

Revista del CSN / Año III / Número 11
II Trimestre 1999

Seguridad Nuclear



**Actividad experimental
del Ciemat en la investigación
de accidentes severos**

Los sucesos ATWS

**La seguridad industrial:
su estructuración y contenido**

Las centrales avanzadas

**Lesiones experimentales
de la piel por radiaciones
y su tratamiento**

Seguridad Nuclear

Revista del CSN
Año III / Número 11
II Trimestre 1999

Director

Rafael Caro

Comité de redacción

Agustín Alonso, José A. Azuara, Juan M. Kindelán, Aníbal Martín, Carmen Martínez Ten, Luis del Val

Secretaría de redacción

Fátima Rojas

Noticias

Directora

Matilde Ropero

Comité

A. Esteban Naudín, G. López Ortiz, Javier Reig, M. Rodríguez Martí, M. F. Sánchez Ojanguren, M. A. Villar Castejón

Consejo de Seguridad Nuclear

Justo Dorado, 11
28040 Madrid
Tf. 91 346 02 00
Fax 91 346 06 66

Coordinación editorial

RGB Comunicación
Princesa 3, dpdo.
28008 Madrid
Tf. y Fax 91 542 79 56

Impresión

Gráficas Naciones
Río Sil, 3
28110 Algete (Madrid)
Tf. 91 629 21 45
Fax 91 629 22 79

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: En el redondel
(José María Cerezo)

Los autores asumen la total responsabilidad de los trabajos que firman. El CSN al publicarlos no pretende expresar su acuerdo con ellos.

1

Editorial

2

Actividad experimental del Ciemat en la investigación de accidentes severos

J. Polo, V. Peyrés, L.E. Herranz, B. Herrero, A. Artigao, M.T. Álvarez y J. López Jiménez

9

Los sucesos ATWS

Antonio Munuera y José Ramón Alonso

18

La seguridad industrial: su estructuración y contenido

Antonio Muñoz, José Rodríguez y José María Martínez-Val

26

Las centrales avanzadas

Manuel Malavé

35

Lesiones experimentales de la piel por radiaciones ionizantes y su tratamiento

Rafael Abad

41

Noticias

41 Consejo de Seguridad Nuclear / 44 Centrales nucleares / 45 Información general / 46 Tecnología / 47 Protección radiológica / 48 Investigación y desarrollo / 48 Cursos / 48 Publicaciones

49

Resúmenes

Editorial

E

l pasado 15 de abril, el Pleno del Congreso de los Diputados aprobó el Proyecto de Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear, cuyo objetivo es adaptar la normativa a la realidad actual, regulando tributariamente la prestación de todos los servicios que el organismo realiza. El proyecto ha sido mejorado a lo largo de su tramitación parlamentaria con una serie de enmiendas que clarifican las funciones del CSN en áreas decisivas, como la vigilancia radiológica ambiental, los planes de emergencia o los programas de asistencia internacional.

Por otro lado, y en este mismo sentido, la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados aprobó, el 10 de marzo, una serie de resoluciones a las que precisamente la Ley de Tasas ofrece respuesta normativa. Así, por ejemplo, la Comisión “constata la necesidad de dotar al CSN de claras competencias en el ámbito de la vigilancia radiológica del medio ambiente más allá de las establecidas en su Ley de creación, adoptándose para ello las medidas legislativas que fueran necesarias”.

Otra resolución de la Comisión de Industria que también reviste singular importancia señala que “el nuevo marco liberalizado del sector eléctrico y las responsabilidades nuevas en el ámbito de la vigilancia radiológica del medio ambiente exigen el establecimiento de una estructura diferente del organismo y una dotación suficiente para dar respuesta a la realidad actual. La Comisión insta a los ministerios competentes a tomar las medidas necesarias para producir los cambios propuestos”.

Tanto la aprobación de la Ley de Tasas como las resoluciones del Congreso, en las que ha existido un gran consenso parlamentario, señalan una clara dirección. Ahora se trata de seguirla con el concurso de los ministerios implicados.

Otro hecho relevante ocurrido durante estos meses ha sido la celebración en Viena, a finales del mes de abril, de la reunión internacional sobre la Convención de Seguridad Nuclear, un encuentro en el que representantes de 45 países pusieron en común los resultados de la evaluación de la seguridad nuclear de cada uno de ellos. La valoración del análisis conjunto contribuirá sin duda a introducir las mejoras posibles y supone, en todo caso, una importante voluntad de incrementar la seguridad, que España ha apoyado desde el principio, afianzando un compromiso internacional de gran trascendencia.

Actividad experimental del Ciemat en la investigación de accidentes severos

El Ciemat dispone de tres plantas experimentales de mediana y pequeña escala al servicio de la investigación de fenómenos específicos asociados a los accidentes severos en centrales nucleares.

La investigación experimental se complementa con labores de tipo analítico para la validación, mejora y desarrollo de modelos que estimen con precisión la fenomenología esperada en las condiciones de accidente severo.

1. Introducción

La investigación en seguridad nuclear sufrió un profundo cambio de estrategia a raíz del accidente de TMI-2 en 1979, que puso de manifiesto la necesidad de una mejor comprensión de los procesos físicos que pueden acontecer durante la evolución de un accidente severo en los reactores de agua ligera. El accidente ocurrido en 1986 en la planta Chernóbil-4 realimentó esta filosofía investigadora. En consecuencia, durante los últimos veinte años, multitud de organismos reguladores, centros de investigación y universidades han promovido y desarrollado proyectos encaminados, en última instancia, hacia un mismo objetivo: la adquisición de un profundo conocimiento de la fenomenología involucrada en los accidentes severos, que pudiera plasmarse en herramientas de cálculo capaces de predecir con precisión tales fenómenos. En la actualidad, el grado de madurez al-

canzado en tal conocimiento está empezando a dirigir la investigación hacia lo que se denomina gestión de accidente. No obstante, existen ciertas incertidumbres, cuyo estudio contribuirá al desarrollo de códigos de cálculo y la elaboración de recomendaciones para la gestión e intervención de un accidente severo.

La importancia del accidente severo se extiende incluso a los nuevos diseños y propuestas de sistemas pasivos de seguridad, y a los futuros reactores avanzados. Las salvaguardias tecnológicas de seguridad de las futuras plantas de carácter avanzado deberán extender su rango de aplicabilidad más allá del accidente base de diseño, es decir, deberán contemplar condiciones características de los accidentes severos. En este sentido, la influencia de los aerosoles en los sistemas de evacuación del calor residual y la mejor comprensión del comportamiento y distribución del hidrógeno en tales sistemas y en el recinto de contención, están suscitando un gran interés entre la comunidad internacional.

Las actividades que sugiere esta filosofía suponen el desarrollo de modelos de cálculo, su validación frente a las bases de datos experimentales y su mejora como consecuencia del avance en el estado de conocimiento. En este panorama tan complejo la investigación experimental tiene un papel fundamental. La fenomenología involucrada es sumamente complicada, cubriendo además diversos campos de la física y la química, con lo que el desarrollo de modelos fiables requiere datos experimentales de muy diversa procedencia y naturaleza. Esto conduce a dos tipos complementarios de experimentos a realizar: los de carácter integral o de gran escala, que estudian la evolución de ciertos fenómenos y su interacción, y los ensayos a media y pequeña escala de efectos separados, que pretenden aislar fenómenos específicos para su estudio detallado. En el primer grupo figura el proyecto Phebus FP [1], que es actualmente uno de los más importantes programas de investigación en el estudio de accidentes severos, y que ofrece la posibilidad de investi-

* Los autores pertenecen al proyecto de Tecnología de Seguridad Nuclear, del departamento de Fisión Nuclear del Ciemat.

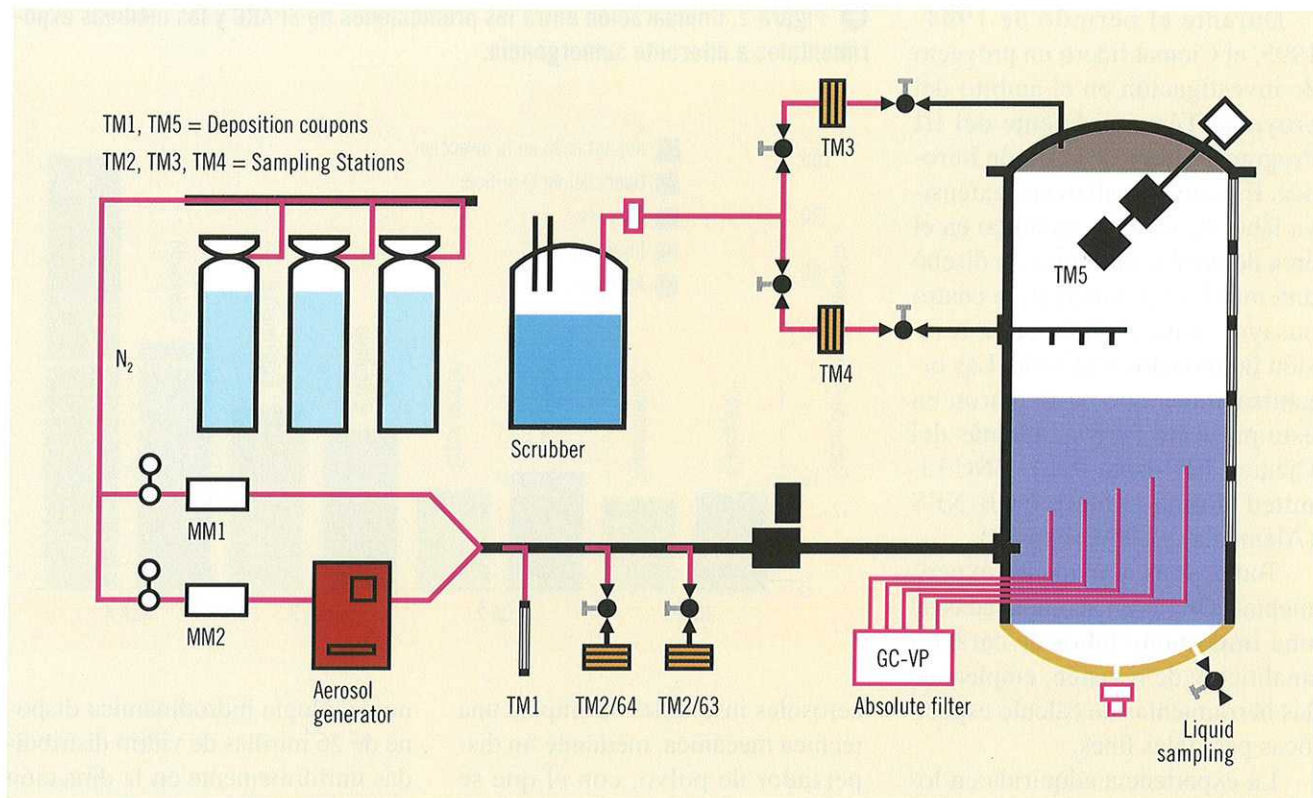


Figura 1. Diagrama esquemático de la planta PECA.

gar de forma integral fenómenos involucrados en la degradación del núcleo, la subsecuente liberación de productos de fisión y materiales estructurales, su transporte hacia el recinto de contención, y su comportamiento a largo plazo en las condiciones típicas de tales accidentes.

El Ciemat viene realizando aportaciones experimentales en este contexto desde el comienzo, en 1987, del proyecto LACE-España [2], que supuso el diseño y construcción de la planta PECA (Planta Experimental para el Comportamiento de Aerosoles). Esta instalación, cuyo diseño se basó en el análisis de secuencias dominantes del riesgo en reactores de agua en ebullición (BWR), ha participado en diversos proyectos de I+D tanto a nivel nacional como internacional. En la actualidad, el Ciemat ha incrementado su parque experimental con el diseño y construcción de dos nuevas instalaciones ya operativas: la instalación RECA (Recombinador Catalítico) para el estudio de los recombinadores de hidrógeno en el sistema de tratamiento de ga-

ses en un BWR, y la instalación GIRS (Gaseous Iodine Removal by Sprays), que estudia los procesos de eliminación de vapores de yodo por rociadores en la atmósfera del recinto de contención. Ambas participan en dos proyectos, respectivamente, del IV Programa Marco de la Unión Europea.

En este artículo se pretende dar una visión general de las capacidades de cada una de estas instalaciones y de las principales aportaciones y conclusiones extraídas de su operación.

2. Antecedentes históricos

La plataforma de lanzamiento hacia las actividades experimentales del Ciemat en el marco de la seguridad nuclear partió del consorcio entre Ciemat, CSN, Tecnatom, Enusa, Unesa y la UPM para desarrollar la participación española en el proyecto LACE (LWR Aerosol Containment Experiments), auspiciado por EPRI a nivel internacional y desarrollado en España en el marco del PIE. Al término de esta etapa, las mismas instituciones

participantes decidieron establecer un programa experimental propio, suscribiendo en 1989 un nuevo convenio, proyecto LACE-España, que supuso la construcción de la planta experimental PECA y el desarrollo de un programa experimental en la misma. Bajo este proyecto se realizaron once ensayos experimentales para estudiar la retención de aerosoles en lechos acuosos (*pool scrubbing*), tomando como parámetros variables la fracción de vapor en el gas de descarga, la geometría de la inyección y el tamaño del aerosol inyectado.

Posteriormente, con el desarrollo, por parte de General Electric, del diseño del reactor pasivo SBWR (Simplified Boiling Water Reactor), el Ciemat a través de un acuerdo de colaboración con Unesa y DTN, participó en un programa experimental para el estudio de la retención de aerosoles de CsI en la planta PECA. En este proyecto se realizó una batería de seis ensayos, simulando la piscina de relajación de presión del SBWR en condiciones de accidente severo.

Durante el periodo de 1994-1995, el Ciemat lideró un proyecto de investigación en el ámbito del proyecto Término Fuente del III Programa Marco de la Unión Europea. En éste se realizó una extensiva labor de carácter analítico en el área de *pool scrubbing* y se diseñó una matriz experimental de cuatro ensayos consecuencia de la revisión de modelos realizada. Las organizaciones que participaron en este proyecto fueron, además del Ciemat, JRC-Ispra (UE), NNC Limited (Reino Unido), RUB-NES (Alemania) y UPM (España).

Todas estas actividades experimentales vinieron acompañadas de una importante labor de carácter analítico y de revisión, empleando las herramientas de cálculo específicas para tales fines.

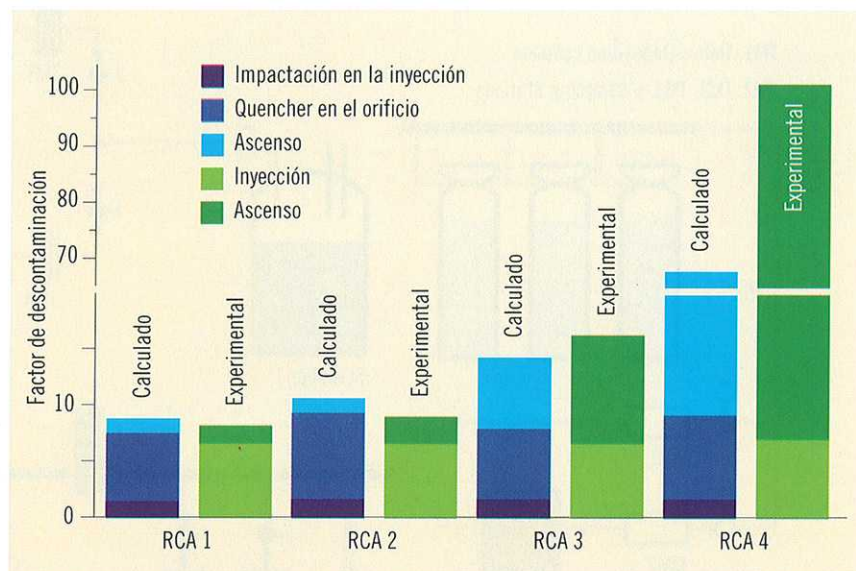
La experiencia adquirida en los anteriores programas experimentales ha permitido el diseño y construcción de dos nuevas instalaciones, RECA y GIRS, que junto con PECA participan, en la actualidad en dos proyectos del IV Programa Marco de la Unión Europea y en un proyecto experimental dentro del acuerdo de colaboración Ciemat-CSN, respectivamente.

3. Planta PECA

La instalación PECA es una planta experimental a media escala para el estudio del comportamiento de los aerosoles ante diversas condiciones de contorno características en secuencias accidentales que involucren daño severo al núcleo. PECA consta de varias secciones fundamentales: el sistema de generación de aerosoles, la cámara de mezcla y línea de inyección, la vasija, y los sistemas auxiliares (figura 1, en la página anterior).

El sistema de generación de aerosoles permite la producción de partículas empleando dos técnicas diferentes. Las partículas solubles, como CsI, se generan mediante evaporación/condensación, utilizando un horno y una cámara de nucleación. Para la producción de

Figura 2. Comparación entre las predicciones de SPARC y las medidas experimentales a diferente sumergencia.



aerosoles insolubles se emplea una técnica mecánica, mediante un dispersador de polvo, con el que se han generado partículas de níquel metálico y SnO_2 .

La cámara de mezcla y la línea de inyección, con una longitud aproximada de 2 metros, son las encargadas de producir la mezcla, aerosol y gas portador, en un amplio rango de condiciones de caudal y temperatura. Esta sección finaliza en una tubería que penetra unos 50 centímetros en la vasija, con una boquilla de 1 centímetro de diámetro actuando como inyector. La línea de inyección está ampliamente instrumentada con objeto de caracterizar completamente el aerosol inyectado. Para este fin se dispone de un contador óptico de partículas para la medida en línea de partículas por *scattering* de luz blanca, un impactador de cascada, que también determina la distribución de tamaños de partícula, un filtro para caracterizar la tasa de masa entrante, y cupones de deposición que, con el subsiguiente análisis por microscopía de barrido electrónico, aportan información sobre la morfología del aerosol.

