defectos coincidentes con el borde inferior de la junta de grafito, cuyas dimensiones no alcanzan los límites para instalar un sellado adicional o implantar otro método de reparación. En las inspecciones futuras deberá tenerse en cuenta esta nueva situación.

► CONGRESOS, CURSOS Y CONFERENCIAS

IV Jornadas sobre calidad en el control de la Radiactividad Ambiental

Del 18 al 20 de mayo de 2005 tuvieron lugar en Sevilla las IV Jornadas sobre calidad en el control de la radiactividad ambiental, organizadas por la Universidad de Sevilla, la Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR), y la Sociedad Nuclear Española (SNE). Al igual que sus ediciones precedentes (Bilbao, 1998; Salamanca, 2000; Valencia, 2004) estas jornadas tienen como objetivo fundamental asegurar la calidad de las determinaciones que realizan los laboratorios que llevan a cabo estas medidas en nuestro país, al unificar criterios y elaborar normas de actuación en coordinación con el CSN.

Las jornadas se estructuraron en mesas redondas en las que se abordaron temas considerados de interés general sobre normas y procedimientos, aspectos operativos, validación, investigación, servicios y acreditación y otras de carácter técnico, con presentaciones de las novedades relacionadas con la medida de radionucleidos naturales, técnicas de Montecarlo en espectrometría gamma y dos foros de discusión relativos a la "Medida de radionucleidos en muestras ambientales por espectrometría alfa" y "El problema del radón en un laboratorio de medida de radiactividad ambiental".

Como novedad, en esta edición de las jornadas se realizaron dos sesiones en la que "Jóvenes Investigadores" presentaron un resumen de sus estudios, expuestos también en formato póster. Tras la presentación de los 20 trabajos aceptados por el comité científico de las jornadas, se suscitó interesantes discusiones, de gran provecho para los investigadores que se inician en estos temas, ratificando la conveniencia de incluir estas sesiones en posteriores ediciones.

Por último, las jornadas se completaron con una conferencia sobre "La espectrometría de masas con aceleradores (AMS) como herramienta para estudios sobre radiactividad ambiental" y una visita para dar a conocer el "Centro Nacional de Aceleradores" que se pondrá en marcha a lo largo del verano de 2005, en Sevilla.

La participación en esta cuarta edición de más de 100 asistentes pertenecientes a 33 instituciones diferentes, tanto organismos públicos, universidades, centros de investigación, empresas de servi-

cios y otras, consolidan las jornadas como el foro de encuentro y discusión más apropiado para todos aquellos que trabajan en España en temas relacionados con la radiactividad ambiental y la mejora de la calidad de su medida.

II Jornada sobre ética y tecnología nuclear

El pasado 9 de junio, la Sociedad Nuclear Española organizó, bajo el patrocinio y la tutela del Consejo de Seguridad Nuclear, en la sede de éste último, la segunda Jornada sobre Ética y Tecnología Nuclear: "La Ética de las relaciones de la Industria Nuclear con la Sociedad".



Mesa presidencial de la II jornada sobre ética y tecnología nuclear.

La Jornada se celebró con el objetivo de avanzar en el establecimiento de instrumentos legales y medios materiales que permitan establecer relaciones formales entre las instituciones nucleares y la sociedad a la que sirven.

► ACTIVIDADES INTERNACIONALES

Reunión bilateral NRC-CSN

23-24 de mayo, Washington, Estados Unidos.

Las relaciones bilaterales con la Comisión Nuclear Reguladora (NRC) de los Estados Unidos de América siempre han sido una prioridad para el Consejo de Seguridad Nuclear. Estas se basan en un interés mutuo por intercambiar conocimiento y experiencia sobre los aspectos técnicos y reguladores relacionados con la construcción, operación y desmantelamiento de las centrales nucleares españolas de tecnología USA, así como de la gestión segura de los materiales nucleares.

Desde el 29 de octubre de 1974, en que se suscribió un acuerdo ante la Comisión de Energía Atómica (USAEC) y la Junta de Energía Nuclear (JEN), éste se ha renovado periódicamente. Como parte de estas relaciones la NRC y el CSN organizan reuniones bilaterales conjuntas al más alto nivel en las que se tratan



Firma del acuerdo bilateral NRC-CSN entre María Teresa Estevan y Nils Díaz.

temas institucionales y técnicos. En estas reuniones participan los presidentes de ambas instituciones, consejeros y personal del cuerpo técnico.

El objetivo principal de la reunión fue eminentemente institucional, los presidentes firmaron la renovación del acuerdo bilateral NRC-CSN consolidando las estrechas relaciones que mantienen ambas instituciones. Además, se mantuvo una reunión técnica general y sesiones específicas en aspectos legales, comunicación, internacional y de seguridad nuclear de instalaciones.

La delegación principal de la NRC estuvo presidida por Nils Díaz, presidente de la NRC; además asistieron a todos los actos y actividades los *comissioners* Jeffrey Merrifield y Gregory Jaczko. Por la parte técnica estuvieron presentes Luis A. Reyes, director ejecutivo de operaciones; Margaret V. Federline, directora adjunta de la oficina de seguridad nuclear y salvaguardias; Janice D. Lee, jefe de la oficina internacional; Isabelle Schoenfeld, Richard Barret, J. Dossier, Michael Layton y Larry Camper, todos ellos con responsabilidad técnica en la institución. Además atendieron como observadores alrededor de quince expertos de la plantilla de la Comisión.

La delegación española estuvo encabezada por la presidenta del CSN, María-Terea Estevan, acompañada por el secretario general, Antonio Morales. También asistieron los asesores de presidencia en temas legales, comunicación e internacional y expertos técnicos en sistemas eléctricos y mecánicos del CSN, Rafael Cid y José María Figueras. Los directores de seguridad nuclear y de protección radiológica del CSN excusaron su asistencia en la reunión debido a su comparecencia en el Congreso de los Diputados el día 23 de mayo.

La reunión bilateral se desarrolló entre los días 23 y 24 de mayo con un acto protocolario para la firma de la renovación del acuerdo bilateral, una reunión técnica general a la que asistieron ambas delegaciones y dos programas técnicos específicos adicionales, uno para la presidencia de la institución y otro para los técnicos y asesores.

Los presidentes de ambas instituciones procedieron, en presencia de los componentes de ambas

delegaciones, a firmar la renovación del acuerdo bilateral. Posteriormente se inició una reunión técnica general en la que se abordaron los siguientes temas:

1. Gestión del envejecimiento y de la vida de operación de plantas nucleares.
2. Gestión de la cultura de seguridad.
3. Gestión de los materiales residuales en el desmantelamiento de instalaciones.
4. Seguridad física de los materiales nucleares.

Como parte del programa de actividades de la presidencia, Nils Díaz invitó a María-Teresa Estevan a participar como observadora en uno de los ejercicios de emergencias que de forma rutinaria realiza la NRC. Éste estuvo coordinado por el *Commissioner* Gregory Jaczko y la presidenta estuvo acompañada por sus asesores en comunicación e internacional.

El ejercicio resultó de sumo interés, ya que la situación accidental consistió en una emisión de material radioactivo de alta toxicidad química (UF6) al exterior. El accidente se simuló en la planta de proceso de combustible nuclear de Honeywell, muy cerca de Metropolis. Como es sabido, este tipo de instalaciones no existen en España, permitiendo a la delegación española conocer de cerca otros aspectos del ciclo del combustible nuclear.

El ejercicio fue muy completo, ensayándose todos los aspectos logísticos y técnicos relacionados con la emergencia. De especial relevancia para este caso fue la coordinación entre las diferentes agencias federales ya que las consecuencias predominantes eran las químicas y no las nucleares. Una vez finalizado el ejercicio, la presidenta del CSN fue invitada a participar en un coloquio coordinado por el Comisionado, en el que se destacaron los aspectos relevantes de la emergencia.

Es importante señalar, para finalizar, que se reconoció la importancia del programa común de actividades y de intercambio de expertos entre ambos organismos y se acordó que las direcciones técnicas de ambas instituciones prepararían una propuesta de programa técnico común para el próximo año en el que se identifiquen actividades y trabajos a realizar, así como los recursos necesarios a aportar por ambas instituciones.

Reunión del Foro de la NEA sobre investigación y regulación de la seguridad nuclear

14-15 de junio, París, Francia.

El Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares (CSNI) y el de Actividades Reguladoras (CNRA) de la agencia de la energía nuclear de la OCDE han acumulado hasta 2005, 40 años de experiencia

en desarrollos y proyectos multilaterales entre los países miembros de la organización. Con este motivo, estos dos comités decidieron en junio de 2004 organizar un Foro específico sobre regulación y seguridad nuclear, que tendría lugar en París del 14 al 15 de junio del 2005.

La reunión del Foro de la NEA perseguía:

- Analizar los principales desafíos que se presentan a la seguridad nuclear en los próximos 5 a 10 años,

- Revisar los desarrollos actuales en investigación y regulación nuclear para poder afrontar estos desafíos con garantías de éxito.

- Identificar acciones de apoyo a los órganos reguladores nacionales.

La asistencia al Foro de la NEA fue muy numerosa, estando representados todos los países miembros de la organización. Ésta se vio complementada por el esfuerzo realizado por la secretaria de la organización para invitar con motivo del 40 aniversario de los comités a expertos *senior* en seguridad nuclear. Destacar entre ellos Lars Hogberg, Adolf Birkhofer, Agustín Alonso, Eric Beckjord, Giovanni Naschi, Kazuo Sato, Pierre Tanguy y Chris Willby. Por parte del CSN asistió su presidenta María-Teresa Estevan Bolea.

La reunión se estructuró en torno a sesiones plenarias con paneles temáticos y grupos de trabajo para la discusión de temas específicos. Las sesiones plenarias versaron sobre los siguientes temas:

- El conocimiento acumulado hasta hoy, presidida por Eduardo González

- El aprendizaje a través de otros organismos reguladores nacionales, en la que tuvo un papel destacado André Lacoste presidiendo la sesión y

explicando la experiencia francesa en el terreno internacional.

- Intercambio multilateral sobre seguridad nuclear en la NEA, coordinada por Lars Hogberg y Adolf Birkhofer.

- El camino a seguir en el futuro, presidida por Luis Echevarri.

De las intervenciones en los plenarios destacar:

1. la propuesta del presidente de la NRC, Nils Díaz, para el desarrollo de un programa multilateral que permita armonizar y preparar procedimientos comunes para el licenciamiento de reactores de nueva generación. Esta propuesta está bastante avanzada y Estados Unidos y Francia han comenzado las negociaciones para la preparación de un plan de acción común.

2. A lo largo de las diferentes presentaciones y discusiones se puso de manifiesto la preocupación de los expertos en seguridad por la creciente politización de la Seguridad Nuclear, insistiendo de forma reiterada en que esta debería permanecer como una disciplina científica.

3. La importancia de la armonización internacional de los estándares de seguridad y del intercambio institucional para conseguirla y compartir experiencias y conocimientos en el área de seguridad. André Lacoste insistió en estas ideas y puso como ejemplo los beneficios que Francia está obteniendo de su actividad internacional.

Los cinco grupos de trabajo específico trataron la repuesta de los comités de seguridad de instalaciones y de reguladores nucleares a los nuevos retos que presenta la seguridad nuclear, la armonización internacional en materia de seguridad nuclear, y el papel de las nuevas generaciones de técnicos en el futuro de la seguridad nuclear.



Asistentes y participantes en la reunión del Foro de la NEA.

El Foro ha sido una buena ocasión para ver en perspectiva y de forma conjunta los trabajos que realizan el CSNI y el CNRA, mirando al pasado, analizando el presente y tratando de visualizar lo que podría ser el futuro. Un tema que despertó gran interés es el de la gestión del conocimiento sobre seguridad nuclear. Japón manifestó su voluntad de apoyar estos desarrollos e incluso de financiarlos. El Foro concluyó entre otras cosas la necesidad de mantener los esfuerzos internacionales en I+D a través del mantenimiento y financiación de los centros nacionales de I+D existentes. El informe que actualmente prepara la secretaría del evento ofrecerá con detalle las conclusiones alcanzadas en París y sus implicaciones en los planes de trabajo del CSNI y CNRA.

Reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA)

15, 16 y 17 de junio, Colonia, Alemania.

La asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA) está presidida durante este año 2005 por Alemania. Su primera reunión tuvo lugar en Colonia entre los días 15 y 17 de junio. La asociación 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 el envejecimiento de las plantas y sus implicaciones en la seguridad de las mismas. Excusaron

compartieron una cena informal ofrecida por los organizadores alemanes. Las jornadas de trabajo se realizaron durante el día 16 completo y la mañana del 17. La tarde de este último día se dedicó a una visita técnica a un centro aeroespacial alemán.

Una vez realizadas las presentaciones por parte del presidente, Wolfgang Renneberg (BMU, Alemania), se procedió a la aprobación del acta de la reunión anterior y a la lectura de la agenda de trabajo. Se abordaron los siguientes asuntos:

- Discusión sobre los asuntos nacionales relevantes relacionados con la seguridad nuclear.
- Presentación de la nueva autoridad para el desmantelamiento de instalaciones nucleares del Reino Unido.
- La seguridad y el envejecimiento de instalaciones nucleares.
- Presentación del estudio comparativo de las organizaciones nacionales reguladoras entre los países miembros de INRA realizado por Alemania a iniciativa propia.
- La gestión del conocimiento nuclear regulador.

Los presidentes comenzaron tratando asuntos de índole estrictamente nacional. España dio una explicación detallada del incidente de la central nuclear Vandellós II y los demás países relataron una serie de acontecimientos y asuntos de relevancia para la seguridad y operabilidad de las plantas nucleares. Después pasaron a presentar y discutir los aspectos de seguridad relacionados con el envejecimiento de las plantas nucleares.

El BMU alemán presentó su estrategia para la gestión del conocimiento. Durante ésta se hizo referencia a las redes de conocimiento que actualmente desarrolla el OIEA y en las que se encuentra participando activamente el CSN. Estados Unidos mostró interés en presentar sus desarrollos sobre el tema ya que según indicó el presidente de la NRC los tienen muy avanzados.

La reunión estuvo muy bien organizada por la presidencia alemana, permitiendo y favoreciendo discusiones abiertas en un tono relajado y flexible. La próxima reunión de INRA será organizada por Alemania y se celebrará en Munich los días 22 y 23 de septiembre. Su agenda estará basada en las decisiones y acuerdos adoptados en Colonia y



Miembros de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA).

su asistencia Linda Keen (Canadá) y Judith Melin (Suecia). Por parte del CSN asistió su presidenta María-Teresa Estevan Bolea.

El día 15 por la tarde los presidentes de los organismos reguladores de Alemania, Francia, Estados Unidos de América, España, Japón y Reino Unido

que serán remitidos por la secretaria de INRA a los miembros lo antes posible.

Reunión del grupo WENRA

15-16 de marzo, La Haya, Holanda.

La interpretación tradicional del artículo 30 del tratado de Euratom ha permitido el desarrollo armonizado de la protección radiológica en el ámbito europeo, sin embargo ha generado un vacío normativo en lo que se refiere a la seguridad nuclear. La nueva interpretación del artículo 30, avalada por la sentencia de 10 de diciembre de 2002 del Tribunal de Justicia de las Comunidades Europeas permitirá a la comisión el desarrollo de una normativa común en todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear, incluyendo la gestión de los residuos radiactivos.

La asociación WENRA está llamada a llenar ese vacío mientras que el proceso de desarrollo normativo iniciado por la comisión culmina con éxito. La metodología que actualmente desarrolla permitirá armonizar la seguridad de las instalaciones nucleares en la Unión Europea, convirtiéndose en un excelente punto de partida y de apoyo técnico para el desarrollo de la Unión Europea. 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 la relación de nuestro nivel de seguridad con respecto al de los países nucleares europeos.

El objetivo principal de la reunión fue eminentemente técnico. WENRA revisó las tareas realizadas por los grupos de trabajo y en particular, se concentró en el análisis de los borradores de los documentos sobre niveles de referencia de seguridad para el desmantelamiento, gestión de residuos radioactivos e instalaciones nucleares.

WENRA se reúne de forma periódica dos veces al año. La representación institucional en la asociación la ostentan los máximos responsables de las autoridades nacionales en seguridad nuclear, en el caso español asiste a WENRA la presidenta del CSN, María-Teresa Estevan Bolea acompañada por el responsable de relaciones internacionales. Esta reunión fue organizada por el departamento de seguridad nuclear del Ministerio de la Vivienda, Planificación y Medio Ambiente del gobierno holandés y se celebró en dos sesiones de trabajo los días 15 a 16 de marzo de 2005.