La vasija es un volumen cilíndrico de 8 m^3 con las tapas superior e inferior esféricas, y una altura de 5 metros. Con el fin de estudiar la fe-

nomenología hidrodinámica dispone de 26 mirillas de vidrio distribuidas uniformemente en la dirección axial y radial. Éstas permiten la captación de imágenes durante la ejecución de los ensayos para su posterior análisis. La vasija está dotada de un amplio sistema de muestras, en la piscina y atmósfera, para la cuantificación y caracterización del aerosol en diversas zonas de la misma, así como de un contador óptico de partículas para la medida de la distribución de tamaños de los aerosoles suspendidos en la atmósfera.

Todas las secciones de la planta PECA están gobernadas por un sistema de control de proceso, que lleva el control de diversos sistemas y realiza la adquisición de datos. Este sistema posee la capacidad de aceptar hasta 256 señales que son registradas simultáneamente en memoria RAM y enviadas a un ordenador para control y posterior análisis. El control se aplica a los sistemas más críticos del proceso y a algunos lazos de la instalación, válvulas automáticas, controles PID de presión y sistemas de calentamiento.

A pesar de que la planta PECA posee, por su diseño, una gran versatilidad en el estudio de diversos fenómenos relacionados con el comportamiento de aerosoles en contención, durante su periodo de

Figura 3. Posibles regímenes de inyección en las secuencias accidentales.

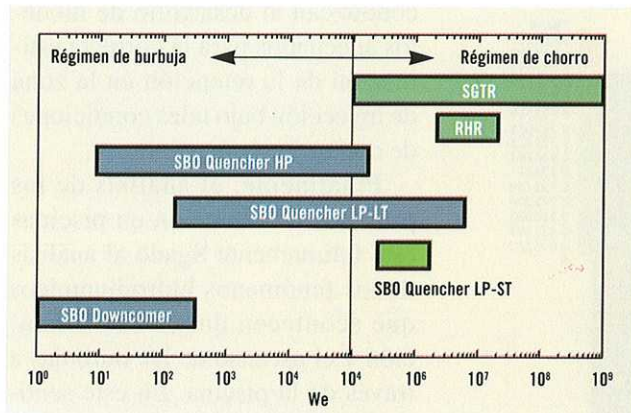
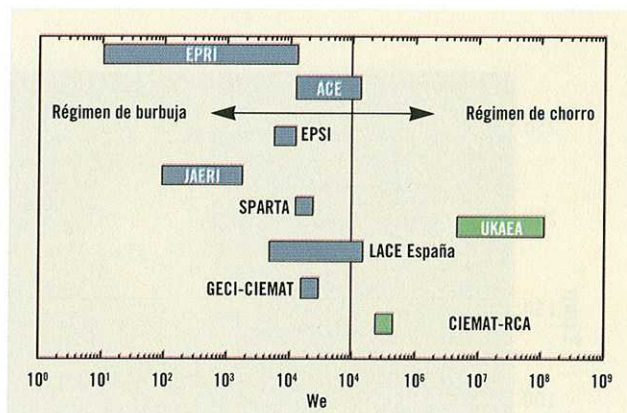


Figura 4. Condiciones de inyección cubiertas por la base de datos experimental.



vida ha estado centrada en el área de *pool scrubbing*. Los análisis de las principales secuencias dominantes del riesgo en plantas BWR y PWR muestran que el transporte de los productos de fisión, liberados en el núcleo degradado, atraviesa, en diversas situaciones, volúmenes líquidos en los que los procesos físicos que tienen lugar producen una importante atenuación del término fuente. En este proceso de interacción entre la mezcla gas/aerosol descargada y el seno acuoso intervienen, de forma conjunta, los fenómenos que gobiernan la física de los aerosoles suspendidos en burbujas de gas y la fenomenología hidrodinámica que rige el ascenso del gas en la piscina. Existen, pues, multitud de fenómenos específicos a estudiar en este contexto, así como variables que deben ser cuantificadas de forma precisa.

La retención de productos de fisión a su paso por la piscina se contabiliza mediante un parámetro denominado *factor de descontaminación*. Éste se expresa como el cociente entre la masa de productos de fisión que entra en la piscina y la masa de los mismos que escapa hacia la atmósfera, y tiene una expresión exponencial que guarda cierta similitud con la ley física general de la absorción, $Df \propto \exp(kx)$ donde x representa la profundidad de la inyección y k recoge el efecto de todos los mecanismos físicos que contribuyen a la retención jun-

to con las características y velocidad de las burbujas que ascienden en la piscina. La constante de proporcionalidad debe de tener en cuenta los procesos que actúan en pro de la retención en las inmediaciones del inyector, es decir, antes de que se forme la pluma ascendente de burbujas.

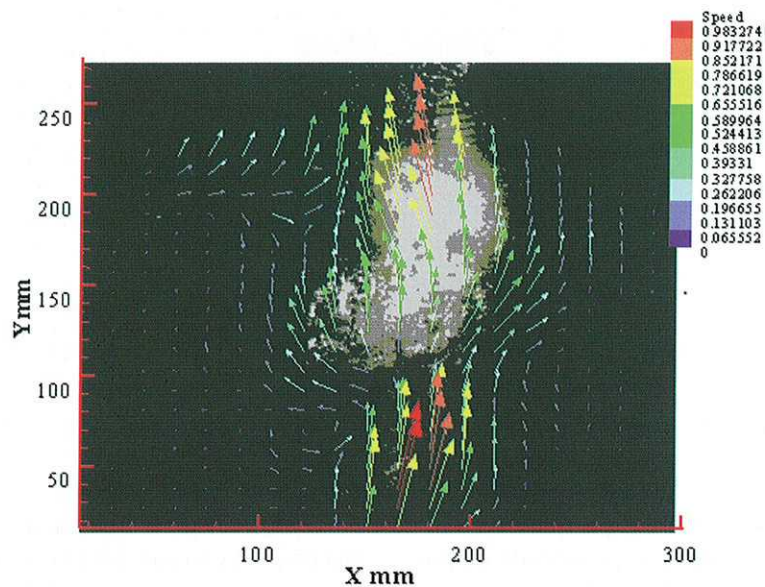
Durante el programa experimental liderado por el Ciemat en el III Programa Marco de la UE se aislaron, experimentalmente, las contribuciones de la zona de inyección y de la zona de ascenso al factor de descontaminación [3]. Éstas fueron comparadas con las predicciones de los códigos SPARC y BUSCA, siendo las primeras las que guardaron un mayor acuerdo con los datos experimentales. La figura 2 muestra en diagrama de barras las distintas contribuciones teóricas y experimentales, para los cuatro valores de la sumergencia de piscina que distinguieron estos cuatro ensayos.

Los resultados de este programa experimental ponían de manifiesto la importancia que tiene la zona de inyección en la retención global. Los mecanismos de retención que actúan en la zona de inyección resultaban ser la causa de la mayor parte de la retirada de masa. En estos mecanismos, la velocidad de inyección del gas entrante a la piscina es uno de los parámetros de mayor relevancia. En este sentido, cabe señalar que en este programa

experimental se emplearon caudales de entrada para régimen de chorro en la inyección. El gran acuerdo mostrado por el código SPARC, junto con el hecho de que las correlaciones que emplea el mismo no fueron desarrolladas para el régimen de chorro, sugirieron la extensión de la base de datos en régimen de chorro para el posible desarrollo de un modelo para tales condiciones, y en régimen de baja velocidad para una validación más rigurosa de los modelos de SPARC. En este sentido, el Ciemat se encuentra actualmente ejecutando un plan experimental, similar en condiciones de contorno al mencionado anteriormente y a bajas velocidades de inyección, dentro del acuerdo de colaboración con el CSN.

La importancia de estudiar con mayor profundidad el régimen de chorro se hace notar con mayor fuerza cuando se revisa la base de datos experimental sobre *pool scrubbing* y se compara con las condiciones de contorno esperadas en secuencias accidentales dominantes del riesgo para reactores BWR y PWR [4]. En las siguientes figuras se muestra comparativamente el rango de condiciones de inyección en función del número de Weber. El número de Weber, que representa el cociente entre las fuerzas de inercia y las de tensión superficial de un fluido, determina la transición entre el régimen de burbuja ($We < 105$) y régimen de

► Figura 5. Campo de velocidades de la pluma de burbujas en un ensayo de la planta PECA.



► Tabla 1. Matriz de ensayos para la planta PECA en el proyecto CONGA.

Parámetros fijos							
Temperatura de inyección (°C)	80						
Caudal (NI/s)	8						
Composición del gas (%)	92 N ₂ , 4 H ₂ , 4 O ₂						
Tasa de masa (g/s)	9 N ₂ , 0,03 H ₂ , 0,25 O ₂						
Tamaño de la partícula (µm)	1						
Parámetros variables							
Ensayo	1	2	3	4	5	6	7
Presión (bar)	2	2	2	3,5	3,5	3,5	3,5
Velocidad (m/s)	9	9	9	5	5	5	5
Compuesto	SnO ₂	SnO ₂	SnO ₂	SnO ₂	SnO ₂	SnO ₂	CsI
Concentración (g/m ³)	0,1	0,5	1	0,1	0,5	1	0,1

chorro ($We > 105$). La figura 3 de la página anterior muestra el rango de condiciones que cubren las secuencias dominantes del riesgo, con la terminología del NUREG-1150, en función del número de Weber, y la figura 4 presenta el rango de condiciones barridas en la base de datos experimental. En ellas se aprecia una carencia de datos experimentales en la región del

régimen de chorro, donde algunas secuencias en reactores BWR (SBO) y las secuencias más importantes en reactores PWR (SGTR y RHR) indican descargas de elevada velocidad de flujo a volúmenes líquidos. Con ello, y dada la ausencia de modelos que contemplen tales condiciones de inyección, es necesaria la realización de estudios experimentales que generen los da-

tos suficientes para la caracterización del régimen de chorro y que conduzcan al desarrollo de modelos adecuados para la correcta estimación de la retención en la zona de inyección bajo tales condiciones de contorno.

Finalmente, el análisis de los procesos de retención en piscinas está íntimamente ligado al análisis de los fenómenos hidrodinámicos que acontecen durante la formación y el ascenso de las burbujas a través de la piscina. En este sentido, la planta PECA está dotada de instrumentación avanzada para la medida de velocidades de ascenso de las burbujas, y de su tamaño y forma. Este sistema de visualización y análisis de flujos se basa en el cálculo de la correlación cruzada de dos imágenes consecutivas iluminadas con luz láser. La figura 5 muestra el campo de velocidades de un plano de fluido bifásico tomado en uno de los ensayos pertenecientes al acuerdo de colaboración con el CSN.

4. Planta RECA

La instalación RECA es una planta experimental para el estudio de la posible degradación en la eficacia de los recombinadores catalíticos de hidrógeno debida a la presencia de aerosoles. El Ciemat participa con esta instalación en un proyecto del IV Programa Marco de la UE, denominado CONGA [5]. Este proyecto está directamente enfocado al diseño alemán de reactor de agua en ebullición avanzado SWR 1000. El diseño y la construcción de esta instalación ha sido el resultado de la estrecha colaboración mantenida entre el Ciemat y Siemens, quien ha suministrado algunos de los componentes y sistemas de la instalación, como el recombinador catalítico, el intercambiador de calor y el sistema de medida de gases.

El objetivo de este proyecto es doble. Por un lado, la determinación de la eficiencia del recombinador catalítico cuando la mezcla

► **Tabla 2. Matriz experimental de los ensayos en la planta GIRS.**

Ensayo	T (°C)	pH	D _{gota} (mm)
SST1	30	4	0,2
SST2	30	4	0,8
SST3	30	9	0,2
SST4	30	9	0,8
SST5	85	4	0,2
SST6	85	4	0,8
SST7	85	9	0,2
SST8	85	9	0,8

gaseosa contiene aerosoles en la proporción esperada en el recinto de contención a tiempos largos en la evolución de un accidente severo. Por otro, el análisis de la eficiencia del sistema recombinador/condensador como filtro de aerosoles.

La instalación RECA, que comparte algunos sistemas con PECA (sistema de generación de aerosoles y control y adquisición de datos), consta básicamente de un cir-

cuito que contiene el recombinador catalítico y un intercambiador de calor. El circuito se complementa con un sistema propio de suministro de gases e instrumentación específica para la medida de H₂ y O₂. La figura 6 muestra un esquema de distintos componentes de la instalación RECA.

La tabla 1 presenta la matriz experimental de los ensayos que se están llevando a cabo en el Ciemat dentro de este proyecto.

El programa experimental que realiza Ciemat en el proyecto CONGA incluye la actuación conjunta de las instalaciones PECA y RECA. Los ensayos en la planta PECA tienen como objetivo caracterizar el término fuente a largo plazo en el recinto de contención bajo las condiciones de contorno características. Los resultados de estos ensayos servirán para determinar la fuente de aerosoles que se deberá introducir en la línea de la instalación RECA para el estudio del recombinador.

5. Planta GIRS

La planta GIRS es una instalación a escala de laboratorio para el estudio de la eliminación de vapores de

yodo por gotas de agua producidas por rociadores. GIRS se basa principalmente en una vasija de vidrio, de 1,3 metros de altura y base rectangular de 50 por 50 centímetros. A través de su tapa inferior se introducen vapores de yodo (I₂) y en la tapa superior se inyecta solución acuosa, a un pH controlado, por medio de un rociador. El objetivo de los ensayos es la determinación de la eficiencia de los rociadores en la eliminación de especies volátiles de yodo. La figura 7 de la página siguiente ilustra esquemáticamente la vasija de la planta GIRS.

La instalación GIRS participa en la actualidad en el proyecto DABASCO [6] dentro del IV Programa Marco de la UE. En el marco del mencionado proyecto se están llevando a cabo tareas de carácter tanto analítico como experimental. La matriz de ensayos (tabla 2) ha sido diseñada para ofrecer datos que cuantifiquen el efecto del pH, de la temperatura y del tamaño de gota del rociador en los procesos de eliminación de yodo gaseoso.

6. Conclusiones

El Ciemat lleva más de diez años recorridos en el campo de la se-

► **Figura 6. Diagrama de la instalación experimental RECA.**

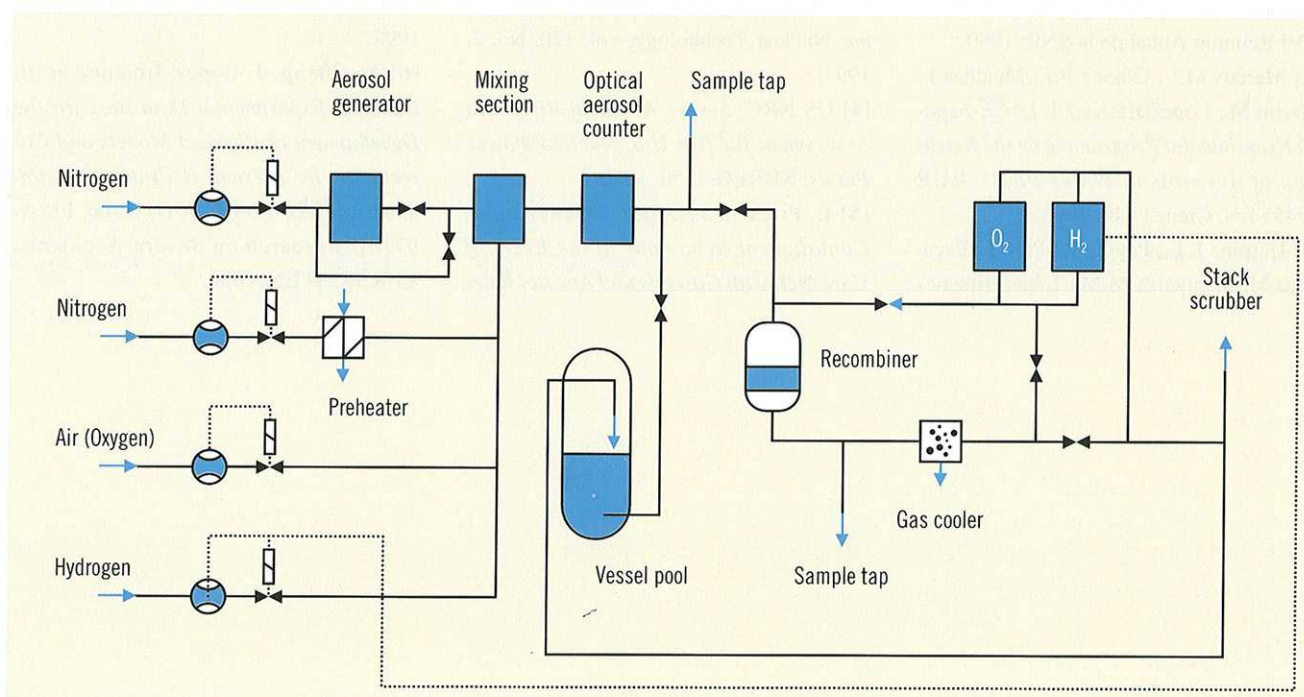
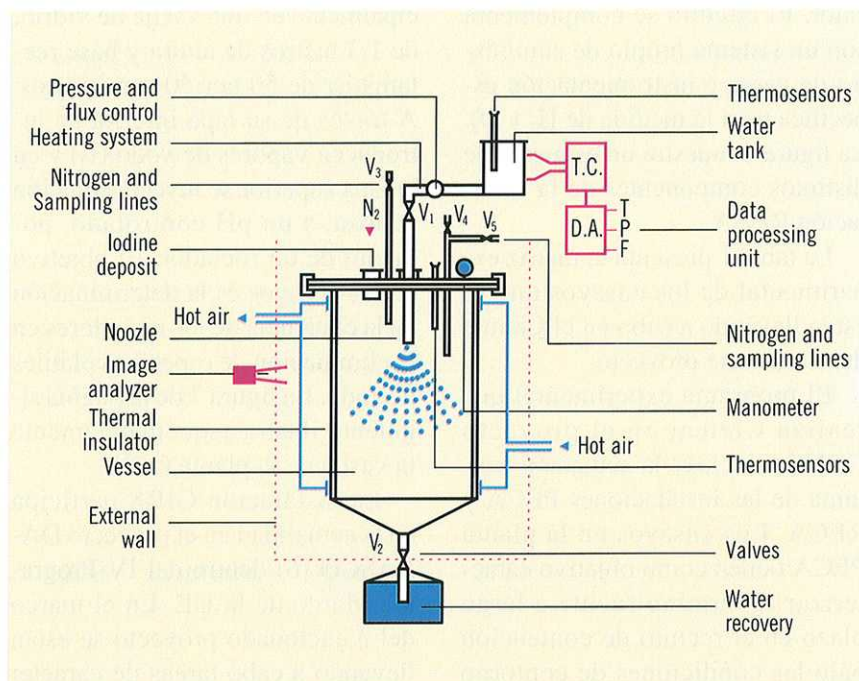


Figura 7. Diagrama esquemático de la instalación GIRS.



guridad nuclear a nivel experimental y, en la actualidad, cuenta con tres instalaciones experimentales de mediana y pequeña escala para la realización de ensayos de efectos separados que contribuyan al conocimiento de algunos de los fenómenos concretos

que tienen lugar durante el transcurso de un accidente severo.

La gran inversión realizada, así como la experiencia adquirida, se han puesto de manifiesto en los diversos proyectos en curso de carácter nacional e internacional. Esta participación experi-

mental va acompañada de un esfuerzo analítico para el aprovechamiento de las medidas experimentales, que se traduce en la validación y mejora de modelos específicos, la experiencia en el cálculo con los códigos mecanicistas más comunes de accidentes severos y en una mejor comprensión de todos aquellos fenómenos de interés para la caracterización del término fuente.

Los experimentos de efectos separados deben servir de complemento a los ensayos de tipo integral que se realizan en el contexto internacional, profundizando y focalizando fenómenos aislados que requieran una mayor y más precisa base de datos para la validación y mejora de modelos en los códigos de cálculo. En la actualidad se están investigando tres áreas de interés: la retención de aerosoles en volúmenes líquidos, la influencia de los aerosoles en la efectividad de los recombinadores de hidrógeno y la eliminación de compuestos volátiles de yodo por medio de rociadores. 

Referencias

- [1] Arnaud A. *Overview of the Phebus-FP Experimental Programme*. Ponencia de la XVI Reunión Anual de la SNE. 1990.
- [2] Marcos M.J., Gómez F.J., Melches I., Martín M., López-Jiménez J. *LACE-España Experimental Programme on the Retention of Aerosols in Water Pools*. EUR 15455 EN, Ciemat 740. 1993.
- [3] Herranz L.E., Peyrés V., Polo J., Escudero M., Espigares M.M., López-Jiménez

- J. *Experimental and Analytical Study on Pool Scrubbing Under Jet Injection Regime*. Nuclear Technology, vol. 120, No. 2. 1997.
- [4] US NRC. *Severe Accident Risks: An Assessment for five U.S. Nuclear Power Plants*. NUREG-1150. 1990.
- [5] E. Friesen, J. López-Jiménez et al. *Containment Behaviour in the Event of Core Melt with Gaseous and Aerosol Rele-*

- ases (CONGA)*. Proc. FISA-97-EU Research on Severe Accidents. EUR 18258 EN. 1998.
- [6] X. Cheng, J. López-Jiménez et al. *Common Experimental Data Base for the Development of Physical Models and Correlations for Thermal-Hydraulic Containment Analysis (DABASCO)*. Proc. FISA-97-EU Research on Severe Accidents. EUR 18258 EN. 1998.

Los sucesos ATWS

Los ATWS (Anticipated Transients Without Scram), como incidentes potenciales en los que el sistema de protección del reactor debe actuar, pero en los que las barras de control no se insertan, implican un desequilibrio entre la potencia

generada y la extraída, y si la potencia del núcleo no se reduce en poco tiempo se llegará a una situación de daño severo. Los cambios en la normativa, realizados a principios de los años 80, incluyen requisitos específicos para cada tipo de reactor.

1. Significado de los sucesos ATWS

Las centrales nucleares tienen en común con otras centrales de generación de potencia, o con otras instalaciones industriales de otro tipo, disponer de sistemas de control para mantener los parámetros importantes para el proceso dentro de sus límites correctos. Estos sistemas de control son, por consideraciones propias reflejadas en su diseño, efectivos en un rango limitado. Si se produce un suceso en el que los parámetros a controlar exceden sus límites normales, existen sistemas adicionales a los de control para proteger la instalación. En una central nuclear, le corresponde al sistema de protección el inicio automático de estas acciones, fundamentalmente provocando la inserción de las barras de control, parando el reactor y, así, mantener los sistemas en condiciones aceptables.

Existen sucesos que afectan a las condiciones normales de refrigeración del reactor y que tienen una alta probabilidad de ocurrencia; si en estos casos fallara además el sistema de protección, el suceso podría derivar en consecuencias potencialmente severas. El cierre de las válvulas de vapor principal o de las líneas de agua de alimentación, el disparo de las bombas de agua de alimentación o de condensado pueden impedir o reducir, al menos temporalmente, la extracción de calor del sistema primario, aislando el reactor de su foco frío normal, interrumpiendo la extracción del calor generado en el núcleo. Señales reales o espúreas que indican condiciones fuera de lo normal, o sucesos externos a la central como la pérdida de alimentación eléctrica exterior, pueden iniciar el cierre de esas válvulas o provocar el disparo de las bombas. La actuación del sistema de protección y la inserción de las barras de control limita las consecuencias de estos sucesos a un pequeño incremento transitorio tanto en la presión del sistema de refrigeración

del reactor como en su temperatura y en la potencia del núcleo. Sin embargo, si las barras de control no se insertan ante este tipo de sucesos, se producirá un desequilibrio importante entre la potencia generada y la extraída, lo que dará como resultado un aumento de la presión del sistema de refrigeración, lo que a su vez podría llegar a suponer una amenaza para la integridad del sistema, incluyendo la vasija del reactor, las tuberías y las válvulas asociadas. A menos que la potencia del núcleo y la presión del sistema se reduzcan en pocos minutos dentro de los límites que los sistemas de refrigeración sean capaces de controlar, en poco tiempo se producirá el descubrimiento del núcleo y comenzará posteriormente el proceso de daño y fusión posterior. Ciertamente, el grado de severidad de tales sucesos varía en función del diseño de reactor y puede ser modificado por la actuación de otros sistemas.

Como sucesos ATWS (Anticipated Transients Without Scram), en la jerga tradicionalmente utilizada, se consideran aquellos inci-

* Antonio Munuera, licenciado en ciencias físicas, jefe del Área de Análisis de Sistemas Nucleares, y José Ramón Alonso, ingeniero industrial, pertenecen a la subdirección de Ingeniería del CSN.

dentes de categoría II (tabla 1), ante los que el disparo de reactor debe actuar y que, sin embargo, no se insertan las barras de control; esto puede ser debido a que la señal de actuación no prospera, no abren los interruptores de disparo, o bien porque existe algún fallo que afecte a todas ellas, tal como un desalineamiento mecánico en los internos de la vasisa por un problema mecánico o un fallo hidráulico en los BWR, que impide que las barras de control se inserten.

Un argumento utilizado para considerar la necesidad de incluir los ATWS en la evaluación de seguridad, ya utilizado en el WASH-1270, no es que el sistema de protección y los sistemas de aporte de reactividad sean poco fiables, sino por la relativamente alta tasa de actuación requerida frente a sucesos previstos, las consecuencias a evitar, la extraordinariamente alta fiabilidad requerida y el número de centrales nucleares existente.

Lo que se cuestiona es, en definitiva, la capacidad de alcanzar y mantener una fiabilidad muy alta en un único sistema sometido a la potencialidad de fallos múltiples con una causa única. La posibilidad de tales fallos en modo común, ya observados en los sistemas de protección y en otros sistemas, aumenta las dudas sobre la validez de los datos estadísticos utilizados para demostrar la fiabilidad de los sistemas de protección y lleva a la conclusión de que los sucesos ATWS deben ser analizados y tenidos en cuenta en la evaluación de seguridad de los reactores.

La importancia de los sucesos ATWS en la evaluación de la seguridad de los reactores está relacionada con la necesidad de su consideración en el diseño de los reactores, extendiendo esta evaluación a los sucesos ATWS que podrían suponer una contribución importante al riesgo global de la operación de las centrales nucleares. El principal riesgo asociado a este tema se deriva de la gran liberación

potencial de productos de fisión si se alcanzan condiciones de fusión del núcleo del reactor. Algunos transitorios previstos, si no son controlados por la inserción de las barras de control o por la acción de otros sistemas, podrían dar como resultado una fusión de núcleo.

2. Experiencia operativa. Incidentes

En este apartado se pretende destacar aquellos incidentes operativos que han sido más significativos.

En cuanto a la experiencia de operación de los diferentes tipos de reactores, se han identificado fallos en modo común que se han traducido en un fallo del sistema de disparo del reactor. En el sistema de protección del reactor de la central de Kahl se produjo un fallo de todos los relés de disparo, que fue descubierto durante una prueba de vigilancia periódica. Este reactor de 15 MW de potencia eléctrica neta, es un BWR de diseño General Electric construido en Alemania a partir de 1958, que alcanzó la primera criticidad en 1960 y actualmente parado desde 1985. Sin embargo, el mismo modo de fallo se detectó en Monticello, Minnesota. En este último caso el fallo observado fue parcial y detectado durante las pruebas preoperacionales, antes de la entrada en operación de esta central, mediante los procedimientos normales de prueba.

El fallo en la central de Kahl es ilustrativo de cómo un fallo en modo común puede afectar a los sistemas de protección. En este caso, el fallo tuvo lugar tras la sustitución completa de los relés de disparo. De acuerdo con los procedimientos de garantía de calidad se probó todo el sistema incluyendo los relés sustituidos, antes de que el reactor volviese a operación. Sin embargo, el fallo potencial no se detectó hasta que los relés estuvieron en operación durante dos semanas debido a que el procedimiento de prueba no estaba diseñado para detectar ese tipo de fallo.

El fallo fue el resultado de un tratamiento térmico inadecuado en el aislamiento de las bobinas durante la fabricación de los relés. Estos relés funcionaban en el modo de fallo seguro, en el que los contactos se mantenían cerrados en operación normal mediante la energización de las bobinas correspondientes. La interrupción de alimentación eléctrica a estas bobinas, como resultado de una señal de disparo o el fallo de esta alimentación eléctrica, debería haber provocado la apertura de los contactos. Durante operación normal, el calor generado en estas bobinas endureció su aislamiento provocando además que los contactos se mantuvieran cerrados. En esta condición, la interrupción de alimentación eléctrica no habría iniciado el disparo del reactor. Puesto que todos los relés eran del mismo fabricante y funcionaban de la misma forma, el fallo fue común a todos ellos. Si se hubiese introducido en el diseño, fabricación o funcionamiento, alguna diversidad probablemente no habría afectado por igual a todos los relés.

Este ejemplo ilustra también la dificultad de identificar en un diseño todos los mecanismos de fallo en modo común. Posiblemente el tratamiento térmico a realizar no estaba especificado con suficiente detalle en el proceso de fabricación. A partir de la detección de este problema, se modificó el proceso de fabricación por lo que es poco probable que este tipo de fallo particular vuelva a suceder.

Otros fallos similares al descrito, por haber afectado también a las solenoides de relés y cuya causa ha sido un mecanismo de fallo en modo común, se han descrito en otros casos. Un ejemplo fue el ocurrido en agosto de 1981 en Grand Gulf unidad 1, en el que las válvulas piloto del sistema de disparo del reactor se identificaron en posición energizada cuando no existía alimentación eléctrica a las bobinas correspondientes.

► **Tabla 1. Criterios de seguridad (ANSI/ANS 51.1)**

Criterios de seguridad	Tipos de condición			
	I	II	III	IV
a. Las operaciones normales o los incidentes deben mitigarse de forma que las dosis radiológicas al exterior sean menores que los criterios del 10 CFR50 Ap. I o 10CFR100.	•	•	•	•
b. Las operaciones normales y los incidentes deben mitigarse de forma que se cumplan los requisitos del código ASME y normas establecidas.	•	•	•	•
c. Las operaciones normales y los incidentes deben mitigarse con un margen apropiado para que no se excedan los límites de diseño del combustible.	•	•		
d. Las operaciones normales no evitarán alcanzar y mantener una parada y el enfriamiento normal de la planta.	•			
e. Los sucesos no deben evitar alcanzar y mantener una parada y el enfriamiento ordenado de la planta.		•	•	•
f. Las operaciones normales o los sucesos no deben provocar una pérdida de la función de seguridad o la actuación de los equipos de seguridad.	•	•	•	•

Seguramente entre los reactores PWR fue el incidente ocurrido en la unidad 1 de la central de Salem, en febrero de 1983, el que más repercusión tuvo. Durante el arranque de esta central, ambos interruptores de disparo permanecieron cerrados a pesar de recibir una señal válida de disparo del reactor motivada por muy bajo nivel en los generadores de vapor. El fallo a la apertura se atribuyó en este caso a las bobinas de disparo, bobinas de baja tensión, del sistema de disparo del reactor. El operador actuó manualmente desde la sala de control el interruptor de disparo unos 30 segundos después de que se generase la señal automática. Esta señal prosperó al actuar sobre las bobinas de derivación (*shunt*) del propio interruptor, controlándose a continuación la situación. En este caso, la causa del fallo se atribuyó al tipo de lubricante utilizado en las partes móviles del interruptor, que al tener una viscosidad mayor de la deseada, llegó a impedir su actuación.

Como resultado de este incidente, la US NRC editó una carta (*Generic letter-83-28*), en la que se requería a todas las centrales la

adopción de acciones para mejorar la fiabilidad del sistema de disparo y la capacidad de gestión general. Las acciones requeridas suponen un reforzamiento de actuaciones, abarcando cuatro áreas diferenciadas:

- Análisis y revisión tras un disparo, con el fin de asegurar que las causas de un disparo no programado, así como la respuesta de los equipos de seguridad, han sido entendidas antes de proceder a un nuevo arranque.

- Clasificación de componentes e interfase con el suministrador, de forma que exista una clasificación adecuada de equipos necesarios para cumplir las funciones de seguridad y que se siguen correctamente las recomendaciones del fabricante o suministrador.

- Realización de pruebas después de la ejecución de mantenimiento, con el fin de garantizar la operabilidad de los componentes de seguridad.

- Mejoras en la fiabilidad del sistema de disparo del reactor, para asegurar que la señal de disparo también se produce en las bobinas de derivación y que las pruebas a realizar se llevan a cabo en todos los reactores.

3. Historia y cronología

La forma en la que los ATWS deben ser tenidos en cuenta tanto en el diseño como en las evaluaciones de seguridad de las centrales nucleares ha sido objeto de múltiples controversias, tanto dentro de la industria como en la NRC. Esta controversia tiene su origen en las distintas percepciones de las consecuencias de un suceso de este tipo.

La historia relacionada con los ATWS se remonta a finales de la década de los 60, en que este tipo de transitorios comienza considerarse como una cuestión potencial de seguridad, cuando el comité consultivo de la NRC Advisory Committee on Reactor Safeguards, ACRS, apuntó la posibilidad de aparición de un problema de seguridad si tenía lugar un fallo en modo común en la actuación del sistema de protección. A partir de entonces se han ido sucediendo numerosos estudios y actividades reguladoras, de los que a continuación se hace una breve descripción.

En 1973 la Comisión de Energía Atómica publicó el documento WASH-1270: *Technical Report on Anticipated Transients Without Scram for Water Cooled Power Reactors*, que contiene los requisitos

originales sobre protección frente a los ATWS. En este documento, la NRC adoptó el objetivo de considerar como sucesos inaceptables aquellos cuya probabilidad de ocurrencia fuese mayor que 10^{-6} reactor-año. En este documento, la NRC concluía que era necesaria la adopción de medidas correctoras mediante uno de las siguientes métodos: reducir la frecuencia de ocurrencia de transitorios que supongan la actuación del sistema de protección, aumentar la fiabilidad del sistema de protección, o incorporar sistemas que mitiguen las consecuencias de los ATWS.

Por su parte, la industria americana y en particular los suministradores principales respondieron al WASH-1270 empezando a desarrollar los métodos aceptables para los análisis de ATWS. En octubre de 1974, presentaron a la NRC una serie de estudios sobre ATWS aplicables a sus diseños específicos. La

postura básica de la industria era que la alta fiabilidad de los sistemas de protección hacía que la probabilidad de un ATWS fuera suficientemente pequeña como para no tener que considerar los ATWS dentro del diseño. La industria, por tanto, consideraba que el coste de los cambios requeridos por la postura de la NRC para mitigar los ATWS podría ser importante y no justificado.