Una vez realizadas las presentaciones de los nuevos asistentes por parte de la presidenta, Judith Melin (SKI, Suecia), se procedió a la aprobación del acta de la reunión anterior y a la lectura de la agenda de trabajo. A continuación se destacan los aspectos más importantes de la reunión:

— Grupo de trabajo sobre armonización en la gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento de instalaciones nucleares. P. Lietava, líder del

grupo de trabajo, presentó los avances realizados durante los últimos seis meses. Presentó dos borradores avanzados sobre indicadores de seguridad en el desmantelamiento de instalaciones nucleares e instalaciones para la gestión de residuos y el almacenamiento temporal del combustible usado. Destacar que estos documentos son coherentes y complementarios al desarrollado por el grupo de seguridad de centrales nucleares. El grupo ha finalizado el documento sobre niveles de seguridad para el desmantelamiento de instalaciones nucleares y terminará el segundo en lo que resta de año. José Revilla (DPR) participa de forma activa en los trabajos del grupo por parte del CSN. WENRA realizó un análisis detallado de estos documentos.

— Grupo de trabajo sobre armonización de la seguridad nuclear en Europa. El señor Woodhouse, *NII Directorate*, presentó los avances realizados por el grupo de trabajo en los últimos seis meses. Actualmente el grupo trabaja en un borrador avanzado de un documento que recopila un conjunto de niveles de referencia de seguridad de las instalaciones nucleares. Éstos están fundamentalmente basados en las recomendaciones del OIEA. La última versión del documento estará lista a finales de 2005. Iván Recarte (DSN) está participando de forma activa en los trabajos del grupo por parte del CSN.

— Documentos Técnicos a producir por WENRA. Parte de la sesión del día 15 se dedicó a deliberar sobre la estructura y contenido de los documentos técnicos a producir por WENRA. Estos aspectos fueron considerados de gran importancia estratégica por los miembros de WENRA. Se analizaron las diferentes audiencias a las que potencialmente podrían ir dirigidos estos documentos, órganos reguladores, colectivos profesionales, políticos e instituciones con interés en la seguridad nuclear. Finalmente se decidió documentar el trabajo de los grupos mediante documentos técnicos en los que se resuman las tareas realizadas, se presente la metodología, los niveles de seguridad de referencia y los resultados y conclusiones obtenidos sin realizar mención específica a los resultados particulares de los países participantes. Al mismo tiempo se mantendrán y editaran los documentos actuales como documentos WENRA de trabajo que serán de uso interno para los miembros de WENRA.

La próxima reunión se celebrará en Estocolmo los días 8 y 9 de diciembre. La primera reunión del año 2006 se celebrará en el mes de marzo y tendrá lugar en Madrid.

Reunión bilateral con el organismo regulador de la Federación Rusa

23 y 24 de mayo, Moscú, Rusia.

Con el fin de relanzar las actividades bilaterales entre el organismo regulador ruso, *Rostekhnadzor*,

y el Consejo de Seguridad Nuclear, se ha celebrado en Moscú, del 23 al 24 de mayo, una reunión bilateral. La delegación española estuvo compuesta por el vicepresidente del CSN, José Ángel Azuara, el subdirector de protección radiológica operacional, Manuel Rodríguez, el director de investigación y tecnología de Enresa, Álvaro Rodríguez Beceiro, y un técnico de relaciones internacionales del Consejo de Seguridad Nuclear.

La agenda acordada incluía, además de una descripción de las actividades genéricas de los organismos, algunos temas de interés común (gestión de residuos de alta actividad y del combustible gastado, operación de centrales a largo plazo, control de fuentes y recuperación de terrenos contaminados).

La reunión se desarrolló en un ambiente cordial y distendido, donde ambas partes expresaron con transparencia sus puntos de vista, así como las mejoras necesarias.