En 1977 la NRC inició un estudio extensivo para la reevaluación de toda la información disponible sobre los ATWS, que dio como resultado la publicación en 1978 del NUREG-0460: *Anticipated Transients Without Scram for Light Water Reactors*. Este NUREG recogía la revisión y la evaluación de la información desarrollada durante los 10 años anteriores sobre los análisis de ATWS y la manera de considerar dichos sucesos en el diseño y evaluación de seguridad de las cen-

trales nucleares. En este documento se señalaba que la frecuencia de un ATWS podría llegar a ser excesivamente alta.

En septiembre de 1980 la NRC recomendó la publicación dentro del 10 CFR50 de una regla que incluyera mejoras en el diseño de los reactores, con objeto de reducir la probabilidad de ocurrencia de los ATWS y de mitigar las posibles consecuencias. Con tal fin, en noviembre de 1981 la NRC propuso para comentarios públicos tres posibles propuestas:

– La alternativa propugnada por la NRC para establecer unos criterios de actuación y la necesidad de efectuar análisis específicos para cada planta.

– La alternativa de la industria, que proponía la realización de modificaciones específicas según el tipo de reactor y el tipo de fabricante. En general, los suministradores principales proponían aumentar la

Ejemplo de evolución ante un ATWS

El caso que se presenta a continuación es un ejemplo típico de posibles evoluciones de secuencias accidentales tipo ATWS, que no representa exactamente ni los análisis de licenciamiento aplicables ni la evolución de la planta en el caso de un seguimiento estricto de los procedimientos de operación de emergencia específicos, pero sí que muestra algunas de las características asociadas a la evolución de estos accidentes.

Planta BWR de GE

Las figuras 1, 2, 3 y 4 muestran la respuesta de una central BWR-3 estándar en caso de aislamiento de las líneas de vapor principal sin inserción de las barras de control. El transitorio fue ejecutado con el código RETRAN-03.

A continuación se resumen los principales eventos de la secuencia:

Tiempo (s) Eventos de la secuencia

0.00	Comienzo del estado-estacionario.
20.00	Activación espuria de la señal de aislamiento de MSIVs.

20.25	Señal de disparo del reactor por cierre MSIVs. Se inicia el ciclado automático de las válvulas de alivio con el consiguiente calentamiento de la piscina de supresión (toro).
23.00	Señal de disparo del reactor por alta presión. Comienza el ciclado automático de válvulas de alivio/seguridad.
24.00	Activación lógica ARI/RPT. Disparo de bombas de recirculación que logra cortar el rápido incremento de flujo neutrónico. Se establece un nivel de potencia cercano al 50% de la nominal con un caudal del núcleo del 35 % en circulación natural.
85.00	Iniciación manual de inyección de boro con 2 bombas del SBLCS.
600.00	Reactor subcrítico. Se alcanza una temperatura final en el toro cercana a 85 °C. En este escenario no se tuvo en cuenta la actuación del sistema LPCI en su modo de operación refrigeración del toro ni las acciones manuales de POE para control de nivel.

fiabilidad de la parte eléctrica del sistema de disparo, incorporando un método diverso, separado e independiente para iniciar el disparo del reactor.

— La alternativa denominada como alternativa Hendrie, según la cual para resolver la problemática asociada a los ATWS era necesario establecer un programa que garantizara la fiabilidad de los sistemas de protección, incorporando modificaciones si fuese necesario.

En 1982 la NRC constituyó un grupo de trabajo con el objetivo de estudiar las diferentes alternativas. Este grupo de trabajo elaboró un documento denominado SECY-83-293: *Amendments to 10 CFR 50 related to Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events*, basado en la tercera de las tres alternativas que fue la que finalmente prevaleció y que es la base de la modificación final del 10 CFR 50.62.

4. Licenciamiento y regulación

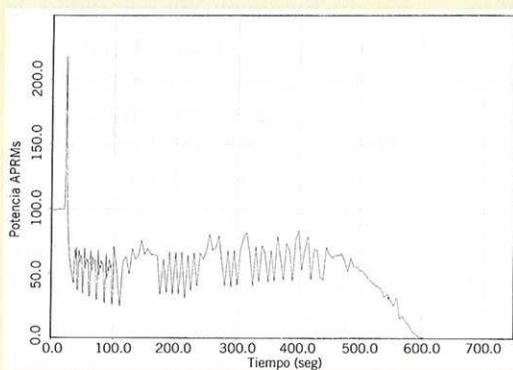
4.1. Criterios de aceptación

El criterio básico seguido en su día por la US-NRC para no clasificar los sucesos ATWS como *accidente base de diseño* fue debido a la baja probabilidad de que los mismos puedan llegar a ocurrir. Por contra, y debido a las severidad de sus consecuencias, sí que consideró necesario implantar medidas dirigidas tanto a rebajar todavía más sus posibilidades de ocurrencia como a mitigar sus efectos.

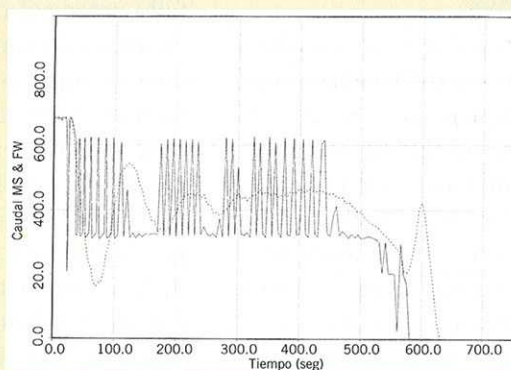
Los criterios para valorar su aceptación se traducen, como principal criterio, en que las consecuencias radiológicas calculadas deben ser inferiores a las establecidas en el 10 CFR 100. Además, se han desarrollado criterios de aceptación específicos para la integridad del sistema primario, la integridad del combustible, la integridad del recinto de contención, la

capacidad de refrigeración y mantenimiento de parada a largo plazo y del diseño de los sistemas de mitigación.

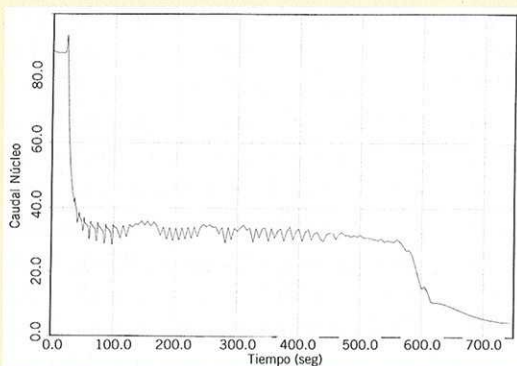
— *Consecuencias radiológicas.* Una fuente de radiactividad proviene de la actividad normalmente presente en el sistema refrigerante del reactor durante la operación normal o tras una parada. En un suceso ATWS pueden ocurrir fallos adicionales de las vainas de combustible lo que supondría una liberación adicional de parte del inventario de material radiactivo contenido en las varillas de combustible. La fuga de radiactividad es posible a través de varios caminos. El refrigerante primario, que inicialmente contiene cierta cantidad de material radiactivo, es vertido a la contención y puede fugarse al exterior. Otro camino de liberación al exterior es a través de fugas en los generadores de vapor. Dado que en un ATWS es posible la apertura de



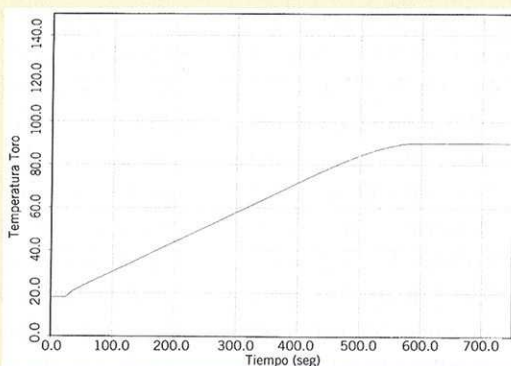
► Figura 1. Aislamiento de vapor con ATWS. Potencia en APRMs (%).



► Figura 3. Aislamiento de vapor con ATWS. Caudales de vapor y FW (Kg/s).



► Figura 2. Aislamiento de vapor con ATWS. Caudal del núcleo (%).



► Figura 4. Aislamiento de vapor con ATWS. Temperatura agua de toro (°C).

las válvulas de seguridad de vapor principal, no es descartable que éste sea un camino potencial de liberación al exterior. Las dosis radiológicas calculadas como consecuencia de los sucesos ATWS deben estar dentro de los límites reflejados en el 10 CFR 100.

– *Integridad del sistema primario.* Debido a que para limitar las consecuencias de los sucesos ATWS es necesario disponer de capacidad de alivio de presión, el criterio en cuanto a integridad del sistema primario se traduce en que la presión y temperatura calculada debe estar limitada por debajo del nivel de esfuerzos máximo en la barrera de presión de acuerdo con la sección III del código ASME (nivel C de servicio). Además, la deformación máxima de los componentes de la barrera a presión del sistema de refrigeración debe ser tal que el reactor pueda llevarse a parada fría de forma segura sin que resulte ningún otro incumplimiento de los criterios establecidos para sucesos ATWS.

– *Integridad del combustible.* Este criterio se establece para limitar el daño potencial en el combustible que se traduciría en un aumento del inventario de productos de fisión presentes en el agua del sistema de refrigeración del reactor. De esta forma, el daño a las varillas de combustible como consecuencia de un suceso ATWS no debe ser significativo como para provocar una deformación de núcleo, impedir su refrigeración y en consecuencia impedir la parada segura. El número de varillas que se podría esperar que llegasen a romperse debe estar condicionada por la evaluación de liberación de material radiactivo. En ausencia de límites específicos para un ATWS, es posible utilizar los límites de temperatura de vaina y los límites de oxidación especificados como criterios de aceptación para el sistema de refrigeración de emergencia. Dado que no es fácil desarrollar un límite de temperatura como

criterio para determinar cuando las varillas de combustible fallan, suponer que fallan aquellas que alcanzan condiciones de DNB es un criterio conservador.

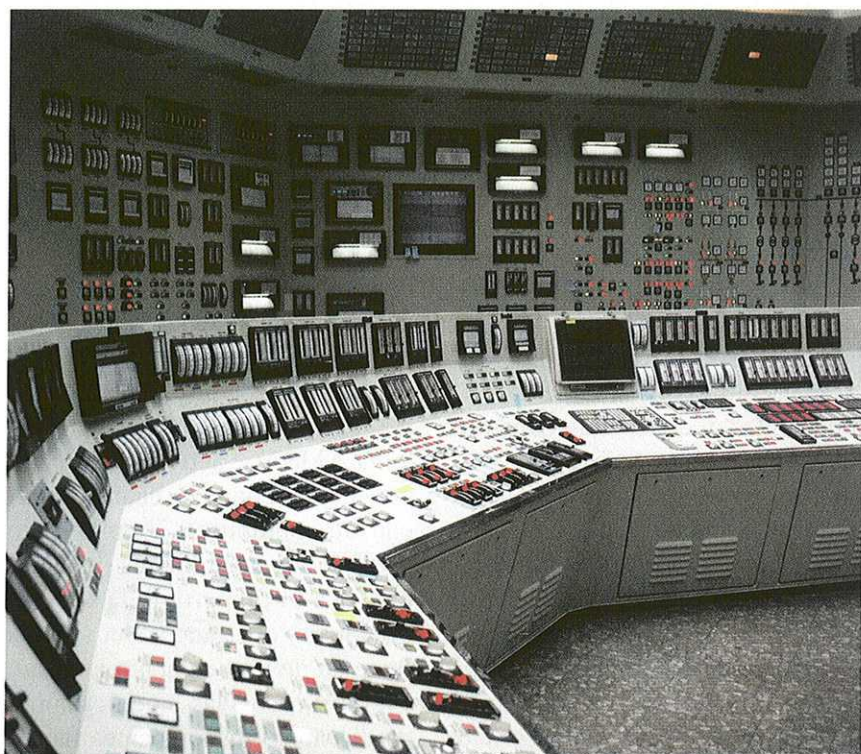
– *Integridad del recinto de contención.* Con objeto de valorar si la contención mantiene su integridad, el criterio a considerar se basa en que los valores de presión de contención, temperatura y otras variables no debe exceder los valores de diseño de la estructura de contención ni de los componentes, equipos y sistemas necesarios para la parada segura del reactor. El propósito de la adopción de un criterio para la integridad del recinto de contención, es asegurar que ésta se mantiene durante un ATWS. De los cálculos realizados y de los datos de diseño típicamente utilizados, se puede indicar que las condiciones de temperatura y presión alcanzadas en la contención no son las condiciones limitativas para los ATWS. En los reactores BWR se ha identificado una posibilidad de fallo potencial motivada por el incremento de temperatura en la piscina de supresión. La experiencia operativa indica la posibilidad de aparición de inestabilidades al descargar vapor en la piscina de supresión, dependiendo de la tasa de vapor descargado y de la temperatura de la misma. Esta posibilidad de alcanzar condiciones de inestabilidad se reduce limitando la temperatura a un valor por debajo de un umbral al cual la inestabilidad debida a este fenómeno ocurre.

– *Capacidad de refrigeración y mantenimiento en parada a largo plazo.* El propósito de un criterio para asegurar la capacidad de refrigeración a largo plazo es garantizar que los equipos se encuentran disponibles para recuperar la situación tras un suceso ATWS. En general, se trata de demostrar que la planta es capaz de alcanzar una condición de parada segura y, por tanto, se mantiene la capacidad de hacer subcrítico el reactor, establecer su refrigeración y mantener es-

ta situación de forma indefinida. Los sistemas y equipos encargados de realizar esta labor son, en general, los mismos que para otro tipo de accidente. Puesto que estos sistemas son de baja presión, la recuperación tras un ATWS requiere la refrigeración y despresurización del reactor, debiendo existir garantías suficientes sobre su operabilidad, su capacidad de refrigeración, efectividad de sistemas de inyección de boro, fuentes de suministro de agua, acciones del operador y tiempo necesario para alcanzar esa situación de parada.

4.2. Diseño de sistemas de mitigación. Regulación: 10 CFR 50.62 y RSK-81

Los sistemas de mitigación son aquellos sistemas encargados de limitar las consecuencias de este tipo de sucesos. Normalmente estos sistemas dispondrán de una actuación automática cuando se alcancen determinados niveles en las condiciones vigiladas y continuarán sus funciones sin necesidad de actuación manual por parte del operador, a menos que se pueda demostrar razonablemente que estas actuaciones manuales puedan llevarse a cabo de forma ordenada y con tiempo suficiente. Estos sistemas de mitigación deben proporcionar de forma separada e independiente del sistema de protección, suficiente reactividad negativa así como capacidad para limitar las consecuencias de estos sucesos y, en particular, limitar la presión del reactor y mantener el núcleo refrigerado. En cuanto a las acciones manuales, es razonablemente creíble que un operador bien entrenado responda de forma correcta ante la mayoría de los sucesos anormales; sin embargo, su respuesta ante un suceso inusual como un ATWS es menos predecible. Por esta razón, se suele requerir no dar crédito a las acciones del operador durante los primeros diez minutos del incidente, tiempo estimado como suficiente para que el ope-



► **Figura 5.** Sala de control de una central nuclear.

rador identifique y evalúe la situación para tomar las acciones oportunas. En este caso se considera que las acciones a adoptar por el operador son acciones sencillas, tales como iniciar la inyección de boro en los PWR o realinear el RHR en modo de refrigeración de piscina en los BWR.

Tal como se ha descrito anteriormente, la NRC publicó una modificación al 10 CFR 50.62 estableciendo los requisitos de reducción del riesgo de los ATWS para los reactores de agua ligera. Los requisitos de este 10 CFR 50.62 establecen diferentes requisitos, dependiendo del diseño de cada reactor. A continuación se mencionan los aspectos más destacables para los reactores PWR de diseño Westinghouse y para los BWR de General Electric:

– Cada reactor PWR debe disponer de un sistema separado del sistema de disparo del reactor que, partiendo de la señal del sensor y hasta el dispositivo final de actuación, inicie de forma automática el sistema de agua de alimentación auxiliar (o de emergencia) a los ge-

neradores de vapor y provoque el disparo de la turbina principal ante condiciones indicativas de ATWS. Este sistema debe estar diseñado para realizar su función de forma fiable y debe ser independiente del sistema de disparo del reactor existente.

– Cada reactor BWR debe disponer de un sistema alternativo de inserción de barras (ARI) que sea diverso del sistema de disparo del reactor desde el sensor y hasta el dispositivo de actuación final. Este sistema ARI debe estar diseñado para realizar su función de forma fiable e independiente del sistema de disparo del reactor. Además, los reactores BWR deben disponer de un sistema con capacidad de inyectar agua borada en el reactor (Standby Liquid Control System, SBLCS) con el caudal y la concentración de boro suficientes como para insertar la reactividad negativa necesaria para lograr la parada del reactor. Adicionalmente, en este tipo de reactores se debe producir el disparo automático de las bombas de recirculación ante situaciones de ATWS.

Esta modificación del 10 CFR se complementa con la carta genérica (*Generic letter 85-06*) en la que se establece una guía para los requisitos de garantía de calidad de los equipos relacionados con ATWS. Para dar cumplimiento a estos requisitos, el grupo de propietarios de Westinghouse (WOG) elaboró un documento WCAP-10858 AM-SAC, *ATWS Mitigation System Actuation Circuitry, Generic Design Package*, en el que se contemplan tres alternativas en las que basar el diseño de un sistema de mitigación de ATWS. Puesto que los análisis de transitorios identifican que en estos reactores de agua a presión los sucesos ATWS más severos son los que suponen la pérdida de agua de alimentación a los generadores de vapor, tales como pérdida de carga (con disparo de la turbina principal por pérdida de vacío en el condensador) y pérdida completa de agua de alimentación, las alternativas consideradas contemplan la detección de esta situación. Esto es, activación del AMSAC por bajo nivel en los generadores de vapor, por bajo caudal de agua de alimentación o por disparo de las bombas de agua de alimentación o cierre de las válvulas de agua de alimentación principal. Las actuaciones que este sistema realizará consisten en el arranque del sistema de agua de alimentación auxiliar (antes de 60 segundos del inicio) y disparo de la turbina principal (antes de 30 segundos del inicio). Este WCAP fue aprobado por la NRC con carácter genérico, siendo la base para la incorporación de este sistema de forma individualizada.

Por su parte, en Alemania, en la entonces RFA, la Comisión de Seguridad de Reactores (RSK) encargada de realizar una compilación de los requisitos relacionados con la seguridad, a partir de las guías elaboradas para los reactores de agua a presión de enero de 1979, editó una revisión de estas guías en octubre de 1981 conocidas como RSK-81.

Esta edición, como figura en la introducción de dicho documento, se realizó con el propósito de facilitar el proceso de deliberación interno de esta comisión para valorar la seguridad de los reactores PWR. En este sentido, el alcance de la aplicación de las guías contenidas en esa RSK-81 debe analizarse caso por caso, y aunque no son directamente mandatorias, proporcionan una indicación razonable para garantizar las condiciones de seguridad.

La RSK-81, en su apartado 20, identifica las condiciones en que se deben analizar los fallos del sistema de disparo del reactor ante transitorios operacionales. La mencionada Comisión de Seguridad considera que para reducir el riesgo en caso de fallo del sistema de disparo del reactor se deben analizar las siguientes condiciones:

- La evolución de los transitorios operacionales debe analizarse suponiendo el fallo completo del sistema de disparo del reactor ante los siguientes supuestos:

- Fallo del sumidero principal de calor, esto es, como resultado de una pérdida de vacío y/o el cierre de las válvulas de aislamiento de vapor principal, manteniendo alimentación eléctrica a la estación de alivio.

- Fallo del sumidero principal de calor con fallo de alimentación eléctrica a la estación de alivio.

- Máximo aumento en la extracción de calor, esto es, como resultado de la apertura de las válvulas de *bypass* de turbina o las válvulas de seguridad de vapor principal.

- Pérdida completa del suministro de agua de alimentación.

- Máxima reducción de caudal del refrigerante del reactor.

- Máxima variación de reactividad como consecuencia de la extracción de barras de control o de un banco de control, suponiendo funcionamiento a plena carga y desde disponible caliente.

- Reducción de presión como consecuencia de la apertura de una válvula de seguridad del presionador.

- Máxima reducción de la temperatura de entrada al reactor como consecuencia de un fallo de un componente activo del sistema de suministro de agua de alimentación.

Estos análisis deben considerar los cambios en los parámetros y los diferentes estados de los sistemas que intervienen en el control de los procesos. Con la excepción de los sistemas afectados, el resto de sistemas pueden considerarse operables, no siendo necesario considerar además la existencia de equipos en mantenimiento.

- La evaluación de los transitorios correspondientes debe demostrar que no se exceden los niveles de esfuerzo a que estará sometida la barrera de presión, que deben ser inferiores a los límites de servicio nivel C considerados en el código ASME sección III.

- El sistema de boración y los sistemas de extracción de calor residual deben estar diseñados de forma que su disponibilidad esté garantizada bajo las condiciones supuestas en los análisis y, después de estos sucesos, para garantizar la parada del reactor.

5. Aplicación en España (licenciamiento)

En España, el licenciamiento de este tema se realizó a finales de la década de los años 80. La situación actual se puede resumir como sigue a continuación.

La central nuclear Santa María de Garoña incorporó en 1987 un sistema alternativo de inserción de barras (ARI) y un sistema de disparo de automático de las bombas de recirculación por alta presión (RPT). Asimismo, en 1988 se procedió a modificar el sistema de inyección de boro (Standby Liquid Control System) de cara a cumplir con los requisitos del 10 CFR 50.62.

En Cofrentes, tanto el ARI como el RPT se incorporaron en 1988. El sistema de inyección de boro (SLCS) no fue necesario modificarlo ya que su diseño original

cumplía los requisitos de la normativa. Además, en este caso se incorporó un sistema de reducción del agua de alimentación mediante un *runback* del sistema.

Para los PWR de 3 lazos y de diseño Westinghouse, esto es Almaraz, Ascó y Vandellós II, siguiendo la referencia de la documentación genérica elaborada por el grupo de propietarios, se realizó en 1989 una modificación de diseño para incorporar el sistema AMSAC. Este sistema AMSAC, activo por encima del 40% de potencia, cuando se alcanzan condiciones de muy bajo nivel en los generadores de vapor provoca el disparo de la turbina principal y el arranque del sistema de agua de alimentación auxiliar. En estos casos, las modificaciones de diseño correspondientes fueron sometidas a un proceso de licenciamiento previo a su incorporación.

En el caso de la central nuclear José Cabrera, también de diseño Westinghouse, dada su singularidad y teniendo en cuenta que la propia revisión de 10 CFR 50.62 admite la posibilidad de justificar la no aplicación de este requisito, presentó para su licenciamiento una propuesta de exención de estos requisitos fundamentada en análisis específicos realizados con RELAP-5, Mod 2. La relativamente baja potencia (160 MWe), la alta capacidad de alivio de las válvulas de alivio del presionador, la relativamente alta relación entre el caudal del sistema de refrigeración y la potencia térmica junto con la mayor relación entre el volumen de contención y potencia térmica frente a otras centrales PWR, son características de esta central nuclear que repercuten favorablemente en los resultados de los análisis presentados. En este caso, los análisis realizados no sólo se centraron en los casos más limitantes contemplados en el NUREG-0460 sino en todos los sucesos analizados en el Estudio de Seguridad (FSAR) identificados como de condición II, aplicando como crite-

rios de aceptación los referidos anteriormente. Basándose en este análisis se eximió a esta central de la incorporación de una modificación de diseño para mitigar las consecuencias de los ATWS.

En cuanto a Trillo, en aplicación de los requisitos de la normativa del país de origen del proyecto, durante el proceso de licenciamiento correspondiente al permiso de explotación, se requirió la realización de los análisis incluidos en la RSK-81 citada anteriormente.

6. Resumen y conclusiones

Finalmente, y teniendo en cuenta todo lo anterior, se puede destacar lo siguiente.

Los Anticipated Transients Without Scram (ATWS), como sucesos en los que el sistema de protección del reactor debe iniciar el disparo del reactor pero éste no es efectivo, implican un desequilibrio entre la potencia generada por el reactor y la extraída, lo que trae como consecuencia un aumento en la temperatura y presión del sistema primario. A menos que la potencia del núcleo y la presión del sistema

se reduzca en pocos minutos, dentro de los límites que los sistemas sean capaces de controlar, en poco tiempo se producirá un descubrimiento del núcleo y comenzará un proceso de daño y fusión posterior. La severidad de tales sucesos varía en función del diseño de reactor y puede ser modificado mediante la actuación de otros sistemas

Para afrontar los sucesos ATWS, la orientación que se ha seguido consiste en reducir la probabilidad de que un suceso de este tipo llegue a producir unas consecuencias inaceptables mediante sistemas de mitigación para limitar el aumento de presión y mantener la integridad de la barrera de presión del sistema de refrigeración del reactor, proporcionar aporte de agua y refrigeración del núcleo y limitar la fuga potencial de material radiactivo manteniendo la integridad de la contención. En base a esto la NRC favoreció la edición de una modificación al 10 CFR 50.62 para incluir requisitos específicos para cada tipo de reactor. Por su parte, la Comisión de Seguridad de Reactores en Alemania (RSK) ela-

boró unas guías, RSK-81, que, aunque no son directamente mandatorias, identifican las condiciones en que se deben analizar los fallos del sistema de disparo ante transitorios operacionales.

En España, mediante la aplicación de los requisitos reguladores del país de origen del proyecto, se han incorporado y licenciado las modificaciones correspondientes, con la excepción de la central nuclear José Cabrera en la que a partir de estudios específicos se justificó la no necesidad de incorporar de un sistema de mitigación. El licenciamiento de estas modificaciones se realizó en los años 87 y 90.

Con independencia del licenciamiento de las modificaciones requeridas por la normativa, subsisten aspectos que pueden suscitar alguna controversia. Tal es el caso del impacto del coeficiente de temperatura del moderador en reactores PWR, las acciones manuales a realizar por el operador contempladas en los procedimientos de operación de emergencia en los reactores BWR o las inestabilidades en los reactores BWR. ☐

Referencias

- *Nuclear Safety Criteria for the Design of Stationary Pressurized Water Reactors Plants*. ANSI/ANS 51.1-1983
- WASH-1270. *Technical Report on Anticipated Transients Without Scram for Water Cooled Power Reactors*. 1973
- NUREG-0460. *Anticipated Transients Without SCRAM for LWR*. Diciembre, 1978.
- NEDO-24222. GE Co. *Assessment of BWR Mitigation of ATWS*. Vol. II (NUREG-0460). *Alternate No.3*. Febrero /81.
- *Generic implications of ATWS Event at Salem Nuclear Power Plant*. NUREG-1000.
- *Standard Review Plan*. NUREG-0800. Section 15.8 *Anticipated transients Without Scram*.
- *NRC Fact Finding Task Force Report on the ATWS Event at Salem Nuclear Generation Station Unit 1 on February 25-83*. NUREG-0977.
- *RSK Guidelines for Pressurized Water Reactors*. 3rd edition October-14.1.981. RSK-81.
- 10 CFR 50.62. *Requirements for Reduction of Risk from Anticipated Transients Without Scram (ATWS) Events for Light-Water-Cooled Nuclear Power Plants*.
- *State of the Art Report on Boiling Water Reactors Stability*. NEA/CSNI/R(96) 21. January, 1997.
- *Required Actions Based on Generic Implications of Salem ATWS Events*. GL- 83-28.
- *Failure of Reactors Trip Breakers (Westinghouse DB-5) to Open on Automatic Trip Signal*. IEB-83-01.
- *Failure of 76 of 185 Control Rods to Fully Insert during Scram at BWR*. IEB-80-17
- *Degradation of BWR Scram Discharge Volume Capability*. IEB-80-14.
- *Reliability of ATWS Mitigation Systems and Other NRC-Required Equipment not Controlled by Plant Technical Specifications*. Notice- 92-06.

Antonio Muñoz, José Rodríguez y José María Martínez-Val*

La seguridad industrial: su estructuración y contenido

El desarrollo industrial ha llevado a un continuo incremento de la productividad, pero también el concepto de seguridad ha ido cobrando relevancia. Los autores abordan en el artículo la estructuración y

contenido de la seguridad industrial, que lleva al establecimiento de requisitos esenciales de seguridad tanto en la fabricación y en los procesos como en los productos.

1. Introducción

En la evolución histórica del desarrollo industrial suelen distinguirse tres fases que pueden caracterizarse por los conceptos primordiales o más significativos de cada una de ellas.

La primera fase, propia de los albores de la revolución industrial, estuvo fuertemente marcada por el concepto de *productividad*, al cual se relegaban otros objetivos, pues resultaba primordial asegurar que los nuevos procesos de producción tuvieran capacidad suficiente para rentabilizar las inversiones efectuadas. Es una fase que se dio, sobre todo, en los países de más temprana industrialización, pero que también se aprecia en los países de incorporación más tardía a la revolución industrial, en los cuales fue necesario un primer esfuerzo para

asimilar tecnología y hacerla productiva, por encima de otras consideraciones.

En una segunda etapa, el concepto de *seguridad* adquiere la mayor relevancia, en su doble vertiente de seguridad interna en la fabricación o en los procesos industriales, y seguridad externa en el uso de los productos o los servicios industriales. Tan pronto se llega al dominio de las técnicas fundamentales de la industrialización en los diversos países, y según su historia particular de desarrollo, se produce cierto realineamiento de objetivos, en los cuales la seguridad aparece como característica a cumplir necesariamente. Aunque la industria haya de seguir satisfaciendo los criterios de rentabilidad económica para los cuales es necesaria la productividad, su optimización no puede en ningún caso incumplir los requisitos esenciales de seguridad. El por qué de estos requisitos y cómo se establecen es una de las cuestiones que se pretende abordar en este artículo.

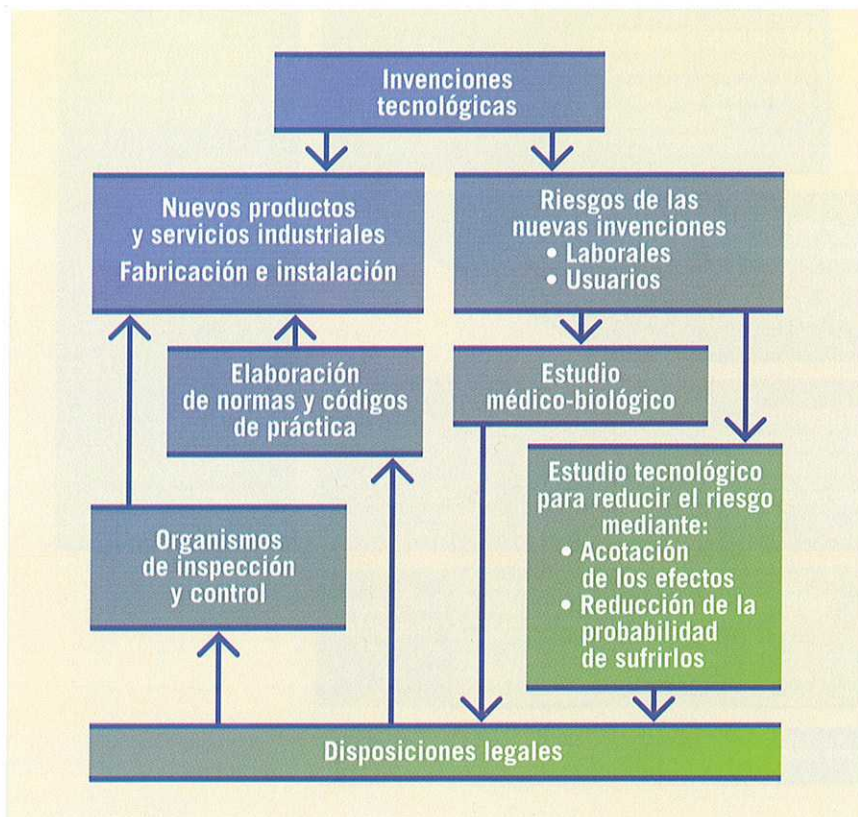
En la tercera fase, que podríamos considerar se inicia en el mun-

do industrializado después de la Segunda Guerra Mundial, cobra importancia decisiva el concepto de *calidad*, puesto que no basta con asegurar unos mínimos requisitos de seguridad, ni tampoco es suficiente maximizar la productividad a corto plazo o tácticamente, sino que hay que considerar la calidad como valor intrínseco y de carácter estratégico, tanto en relación con los procesos como por la calidad de los productos. Técnicas tales como la garantía de calidad, el *total quality management* o el aseguramiento de la calidad, no son sino subfases evolutivas en el tratamiento de la calidad en el entorno industrial. La calidad va también asociada a la complejidad de ciertas industrias emergentes que, a partir de la Segunda Guerra Mundial, cobran aún mayor importancia, como es el caso de la aeronáutica, o bien aparecen a partir de ese momento, como es el caso de la industria nuclear.

Una de las cuestiones más singulares y llamativas de la seguridad industrial es la aparente desproporción entre causas y efectos, sobre todo en lo referente a los *accidentes*

* A. Muñoz es subdirector general de Seguridad y Calidad Industrial del Miner. J. Rodríguez es jefe del Área de Seguridad Industrial del Miner. J. M. Martínez-Val es catedrático de la Escuela Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid.

Figura 1. Cuadro sinóptico de la génesis de la seguridad industrial.



mayores, a menudo iniciados por un incidente menor. Por ejemplo, son numerosos los casos en que accidentes industriales o paraindustriales de importancia han comenzado simplemente con la utilización de un soplete de soldadura, herramienta muy empleada en la industria y en las construcciones industriales. En muchos accidentes se aprecia esta desproporción entre causas y efectos, y ello tiene su explicación por la concentración de energía y de sustancias inflamables o explosivas que pueda haber en las instalaciones industriales y que se liberan por un incendio originado localmente por el soplete. Precisamente se reserva el nombre de accidentes mayores para aquellas circunstancias en las que hay emisión de energía o de sustancias tóxicas fuera de su recinto nominal de confinamiento, y particularmente fuera de las propias instalaciones y, por tanto, en cercanía al medio ambiente humano.

En este artículo se pretende abordar una serie de cuestiones bá-

sicas, de corte académico, sobre el tema de la seguridad industrial, tocando brevemente lo referente a su articulación legal. Uno de los objetivos es poner en evidencia la *raíz técnica* de los problemas de la seguridad y de los *mecanismos* para preservarla. O dicho de otro modo: para combatir la inseguridad hay que tener presente y dominar adecuadamente la fenomenología técnica; de lo contrario, las disposiciones legales expresarán deseos muy loables, pero no tendrán una materialización práctica al mayor nivel posible.