En el cierre de la reunión, Andrey Malyshev, presidente en funciones del *Rostechndzor*, agradeció a José Ángel Azuara su visita y se mostró muy interesado en aumentar la colaboración entre ambos organismos. Para ello, y como punto de partida, presentó las posibles actividades para trabajar conjuntamente:

- Emergencias.
- Interacción con otros organismos centrales o territoriales y encomienda de funciones.
- Interacción con la opinión pública y comunicación.
- Gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado
- Extensión de vida y operación a largo plazo de instalaciones nucleares.
- Seguridad Física.
- Garantía de calidad.
- Control de fuentes radiactivas.
- Recuperación de terrenos contaminados.

De todos estos temas se seleccionarán algunos y se fijará un orden de interés mutuo para fijar las bases de un programa de colaboración que debería lanzarse lo antes posible.

Visita de las consejeras Sendín y Martínez Ten a Ucrania

Del 7 al 8 de abril, las consejeras Sendín y Martínez Ten, acompañadas por dos técnicos del Consejo de Seguridad Nuclear, se desplazaron a Ucrania para visitar la central nuclear de Chernobil, y mantener



Miembros del CSN frente al sarcófago de la central nuclear de Chernobil.



Almacenamiento de combustible.

una reunión con la nueva presidenta del organismo regulador ucraniano (Comité Estatal de Regulación Nuclear de Ucrania, SNRCU), Oleana Mykolaichuk.

En la central nuclear de Chernobil, la delegación, que fue recibida por el subdirector de la central, visitó las siguientes instalaciones:

- Centro de almacenamiento de combustible gastado para las unidades 1, 2 y 3, cuya construcción está siendo realizada por la empresa francesa Framatome, basándose en la tecnología americana NUHOMS.

- Centro de tratamiento de residuos líquidos.
- Centro de tratamiento de residuos sólidos.
- Centro de información del sarcófago de la unidad 4 de la central nuclear de Chernobil; la solución definitiva para el sarcófago consistirá en una estructura en acero (tipo hangar), y en la actualidad está

abierto el proceso de licitación entre dos consorcios, uno americano, liderado por Bechtel, y uno francés, donde participa EdF.

El segundo día, se mantuvo una reunión con la presidenta del SNRCU, Oleana Mykolaichuk, que agradeció a las consejeras del CSN su visita y expuso sus objetivos principales en esta nueva etapa bajo su presidencia.

Oleana Mykolaichuk quiere presentar una Ley de Creación del organismo regulador ucraniano, semejante a la del CSN, en noviembre de 2005, para su aprobación por parte del Parlamento. Este documento legal dotaría al organismo regulador de un consejo colegiado constituido por ocho miembros, cuatro nombrados por el Parlamento y cuatro por el Gobierno.

La presidenta comentó también que el Gobierno está valorando la posibilidad de construir dos centrales nucleares más. Para ello se convocará un concurso abierto internacional (hasta ahora todas

las centrales ucranianas debían ser de tecnología soviética).

Por último, la señora Mykolaichuk comentó que la gestión de los residuos y el desmantelamiento de las centrales paradas son uno de los mayores problemas técnicos que quiere afrontar durante su mandato.

Las consejeras del CSN agradecieron a la presidenta del SNRCU la organización de su visita a Ucrania, y ofrecieron todo su apoyo en la nueva etapa del organismo regulador ucraniano, en especial, en el apoyo técnico-jurídico para la redacción de la Ley de Creación.

A continuación, se revisaron las actividades conjuntas que se están llevando a cabo y se propuso incrementar la colaboración bilateral en el marco de las emergencias. Asimismo, las representantes del CSN mostraron su interés en continuar participando en proyectos de asistencia al SNRCU, dentro del marco de la Unión Europea (Programa TACIS). 

(Page 2)
Food Irradiation

 **V. Alcober**

Food irradiation is a technique that uses ionizing radiation for the elimination of microbiological or biological contaminants from food and as a result improves its hygienic conditions and shelf life. It can also increase health safety from other process of the food being treated. Food irradiation has been in practice for the past fifty years and vast experience has been gained. The process is carried out in more than 40 countries including developed countries as well as other less developed ones.

(Page 13)
Method used by the Spanish NSC (CSN) for risk analysis of incidents at Spanish nuclear power plants

 **E. Meléndez y J. Hortal**

Various regulatory organisations in our area use probable risk analysis methods for incidents that occur at nuclear power plants.

These applications allow incidents to be classified according to the probability of risk of damage

Resúmenes Summaries

to the core under the conditions of the incident. At CSN, fruit of an international project financed by six regulatory organisations, a method has been implanted that makes use of detailed PRA models provided by the nuclear power plants having this objective.

(Page 20)
The determinist nature of the analysis of accidents at nuclear power plants

 **F. Pelayo y R. Mendizábal**

This article develops the concept of determinist approximation or method to the analysis of accidents at nuclear facilities and explains how the aim was fulfilled with respect to the protection of workers at these facilities and the public in general.

(Page 30)
Services and technical units for radiological protection

Spanish law establishes the standard concerning ionizing radiation in accordance to European Union directives. The Spanish NSC (CSN) is the regulatory body in matters of radiological safety which issues a perceptive report on work conditions in everything related to radiological protection of nuclear and radioactive installations. It also inspects and approves their action protocols and makes demands that certain entities employ additional support with respect to radiological protection which they can receive through calls for radiological protection services and technical units. This article takes a look at what these services and technical units are and how they act.

(Page 32)
George de Hevesy. Nobel Prize winner in Chemistry (1943)

George de Hevesy (1885-1966) was awarded the Nobel Prize in chemistry in 1943 for his work related to isotopes used as radioactive tracers in the study of the chemical properties in substances.

Furthermore, and among other scientific research, we owe the discovery of a new element, hafnium, to Hevesy.

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.

NUEVAS PUBLICACIONES DEL CSN

Carpeta de Legislación V

Carpeta que contiene: Relación básica de convenciones internacionales relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica; Real Decreto 1428/1986 sobre pararrayos radiactivos; Real Decreto 903/1987 por el que se modifica el Real Decreto 1428/1986 sobre pararrayos radiactivos; Real Decreto 158/1995 sobre protección física de los materiales nucleares; Real Decreto 413/1997 sobre protección operacional de los trabajadores externos; Acuerdo del Consejo de Ministros de 1 de octubre de 1999 sobre información al público en caso de emergencia radiológica y Real Decreto 1546/2004 por el que se aprueba el Plan Básico de Emergencia Nuclear.

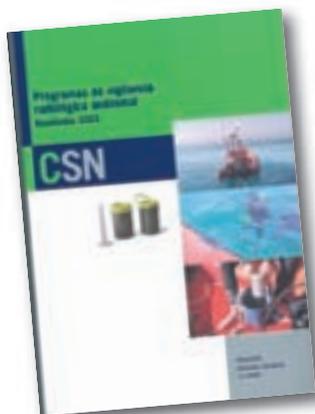


Calidad metrológica y dosimetría del radón. Primera campaña nacional de intercomparación

En este documento se presentan los distintos aspectos que deben considerarse en la metrología del radón relacionados con la estimación del riesgo asociado a su inhalación, la descripción de sistemas de medida de mayor extensión y la aportación que la cámara de radón del INTE ha realizado en la mejora de la calidad metrológica.

La dosimetría de los trabajadores expuestos en España durante el año 2003. Estudio sectorial

Este informe contiene la información elaborada por la Subdirección de Protección Radiológica Operacional, Área de Protección Radiológica de los Trabajadores, en relación con la vigilancia y control dosimétrico llevada a cabo sobre las personas expuestas en nuestro país a lo largo del año 2003. Dicha información es de carácter sectorial y tiene por objetivo realizar un seguimiento de la distribución de dosis anual en los distintos tipos de trabajo que implican exposición a las radiaciones ionizantes.



Programas de vigilancia radiológica ambiental. Resultados 2003

Sexto informe anual sobre los resultados de los programas de vigilancia radiológica ambiental que contiene los resultados de los programas desarrollados durante el año 2003 junto con los datos históricos que constituyen un marco de referencia. Este documento es continuación de los emitidos por el Consejo de Seguridad Nuclear desde que en 1999 inició la publicación de una serie de informes técnicos, con objeto de poner a disposición del público y las instituciones información sobre los niveles de radiactividad ambiental del país con un cierto nivel de detalle.

Si está interesado en adquirir alguna de las publicaciones del CSN puede hacerlo enviando un correo electrónico a peticiones@csn.es o a través de nuestra página web www.csn.es en la que encontrará nuestro catálogo de publicaciones.