2. Las raíces de la seguridad industrial

La seguridad industrial no debe considerarse como un conjunto de preceptos totalmente consolidados, porque éstos han de evolucionar tal como lo hacen las aplicaciones tecnológicas. En la figura 1 se presenta una interpretación acerca de la génesis de la seguridad industrial como materia de estudio y trabajo. Parte este cuadro de que el avance

científico produce invenciones tecnológicas que pueden materializarse en nuevos productos y servicios industriales. Obviamente, de cualquier innovación comercializable ha de derivarse un beneficio social o personal, para satisfacción de necesidades humanas. Tal es el caso del transporte, la energía, los tejidos, materiales de construcción, etcétera.

Las nuevas invenciones necesariamente implican *nuevos riesgos*, o bien riesgos ya conocidos pero con raíces distintas o mecanismos de propagación diferentes, relacionados con la novedad de la invención. Para valorar los riesgos hace falta conocer los efectos médico-biológicos causados por esas nuevas invenciones. Por ejemplo, el advenimiento y comercialización de la electricidad supuso enfrentarse a los riesgos de electrocución, que pueden originar fibrilaciones cardíacas y, eventualmente, el fallecimiento, así como producir quemaduras por contacto eléctrico. Los estudios médicos no tienen por qué ser específicos de una aplicación industrial, habida cuenta de que muchos riesgos son genéricos desde el punto de vista biológico, como todos aquellos en los que existen sobrepresiones, colisiones, efectos de energía cinética, etcétera.

El advenimiento de nuevas invenciones obliga a un estudio tecnológico para reducir sus riesgos, atendiendo fundamentalmente a dos cuestiones: acotar y minimizar en lo posible los efectos producibles por estas nuevas invenciones; y reducir la probabilidad de sufrir esos efectos. El daño o efecto causado, multiplicado por la probabilidad de que acaezca ese determinado efecto, es lo que comúnmente se define como riesgo en términos probabilísticos.

También hay aproximaciones deterministas al concepto de la seguridad, útiles para ciertos estudios técnicos de alcance acotado (por ejemplo, al régimen nominal de funcionamiento de una instalación)

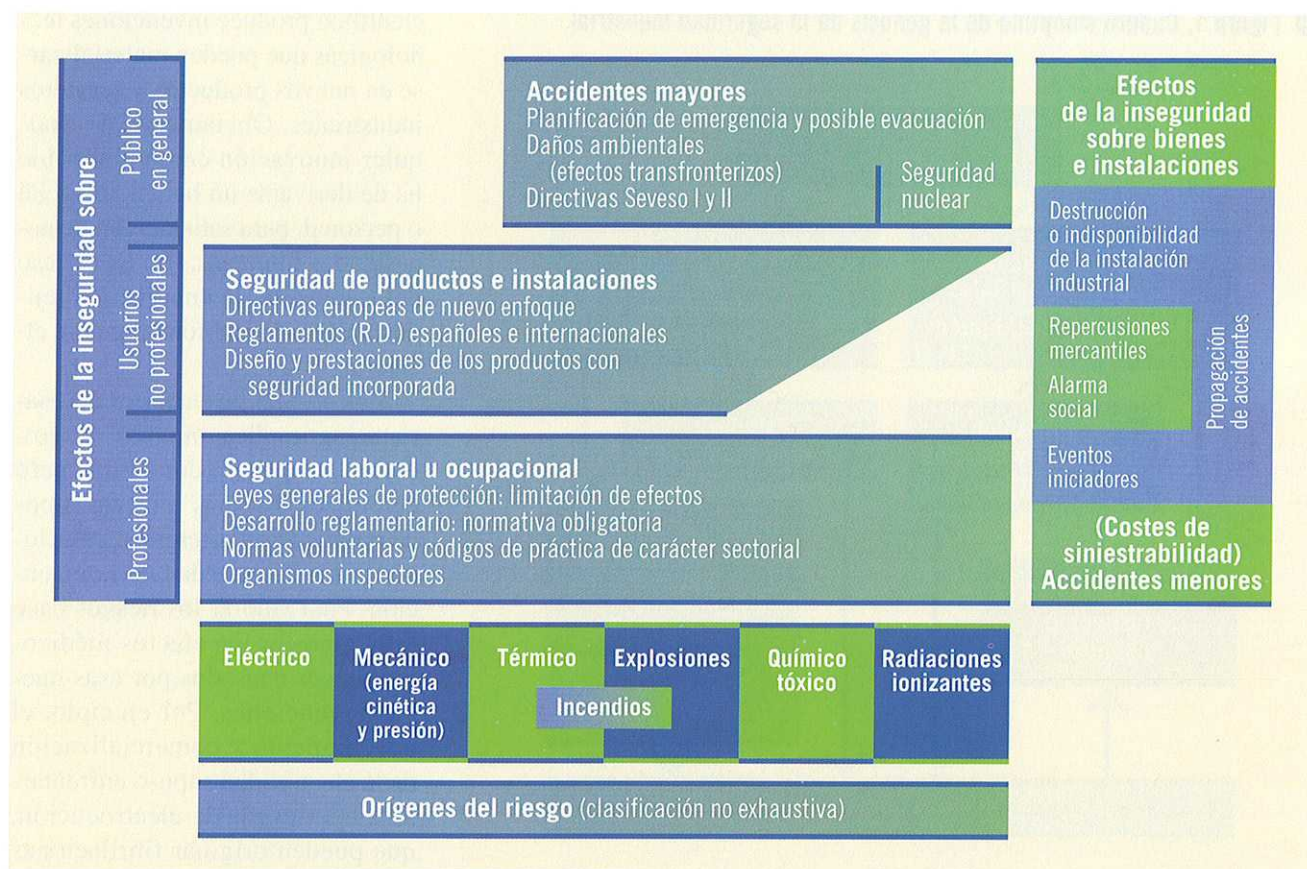


Figura 2. Estructura matricial de la seguridad industrial.

y, en particular, para el campo de la seguridad ocupacional.

Debido a la naturaleza técnica de los riesgos industriales, las exigencias sobre la materia no pueden conformarse con enumeraciones genéricas de requisitos, bajo el lema obvio de que todo ha de hacerse con seguridad. Hace falta descender a un detalle que esté en coherencia con el estado de la técnica en cuestión y ello se suele escapar del marco abordable desde el poder legislativo e, incluso, de la Administración, por lo que resulta indispensable la participación de los propios técnicos en la elaboración de normas y códigos de práctica. Ello permite aprovechar todo el conocimiento científico-tecnológico sobre la materia y sistematizar los requisitos de diseño, construcción, operación y eventual desmantelamiento, de tal manera que sean guías para la buena práctica industrial relativa a esa materia. Es importante señalar que, por lo general, las normas técnicas no tienen

obligatoriedad desde el punto de vista legal, salvo aquellas que estén explicitadas como parte de un reglamento que se haya promulgado como de obligado cumplimiento. Sin embargo, las normas técnicas son un elemento imprescindible no sólo para mejorar la seguridad industrial, sino para otras cuestiones relacionadas con la productividad y la calidad. En nuestro contexto, lo que importa es que muchas de estas normas permiten asegurar que una instalación o un servicio se está explotando de acuerdo con el mejor conocimiento disponible en el momento.

Ahora bien, las cuestiones de seguridad industrial tienen tal repercusión social que no pueden quedar exclusivamente al arbitrio de los tecnólogos o de las personas entendidas en la materia, puesto que nadie debe ser juez y parte en ningún asunto. Qué duda cabe que los especialistas técnicos en su rama son, sin duda, los más cualificados para entender de ésta, pero re-

sulta lógico que la sociedad tenga que instrumentar mecanismos de control independientes para evitar esta situación de juez y parte, que podría darse en el caso de vacío legal.

Esta glosa sobre la génesis de la seguridad industrial es procedente para subrayar la naturaleza tecnológica de esta materia, a pesar de que, como se ha reconocido, se concrete en disposiciones legales que parecen tener justificación por su propio carácter preventivo o de aseguramiento. Pero este carácter no tendrá plena vigencia si no se dominan las tecnologías que constituyen el origen del riesgo.

3. La estructura de la seguridad industrial

Aunque la seguridad industrial haya dado lugar a una bibliografía internacional suficientemente amplia, sin embargo son muy escasos los libros que tratan de este tema con rigor académico. Son bastante comunes los manuales de seguri-

dad e higiene, y los estudios realizados sobre especificaciones técnicas de instalaciones y códigos de práctica. Por el contrario, es bastante escasa la bibliografía que se preocupa de la seguridad industrial como materia de estudio en sí, a pesar de la trascendencia que tiene la seguridad industrial, no sólo por la siniestralidad que comporta, y que se traduce en miles de accidentes mortales al año en el mundo, sino también por sus importantes efectos económicos y sociales. En España, por ejemplo, en 1996 se produjeron más de 1.300 fallecimientos por accidentes de trabajo, en gran medida relacionados con la seguridad industrial, y el coste de la siniestralidad laboral fue del orden del billón de pesetas.

En la figura 2 se presenta una estructura matricial de la seguridad industrial que nos permitirá desarrollar este tema con cierta sistemática académica.

En el eje horizontal, encontramos los orígenes del riesgo, que en dicha figura no presenta una clasificación exhaustiva de materias, aunque sí se señalan las más significativas. Ahí encontramos orígenes de riesgo tales como el eléctrico, el térmico o las radiaciones ionizantes.

En el eje vertical izquierdo, se disponen tres niveles diferentes que señalan distintos grupos humanos sobre los que actúan los efectos de la inseguridad. En el nivel inferior, más próximo al origen del riesgo, encontramos a los profesionales del ramo. Sobre ellos, encontramos usuarios no profesionales, entendiendo por éstos personas que han adquirido productos o son usuarios de servicios industriales a cuyos riesgos están expuestos.

Por último, podemos contabilizar al público en general, que puede sufrir los efectos de la inseguridad como consecuencia de emanaciones de sustancias tóxicas o de energía fuera de los ámbitos donde nominalmente han de estar confinadas.

Adicionalmente, hay que considerar los efectos socioeconómicos de la inseguridad industrial, reflejados en el eje derecho del cuadro. Los efectos económicos no siempre guardan relación con los daños biológicos causados, pues pueden quedar limitados a la propia instalación, que sufra un gran deterioro o quede indisponible. Por ejemplo, en el accidente de la central nuclear de Harrisburg (TMI-2, en 1979) no se produjo ninguna baja directamente atribuible al accidente y, sin embargo, las pérdidas se valoraron en más de 2.000 millones de dólares del citado año. En dicho accidente, una concatenación de averías y una mala respuesta de los operadores de la central hizo que el núcleo del reactor resultara fuertemente dañado y esa unidad de la central quedara inhábil absolutamente. Como sólo llevaba un año de funcionamiento, prácticamente se perdió toda la inversión.

Como consecuencia fundamentalmente de los efectos de la inseguridad sobre la población, es convencional distinguir estos tres tipos de seguridad industrial, que no obstante están conectados entre sí y tienen una raíz común, si bien muchas veces se consideran, erróneamente, como disjuntos: la seguridad laboral, la seguridad de productos y los accidentes mayores.

3.1. La seguridad laboral

El ámbito correspondiente a los profesionales suele denominarse *seguridad laboral u ocupacional*, y afecta en varios casos a las organizaciones que entienden del trabajo. Lógicamente, en este campo se trata de proteger al profesional, y de ahí la importancia que adquieren las organizaciones, entidades o institutos dedicados a velar por la seguridad de los trabajadores.

Ello sin embargo no debe hacer olvidar que es el origen del riesgo, en definitiva la escala horizontal de la figura, lo que provoca la necesidad de articular una seguridad ocupacional. De lo contrario, las dis-

posiciones legales al efecto se limitarían a declaraciones de objetivos y de buena voluntad, pero no podrían descender a cuestiones prácticas que realmente sirvieran para proteger a los profesionales. En este caso, en el pináculo de la pirámide normativa aparecen una o varias leyes generales de protección, que ante todo piden la limitación de efectos sobre los profesionales, obligan a mantener unas determinadas estructuras de seguridad, y contemplan un régimen sancionador para actuar contra los individuos o las empresas que transgredan estos principios legales. En España, ese papel lo cumple la Ley de Prevención de Riesgos Laborales (Ley 31/1995).

Bajo estas leyes aparecen los reglamentos (en España a nivel de real decreto, como el Reglamento de los Servicios de Prevención, Real Decreto 39/1997), que implican una normativa obligatoria, por lo general estrictamente limitada a los aspectos de seguridad y protección. En muchos casos, esta normativa impone valores mínimos o máximos a magnitudes fácilmente mensurables, con objeto de limitar los efectos de una manera práctica y efectiva. Tal es el concepto, por ejemplo, de las concentraciones máximas permisibles de productos tóxicos, bien químicos, bien radiactivos. Adicionalmente se requieren *planes de prevención* (internos y de puestos específicos) y *planes de emergencia*, para reaccionar ante accidentes mayores.

En España, es el Instituto Nacional de Higiene y Seguridad en el Trabajo quien ha tenido las competencias más claras sobre este tema, si bien las comunidades autónomas poseen competencias transferidas para realizar inspecciones y evaluaciones en estos ámbitos.

Recientemente (4 de noviembre de 1998) se ha celebrado una cumbre interministerial, con participación adicional de varios presidentes de comunidades autónomas, en la que los ministros de Industria,

Medio Ambiente y Trabajo, junto a las organizaciones sindicales y empresariales, han puesto en marcha un plan de acción para reducir la siniestralidad laboral.

No puede dejar de señalarse que, a menudo, la seguridad laboral se entiende básicamente desde el lado de los efectos (por así decirlo, la escala vertical de la estructura matricial que comentamos) y tiene menos peso específico lo correspondiente a la parte técnica (escala horizontal). A nuestro entender, una seguridad laboral u ocupacional equilibrada debería contar también con mayor indagación sobre los orígenes del riesgo, y no solamente sobre cómo limitar los efectos de éstos mediante limitaciones en valores tales como la tensión eléctrica, la temperatura, la presión, los decibelios, la exposición radiológica o las concentraciones de diversos productos. El análisis de cómo asegurar para una instalación que esas limitaciones no van a ser transgredidas, por disponer de márgenes muy amplios entre los valores nominales y los valores límite, debería ocupar una parte importante de la seguridad laboral.

3.2. La seguridad de productos

El tema referente a los usuarios tiene un planteamiento completamente distinto al anterior, aun cuando los orígenes del riesgo sean similares. En este caso, nos encontramos ante productos e instalaciones industriales que o bien pueden ser usados directamente por el público comprador o bien prestan un servicio del cual se beneficia dicho público. La seguridad laboral trata de personas profesionalmente expuestas, pero aquí nos encontramos con personas que no tienen por qué tener ninguna cualificación para el uso de dicho producto.

Ello significa que los productos deben llevar su seguridad incorporada mediante el adecuado diseño y atendiendo a técnicas de fabricación que aseguren las prestaciones

de los productos, incluidas sobre todo sus características de seguridad.

En el régimen administrativo tradicional sobre seguridad de productos de la mayor parte de los países occidentales se utilizaba comúnmente la práctica de la *homologación*, todavía necesaria hoy en algunos tipos de productos. Mediante la homologación, la Administración otorgaba *a priori* un permiso de comercialización de un producto, a partir del ensayo de un prototipo o de las verificaciones que se estimaran pertinentes en un reglamento.

Ello todavía es así para algunos productos que no están sometidos a lo que se denomina *política de nuevo enfoque* en el ámbito de la Unión Europea (UE). Sin embargo, para la mayoría de los productos industriales, desde los electrodomésticos hasta las embarcaciones de recreo, pasando por ascensores y juguetes, la Unión Europea ha ido promulgando una serie de directivas que son de obligado cumplimiento y constituyen el esqueleto de la llamada política de nuevo enfoque.

Esta política está asociada al establecimiento del mercado interior de la UE, que comprende a los países miembros de la Unión y en el seno del cual la comercialización se realiza libremente, sin barreras arancelarias ni técnicas. Ello significa que un producto que cumpla las directivas de la UE, puede comercializarse libremente en cualquier país de Europa. Ahora bien, el nuevo enfoque no exige una homologación previa a los productos, lo cual hubiera creado una cierta hipertrofia administrativo-técnica contraria a la dinamización mercantil que buscaba la idea del mercado interior, sino que la comercialización de los productos se hace bajo responsabilidad del fabricante o del importador, que para comercializar su producto debe estampillar en él la marca *CE*, por la cual se responsabiliza de que dicho pro-

ducto cumple todas las directivas de la UE que le sean aplicables. Para ello, el fabricante o el importador ha de elaborar un *expediente técnico* en el que se recojan todas las pruebas y ensayos que se han llevado a cabo para asegurar el cumplimiento de las directivas recogidas en la tabla 1. De lo contrario, podrá incurrir en delitos civiles e incluso penales.

Lógicamente, la UE tenía que compatibilizar la dinamización buscada en sentido comercial con el mercado único con el mantenimiento de unos niveles suficientes de seguridad. La UE responsabiliza a los Estados miembros de la inspección de los productos comerciales existentes en su mercado, mediante un análisis muestral que tienda a asegurar que lo que realmente se encuentra en el mercado europeo cumple las disposiciones de seguridad.

3.3. Accidentes mayores

Un tercer ámbito de la seguridad industrial lo conforma todo lo relativo a los accidentes mayores, entendiendo por éstos los que repercuten en el público en general o al medio ambiente humano, con emisión de sustancias tóxicas fuera de las instalaciones industriales, o con emisión de energía en cantidades anormales. La emisión de energía suele ir acompañada en estos casos de fenómenos peligrosos tales como detonaciones, deflagraciones e incendios. En numerosas ocasiones, la existencia de estas emisiones energéticas estimula la dispersión de los agentes tóxicos y, por tanto, contribuye a dar una mayor proporción catastrófica a un determinado accidente.

En grandes líneas, cabe diferenciar dos ámbitos industriales en los que esta accidentología tiene especial relevancia, y que se tratan separadamente. Por un lado, los agentes químicos tóxicos, y por otro, los productos radiactivos. Estos últimos, por sus propias peculiaridades físicas y por la especifi-

► **Tabla 1. Directivas de la política de nuevo enfoque.**

87/404/CEE	Recipientes a presión simples
88/378/CEE	Juguetes
89/106/CEE	Productos de construcción
89/336/CEE	Compatibilidad electromagnética
89/392/CEE	Máquinas
89/686/CEE	Instrumentos de pesaje no automáticos
90/385/CEE	Dispositivos médicos implantables activos
90/396/CEE	Máquinas que funcionan con combustible gaseoso
91/263/CEE	Equipo terminal de telecomunicaciones
92/42/CEE	Calderas de agua caliente alimentadas por combustible líquido o gaseoso
73/23/CEE	Equipo eléctrico diseñado para usarse dentro de determinados límites de tensión (baja tensión)
93/15/CEE	Explosivos para uso civil
93/42/CEE	Dispositivos médicos
94/9/EC	Equipo y sistemas protectores destinados a utilizarse en ambientes potencialmente explosivos
94/25/EC	Embarcaciones de recreo
95/16/EC	Ascensores
96/57/EC	Eficiencia energética de refrigeradores y frigoríficos
97/23/EC	Equipos a presión
90/683/CEE	Directiva de módulos de evaluación de la conformidad
92/59/CEE	Directiva de seguridad general de productos

cidad de sus instalaciones, son objeto de legislación y normativa asimismo específica, sobre lo que hay buena prueba en muchos artículos publicados en la revista *Seguridad Nuclear*.

En el campo de la industria química, en el contexto europeo, es imprescindible señalar la existencia de las directivas comúnmente llamadas *Seveso I* y *Seveso II*, que constituyen un marco de referencia obligado, y que a su vez se han de trasponer a las legislaciones de los países miembros.

Hay que anotar, no obstante, que estas directivas están inspiradas en la necesidad de protección a la población en general, particularmente la cercana a las industrias químicas, y como tales directivas poseen un carácter muy genérico, pues afectan a todo tipo de industrias, salvo a las instalaciones nucleares, a las de defensa y a la minería. Al tener un objetivo muy genérico, las directivas Seveso no pueden descender a niveles detallados sobre los estudios de seguridad y las técnicas de prevención y mitigación de accidentes de cada tipo concreto de instalación o industria. Al contrario, las directivas son muy exigentes, en particular la Seveso II, en lo que corresponde a información al público de los riesgos asociados a las instalaciones, y sobre la involucración de las autoridades locales y de los responsables de protección civil, de cara a elaborar planes de emergencia o actuaciones de diverso tipo ante posibles accidentes mayores. También involucran muy señaladamente a las autoridades de ordenación del territorio y desarrollo urbanístico, para que no minusvaloren los riesgos asociados a industrias preexistentes.

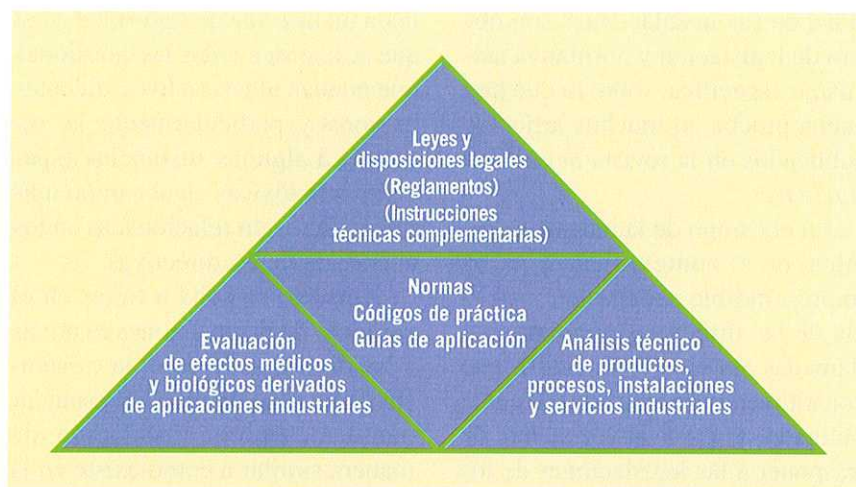
No obstante esta inspiración generalista de las directivas Seveso, en ellas se incluye la necesidad de que las industrias, particularmente en su etapa de implantación, pero también como consecuencia de variaciones en la producción, forma-

licen un informe de seguridad en el que se aborden todas las cuestiones que puedan afectar a los accidentes mayores y, particularmente, las relativas a algunas sustancias especialmente tóxicas en el campo químico, que están relacionadas en los apéndices de las directivas.

Aún así, se echa a faltar en el conjunto de disposiciones relativas a las directivas Seveso, la existencia de un plan de revisión estándar para cada tipo de instalación, de manera similar a como existe en la industria nuclear. En este último campo, partiendo de unas decenas de criterios científico-técnicos relativos a las instalaciones nucleares, se llega a guías de seguridad y especificaciones de funcionamiento que constituyen un análisis sistemático de la seguridad nuclear. Bien es cierto que la industria nuclear permite, por su carácter intensivo en capital y en intelecto humano, ese gran esfuerzo de sistematización que se ha realizado y que establece planes de revisión estándar muy detallados y con criterios que se concretan en especificaciones para las diversas variables físicas del sistema. Pero, al igual que las nociones de calidad nacidas en la industria nuclear han impregnado la industria en general, su metodología de seguridad también debería inspirar lo realizado en otros campos.

4. Metodología técnica

Una práctica de seguridad común al campo nuclear y al campo químico es el uso del concepto de concentraciones máximas permisibles de los productos tóxicos (o radiotóxicos) como límites derivados de fácil utilización industrial. El concepto de *límite derivado* está asociado a la evaluación del daño biológico que se lleva a cabo con un determinado agente tóxico. Conociendo los efectos de dicho agente en el organismo humano a través de las diversas vías de interacción posibles, se pueden limitar las cantidades que son inhalables o



► **Figura 3. Estructura esquemática de la metodología técnica de la seguridad industrial.**

ingeribles hasta no transgredir umbrales aceptables; y de dichas cantidades se derivan las concentraciones que puede haber en aire o en agua para un individuo patrón. Ello permite disponer de un límite fácilmente detectable por medidas objetivas con los aparatos de ensayo adecuados y, de esa manera, proteger a la población de los efectos potencialmente dañinos de dichos agentes tóxicos. Es obvio que ello requiere un estudio médico-biológico de los efectos de los agentes tóxicos, tal como se comentó al explicar la primera figura, en la que se enfatizaba la necesidad de conocer las reacciones biológicas ante las sustancias que pudieran causar daño.

Un ejemplo cotidiano de estas limitaciones son los 50 V de tensión continua que desde hace casi un siglo se han considerado como límite para garantizar el no fallecimiento en caso de electrocución. Ello hizo que algunas aplicaciones, como la telefonía convencional, estén alimentadas a algo menos de 50 V, si bien se trata además de señales de intensidad muy débil.

La caracterización y evaluación de los efectos médicos y biológicos de las aplicaciones industriales es, por tanto, un pilar básico en la metodología técnica de la seguridad industrial y en él descansa en parte la pirámide legal en la que ésta se

articula, según se representa esquemáticamente en la figura 3.

El otro pilar lo constituye el análisis técnico de esas aplicaciones, materializadas en procesos, productos y servicios. También en la figura 3 se indica este pilar, cuya estructura y contenido dependen significativamente del tipo de seguridad de que se trate, si bien existen procedimientos técnicos comunes a todas ellas.

Ese es el caso de los llamados *árboles de fallos* (o sus complementarios, *árboles de sucesos*), aplicables tanto para valorar la seguridad ocupacional como los accidentes mayores. En los árboles de fallos se parte de uno o varios fallos supuestos, y se analiza la cadena de propagación de efectos, que en el peor de los casos puede aparejar una sucesión de fallos con consecuencias catastróficas, y sirve para estimar la frecuencia asociada a diversos estados de la instalación.

Para su correcta aplicación, se ha de conocer la tasa de fallo de los sucesos iniciadores, lo cual no suele ser un requisito fácil de cumplir, pues sobre los modos y probabilidades de fallo pesa mucha incertidumbre y la significación estadística de la experiencia es, por lo general, muy pobre. Adicionalmente, se ha de conocer o presuponer la ley binomial de fallo/no fallo de los elementos de seguridad, o salva-

guardias, dispuestos para evitar que el fallo tenga consecuencias mayores.

Complementariamente, el análisis de sucesos puede establecerse con secuencia revertida: se parte de un suceso indeseable (por ejemplo, fuga de un gas tóxico) y se analiza, aguas arriba de los procesos, cuáles son los sucesos que pueden dar lugar a dicha situación indeseable. Del conjunto de ambos se puede determinar el riesgo de una instalación o de un proceso.

Un requisito fundamental de la ingeniería de seguridad es que ha de ser sistemática. En algunos casos, el ingeniero puede encontrarse ante aplicaciones tan novedosas que la experiencia anterior sea poco útil, pero lo habitual es lo contrario: que haya un cuerpo de experiencia general tan amplio que dicho estado del arte se pueda sistematizar en *normas*. En principio, estas normas carecen de obligatoriedad si bien algunas de ellas pueden quedar respaldadas por disposiciones legales, en cuyo caso si devienen de obligado cumplimiento.

Las normas se elaboran fundamentalmente por asociaciones profesionales independientes, que a veces pueden recibir apoyo estatal, como es el caso mayoritario en Europa, dado que la actividad de normalización es eminentemente deficitaria. Estados Unidos es el país de mayor tradición normativa, canalizada en gran medida a través del American National Standard Institute (ANSI), pero en la que el mayor peso lo llevan asociaciones tales como ASME (American Society of Mechanical Engineering), IEEE (Institute of Electrical and Electronic Engineers), etcétera. En España, la normalización se canaliza a través de Aenor, y en el ámbito de la Unión Europea hay que contar con el Comité Europeo de Normalización (CEN), más los entes específicos de electricidad (CENELEC) y telecomunicación (ETSI).

Mención aparte merecen las normas de calidad, pues entre otras cosas sirven para respaldar la validez de los procedimientos empleados. El mundo de la infraestructura de la calidad ha experimentado una notoria evolución en estos últimos años, y ello ha repercutido incluso en la articulación legal de la seguridad industrial en nuestro país, como es el caso del Real Decreto 2200/1995, que establece las directrices básicas en las funciones de acreditación, certificación, inspección, ensayo y normalización.

Una adecuada metodología de seguridad industrial aplicada a un producto o a una instalación debe descender al detalle de *guías de aplicación*, que cubran toda la casuística posible del tema que se trate. En el caso de la seguridad ocupacional, ello debe traducirse en planes de prevención específicos para cada puesto de trabajo. En el tema de accidentes mayores, ello significa un informe de seguridad exhaustivo y competente, que minimice los riesgos a un nivel tan bajo como sea posible. La metodología de seguridad incorpora en este contexto los análisis coste-beneficio; en ellos, el coste es el real de las salvaguardias incorporadas para reducir el riesgo, y el beneficio es lo ahorrado en indemnizaciones por daños evitados. En las indemnizaciones no

sólo hay que contar los pagos a terceros, sino el daño causado a la propia instalación, más el lucro cesante por indisponibilidad.

5. Consideraciones finales

La articulación legal de la seguridad industrial es el pináculo de la pirámide normativa, y es además la referencia inexcusable en cuanto a potestad sancionadora y, más aún, tratamiento penal de algunas transgresiones. Desde ese punto de vista parece sin duda la parcela más importante de la seguridad industrial, pero esta importancia hay que entenderla en sus justos términos, y no puede hacer olvidar la raíz técnica y humana de la seguridad industrial.

Cabe recurrir a un símil para explicar el tema de las importancias relativas en seguridad, y ese símil lo proporciona el tráfico de vehículos. Ciertamente es que para ordenar el tráfico es imprescindible un buen código de circulación, y que éste debe llevar aparejadas las correspondientes sanciones a los infractores. Pero el nivel de seguridad que realmente exista no va a depender tanto de la bondad del código como de la capacitación, destreza y concentración de los conductores; de la calidad y prestaciones técnicas de los vehículos; y del buen diseño y estado de las carreteras. Es cierto que los

agentes de tráfico contribuyen, con su tarea inspectora, a mejorar éste; pero la seguridad real será, sobre todo, función de los elementos activos que intervienen en el proceso: conductores, vehículos, vías.

Análogamente, la seguridad industrial requiere un gran esfuerzo de educación, responsabilización y adecuación técnica de cuantos agentes intervienen. El papel de los ingenieros y expertos industriales es, pues, verdaderamente crucial en todas las fases de la vida de un producto o de una instalación, desde su diseño hasta su eliminación final o desmantelamiento. A ello irá contribuyendo la creciente sistematización normativa, la incorporación de técnicas de aseguramiento de la calidad, y la elevación del nivel de educación tecnológica.

Nuestra sociedad depende en grado sumo de las aplicaciones industriales, hasta tal punto de que están tan asumidas y tan aparentemente dominadas que hablamos de sociedad post-industrial. La realidad, sin embargo, es que el dominio total sobre la fenomenología que aprovechamos en la industria no se alcanzará jamás; y, por tanto, corresponde a todos los involucrados en las aplicaciones industriales contribuir a obtener las más altas cotas de seguridad que sea posible alcanzar. 

Referencias

Parte esencial de la bibliografía en seguridad es el conjunto de disposiciones legales, aparecidas tanto en el BOE (Boletín Oficial del Estado) como en el DOCE (Diario Oficial de las Comunidades Europeas). En el texto se han citado, dentro de la seguridad laboral, la Ley 31/1905 y el Real Decreto 39/1997. En cuanto a la seguridad de productos, la tabla I recoge las directivas de *nuevo enfoque* publicadas en el DOCE. También son directivas de la UE las llamadas Seveso I y II, sobre Accidentes Mayores (Directivas 82/501 y 96/82 respectivamente).

El cuerpo legislativo de seguridad, contando reglamentos e instrucciones técnicas complementarias, se escapa por completo de la extensión bibliográfica de este artículo.

Como guías para mejor entendimiento de la seguridad de productos industriales en el ámbito del *nuevo enfoque*, se pueden citar:

□ A. Muñoz y J. Rodríguez Herrerías. *Guía interpretativa del nuevo enfoque y marcado CE*. Ed. F2I2 (Madrid, 1998).

□ A. Silva (Coordinador UE). *Normas europeas de aseguramiento de la calidad*. Ed. F2I2 (Madrid, 1998).

Respecto a accidentes mayores, sobre todo

en su vertiente técnica, conviene citar:

□ A. Améndola, G.A. Papadakis (Eds.). *Guidance on the Preparation of a Safety Report to Meet the Requirements of Council Directive 96/82/EC (Seveso II)*. Monografía EUR 17690 EN. Luxemburgo, 1997.

Y en seguridad ocupacional, como ejemplo ilustrativo:

□ Comisión Europea, Dirección General de Empleo, Relaciones Laborales y Asuntos Sociales. *Directrices para la evaluación de riesgos en el lugar de trabajo*. Luxemburgo, 1997.

Las centrales avanzadas

El desarrollo de proyectos de centrales avanzadas ha dado origen a diversos programas de cooperación internacional, investigación e intercambio, en los

que participa España a través de diversas entidades. En este artículo, el autor repasa los diseños en estudio, así como los objetivos de seguridad que se contemplan.

1. Introducción

El desarrollo y puesta en marcha de opciones tecnológicas que provienen de los tres grandes campos de fuentes de energía fósil, nuclear y renovables se ven hoy en día fuertemente afectados desde cualquier estrato social por tres corrientes importantes: el desafío medioambiental, la preocupación por la seguridad y la competitividad económica. Estas tres corrientes son las que influyen en compañías eléctricas, fabricantes, usuarios, políticos, autoridades de seguridad y público en general en la adopción de diseños y escalas de los sistemas de generación de electricidad que cubre hasta el 2020, fecha en la que habitarán en nuestro planeta, según estimaciones, del orden de 8.000 millones de personas, el 90% de ellas en países en vías de desarrollo con más que numerosas y conocidas necesidades.

Actualmente, con los miles de años-reactor de experiencia operacional en sistemas nucleares seguros y fiables, y considerando la

enorme preocupación sobre los efectos ambientales que tiene el quemado de combustibles fósiles y la posibilidad de la opción nuclear de producir energía en todas sus formas (electricidad, calor industrial a baja y alta temperatura y vapor), se están realizando esfuerzos tecnológicos para mejorar el rendimiento del desarrollo de centrales nucleares avanzadas y facilitar los medios para una mejor gestión de residuos, con un objetivo doble: mejorar la seguridad, disminuyendo la ya baja probabilidad y las potenciales consecuencias de un accidente, y bajar el coste de generación de electricidad a través de innovaciones que, en general, mejoren sustancialmente otros muchos conceptos.

Estos progresos tecnológicos, junto a una razonable estrategia para la solución de la gestión de residuos, deben ayudar a mejorar la aceptación pública que permitiría un despliegue creciente de la energía nucleoelectrica alrededor del 2010.

Si bien el nuevo marco liberalizado en España, que obliga a las compañías eléctricas a realizar un notable esfuerzo en el ámbito de la mejora de la competitividad, repre-

senta a primera vista un importante *handicap* en el desarrollo de los reactores avanzados. Dada la actual abundancia de materias primas energéticas a precios relativamente bajos y la disposición de tecnologías que requieren inversiones más pequeñas, es necesario considerar que, aún contando con el alargamiento de vida de las centrales actuales, sobre el 2010, cuando el cese de esas centrales empiece a ser un hecho, será difícil cumplir los objetivos de Kioto sobre emisión de gases si no se acomete el déficit energético con la construcción de centrales avanzadas.

Aunque el estado tecnológico marca la programación temporal del desarrollo, el programa de reactores avanzados depende, en muchos casos, de decisiones gubernamentales. En algunos países se ha dispuesto una gran cantidad de recursos humanos y económicos para el desarrollo con éxito de las centrales futuras, así como la creación de un clima regulador estable que proporcione un marco adecuado para las iniciativas privadas. También están en vigor diversos programas de cooperación internacional, de investigación y de intercambio, que contribuyen en su de-

* Físico, ingeniero técnico industrial y diplomado en Ingeniería Nuclear. Ha trabajado en Cofrentes y Ciemat y en la actualidad es funcionario del CSN.



► **Figura 1.** Vista aérea de las unidades 5, 6 y 7 de la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa (Japón). Las dos últimas (centro e izquierda de la imagen) son centrales ABWR.

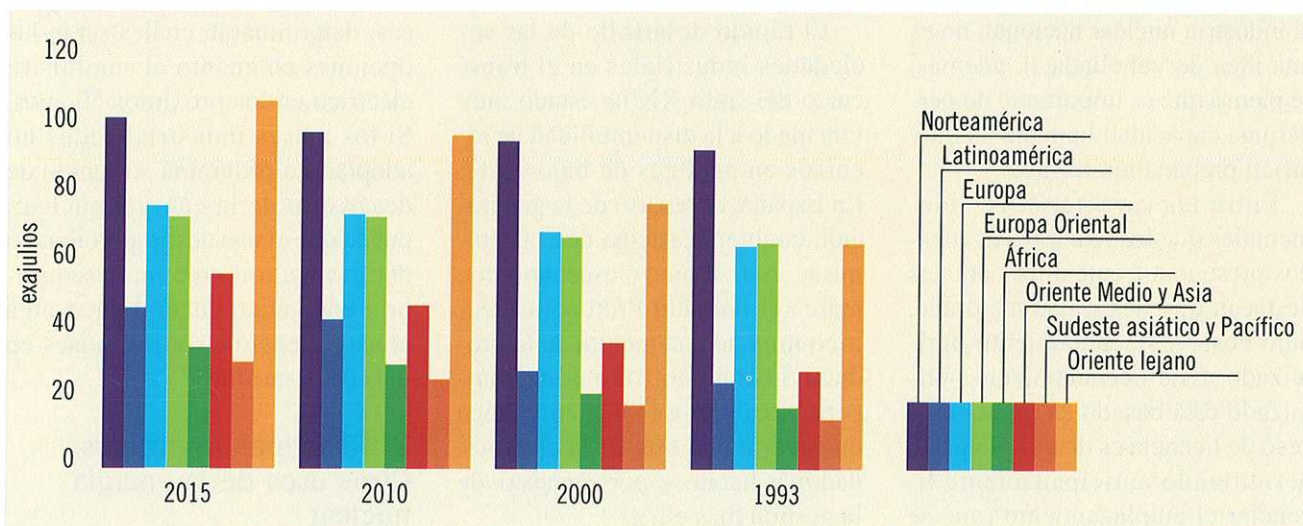
sarrollo. Así, en el ámbito de la Unión Europea cabe mencionar la dedicación que, dentro de la acción clave de fisión nuclear, hace el V Programa Marco, 1998-2002, en áreas como conceptos evolutivos y separación y transmutación de radionúclidos de larga vida.

La participación española, con una inversión aproximada de 7.000 millones de pesetas, financiados por el sector eléctrico, DTN, PIE, UTE (Initec-EEAA), ENUSA, ENSA, Tecnatom, SEPI, General Electric y Westinghouse, desarrolla el programa español de centra-

les nucleares avanzadas a través de la Agrupación Eléctrica para el Desarrollo Tecnológico Nuclear (DTN). Este programa se compone de varias líneas de trabajo, alguna de las cuales está ya finalizada: el programa ALWR, con la participación integral en proyectos de EPRI, como el diseño de detalle del ABWR de General Electric, el diseño básico y de detalle del AP-600 de Westinghouse, el diseño básico del SBWR de General Electric, la revisión del documento URD y la participación en el proceso de certificación del ABWR y

del System 80+. Otros proyectos en marcha actualmente son el diseño básico del EPP, el diseño conceptual del EBWR, la explotación de resultados en Lungmen y el desarrollo del EUR.

El Consejo de Seguridad Nuclear, como los demás organismos reguladores europeos, está involucrado en la revisión del documento *European Utility Requirements* (EUR), con objeto de tratar de armonizar los requisitos de seguridad, protección radiológica y de emplazamientos para las centrales de nueva generación en Europa, permitiendo anticiparse a



► **Figura 2.** Consumo mundial de energía estimado.

► **Tabla 1. Capacidad instalada y cuota de producción de las compañías eléctricas españolas.**

Empresa	Cuota prod. (%)	Generación (MW)				
		Hidráulica	Nuclear	Carbón nacional	Carbón importado	Fuel-Gas
Endesa	35	3.618	1.708	3.315	2.198	3.063
Iberdrola	30	8.227	3.143	1.217	224	3.257
Unión Fenosa	13	1.681	738	1.972	0	784
Sevillana	9	1.136	670	0	550	1.505
Fecsa	8	1.359	987	350	0	1.394
Hidrocantábrico	5	407	165	0	1.127	0
Total	100	16.428	7.411	6.854	4.099	10.003

posibles nuevas situaciones y mejorar capacidades actuales.

De hecho, entre las prioridades que marcan la política comunitaria nuclear y la cooperación internacional está la de adoptar los mismos principios y criterios de seguridad para reactores, sin perjuicio de las responsabilidades nacionales relativas al licenciamiento de las instalaciones.

Con ello, parece evidente que la potenciación de cara al futuro del equipamiento nuclear, de la integración de empresas españolas en desarrollos internacionales, y del mantenimiento y actualización de la industria nuclear nacional, no es una idea descabellada si, además, se piensa que es importante no perder una capacidad humana de muy difícil preparación técnica.

Entre las características elementales que los reactores avanzados presentan frente a los actuales destacan tres: seguridad mejorada, bajo coste y licenciamiento optimizado. Este licenciamiento optimizado está basado en que el proceso de licencia es de un solo paso, permitiendo anticipadamente licenciar el emplazamiento (que se obtiene antes de que la central sea construida y que certifica la parte

estándar del diseño de una sola vez) y es el tema que naturalmente más puede afectar al CSN en sus actuaciones respecto de los reactores futuros. Es absolutamente clara la necesidad de control y regulación de la operación de las nueve unidades actualmente en funcionamiento en España; sin embargo, la también necesidad de cooperar en una armonización de los requisitos reguladores que abarcan los países europeos, donde la problemática específica española pueda ser incluida, impone una decidida consideración por parte del organismo regulador.

El rápido desarrollo de las sociedades industriales en el transcurso del siglo XX ha estado muy vinculado a la disponibilidad de recursos energéticos de bajo coste. En España, el reparto de la generación también participa de esas premisas. Así, el nuevo escenario que marca el llamado Protocolo Eléctrico impone una mejora de la productividad como fruto de la competitividad de la fuente energética que aporte un coste de la electricidad más barato y, por supuesto, de la gestión más eficaz.

En este sentido, es bastante clarificadora la visión de la tabla 2 en

la que se establece una comparación del coste del kWh de las fuentes energéticas nacionales.

Corresponde entonces hacer una contribución orientada al futuro. Es, por tanto, en este punto donde la sociedad nuclear española puede adoptar posiciones que no signifiquen un retraso tanto en la adopción de las medidas reguladoras comunes como en la propia preparación, tanto a nivel humano como tecnológico, ante este desafío.

Es importante, por tanto, mirar más allá del 2010 ya que las decisiones en este decenio, en cuanto al desarrollo de tecnologías energéticas, determinarán cuáles serán las opciones en cuanto al suministro eléctrico en los próximos 50 años. Si los países industrializados no adoptan un programa sostenido de desarrollo de la energía nuclear, puede que el uso desproporcionado del gas natural cree un desequilibrio energético general que traiga consigo tensiones a los países en vías de desarrollo.

2. Reactores avanzados. Otros usos de la energía nuclear

Al final de 1998 existían 437 centrales nucleares en operación con una

► Tabla 2. Coste del kWh según el sistema de generación.

Sistema de generación	Coste (ptas/kWh)		
	Coste fijo	Coste variable	Total
Hidráulica	7,84	0,87	8,71
Nuclear	8,62	1,16	9,78
Carbón Nacional	3,71	6,23	9,94
Carbón Importado	3,38	3,67	7,05
Fuel-Gas	11	5,46	16,46

capacidad neta de 351,795 GWe, equivalente a aproximadamente el 17% de la electricidad total generada, y otras 36 unidades en construcción, que añadirán otros 26,813 GWe. Los principales productores de energía eléctrica de origen nuclear son: Francia 78,2%, Bélgica 60,1%, Ucrania 46,8%, Suecia 46,2%, República de Corea 34,1%, Alemania 31,8%, España 29,3%, Estados Unidos 20,1%, etcétera.

Las centrales avanzadas siguen líneas de diseño ya conocidas como son los reactores de agua ligera, de agua pesada, de metal líquido y de gas, enmarcándose todos ellos en dos grandes grupos: los llamados diseños evolutivos, de gran y mediano tamaño, que representan mejoras en la tecnología de los sistemas y componentes ya existentes, así como en la construcción y operación como resultado de la experiencia acumulada, necesitando, como mucho, un capítulo de pruebas previas a la explotación comercial. El segundo grupo lo constituyen los llamados diseños innovadores, que hacen extenso uso de las características pasivas y de seguridad inherente para la prevención y control de accidentes, necesitando, en la mayoría de los casos, plantas prototipo para demostrar su seguridad. Las centrales avanzadas satisfacen, en general, los nuevos requisitos de la sociedad y, por tanto, ofrecen la oportu-

nidad de conseguir una energía más económica, limpia y segura, no sólo para la producción de electricidad, sino de calor y vapor en procesos industriales.

Ahora, alrededor del 30% de energía primaria se utiliza en generación de electricidad, el 15% en transporte y el 55% restante en agua caliente, vapor y calor. Por esto, aunque actualmente sólo se emplean unos 5 GWt nucleares en aplicaciones de no-generación eléctrica, las aplicaciones potenciales de la energía nuclear en cogeneración son grandes. El rango de aplicaciones va en función de las temperaturas necesarias para cada proceso que oscila entre los 80°C para agua caliente hasta los más de 1.000°C para la producción de acero, pasando por los 550°C para el procesamiento del petróleo arenoso.

Pues bien, los reactores de agua a presión (PWR), reactores de agua en ebullición (BWR), reactores presurizados de agua pesada (PHWR) y los reactores refrigerados por agua ligera y moderados por grafito (LWGR) pueden dar calor hasta los 300°C. Los reactores rápidos enfriados por metal líquido (LMFR), hasta 540°C. Los reactores refrigerados por gas proporcionan temperaturas mayores y los avanzados moderados por grafito y enfriados por gas (AGR) alcanzan los 650°C. Los de alta temperatura enfriados por gas (HTGR) llegan a 2.000°C.

Reactores refrigerados por agua ligera (LWR)

La tecnología actual occidental de reactores refrigerados por agua ligera ha demostrado ser económica, segura y fiable, teniendo ya formada en distintos países una buena base reguladora y una infraestructura madura. Todas las líneas en las que se desarrolla la tecnología de ALWR se concentran en cuatro conceptos: fiabilidad, disponibilidad, seguridad y economía.

Los diseños evolutivos, que sobrepasan los 900 MWe, son el resultado de mejoras basadas en la experiencia acumulada y en programas de I+D. En todos ellos se observan mejoras en el procedimiento operacional, en el rendimiento y quemado del combustible, en la interfase hombre-máquina y en la mejor capacitación de operadores por el uso más amplio y regular de simuladores. Entre estos mencionamos el SYSTEM 80+ (3.817 MWt) de ABB-Combustion Engineering y el reactor avanzado de agua en ebullición (ABWR-1.360 MWe) de General Electric-Hitachi-Toshiba (2 unidades en operación y 2 en proyecto), ambos certificados en 1996 por la NRC; el reactor avanzado de agua a presión (APWR-1.350 MWe) de Westinghouse-Mitsubishi, el Sizewell-B (PWR de 1.250 MWe) británico (en operación desde 1995), el reactor franco-alemán EPR de 1.450 MWe de Nuclear Power International y el WWER-1000 de Rusia, diseñado por Atomenergoproject y Hidro Press.

En el rango de media potencia (600 MWe) está en desarrollo una serie de diseños que incorporan características de seguridad pasiva, entre los que destacamos el Advanced Passive PWR (AP-600) de Westinghouse y el Simplified BWR (SBWR) de General Electric. Todos incorporan simplificaciones en el diseño muy significativas, márgenes de diseño más amplios y diversas mejoras tecnológicas y de procedimientos, incluyendo un

quemado más eficaz del combustible, una estandarización de plantas que reduce mucho el coste, una interfase hombre-máquina sustancialmente mejorada gracias a la utilización de pantallas de información también perfeccionadas y una mejora de la gestión de la propia construcción y el mantenimiento, así como del entrenamiento de operadores.

Dentro de los innovadores están los inherentemente (intrínsecamente) seguros. Entre los que se desarrollan en Europa, destacamos dos diseños integrales de PWR, el reactor PIUS (ABB-Atom) y el reactor SIR (ABB-CE). El ISER está siendo desarrollado por la Universidad de Tokio. Todos precisarán una planta prototipo antes de su comercialización. La teoría que les aplica sobre la seguridad mejorada está basada en el principio de que la facultad de que se dispone para parar el reactor y proporcionar al mismo tiempo un enfriamiento continuo del núcleo que elimine el calor residual después de cualquier accidente, ha de ser enteramente pasiva.

Reactores refrigerados por agua pesada (AHWR)

Aunque la energía nuclear conceda una amplia ventaja a los LWR, la realidad es que, aproximadamente, el 7% en las plantas nucleares en operación en el mundo pertenecen a la tecnología de reactores refrigerados por agua pesada (HWR), existiendo también una amplia base reguladora y una infraestructura bien conformada en varios países, destacando Canadá, donde los HWR tipo CANDU producen el 15% de toda la electricidad generada y presentan unas de las tarifas eléctricas más bajas y sistemas más fiables del mundo.

En general, las tendencias en el diseño y tecnologías asociadas al HWR están enfocadas hacia opciones de combustibles, mejoras de conceptos, utilización de tecnologías nuevas para el manejo de la in-

formación y la seguridad. El diseño CANDU une a su buen comportamiento económico el esfuerzo por reducir la independencia de suministradores extranjeros de uranio natural, desarrollando opciones que incluyan combustibles MOX, con la consiguiente mayor utilización del plutonio.

Entre los diversos desarrollos de Alemania, Argentina e India se une el de Japón con el Reactor Térmico Avanzado (ATR), refrigerado por agua ligera en ebullición y moderado por agua pesada, con una destacada flexibilidad para la utilización del combustible (plutonio y uranio recuperado). El desarrollo y comercialización del ATR tiene numerosas implicaciones para el nuevo ciclo de combustible del Japón.

Reactores refrigerados por gas (HTGR)

Esta tecnología, que comenzó en el Reino Unido, parece haber concluido en ese país con la terminación de las centrales de Heysham-2 y Torness, dentro de su programa de reactores avanzados refrigerados por gas (AGR). El objetivo actual de desarrollo de la tecnología de refrigeración por dióxido de carbono está concentrado en la mejora del comportamiento de las centrales y en estudios que logren ampliar la vida útil de las centrales actuales. Los desarrollos actuales en Estados Unidos, Alemania, Rusia y Japón centran esfuerzos principalmente en pequeños diseños modulares y en el uso máximo posible de productos prefabricados o preensamblados, cubriendo el rango de salida de 80 MWe a 170 MWe.

Los rasgos principales del HTGR que permiten estas características son: refrigerante de helio inocuo, que posibilita altas temperaturas a la salida del núcleo; gran masa de moderador de grafito en estrecho contacto con el combustible, que implica baja densidad de potencia; coeficiente de potencia siempre negativo y, especial-

mente, el propio combustible, que se presenta en forma de pequeñas partículas cubiertas individualmente por múltiples capas de material cerámico.

Reactores refrigerados por metal líquido (LMFR)

La disponibilidad de uranio a bajo coste a corto y medio plazo ha ralentizado el desarrollo de los reactores rápidos de metal líquido (LMFR) como reactores reproductores. Pero aún así, los países industrializados reconocen la necesidad de los reactores reproductores en los primeros decenios del siglo XXI si el ciclo de combustible adopta la nueva forma que aparentemente está tomando.

Por ahora, los más de 200 reactores-año de experiencia operativa de reactores LMFR de tamaños medio y experimental realimentan los diseños de versiones avanzadas dentro de los requisitos existentes para los reactores futuros. Otros trabajos muy interesantes relacionados con los LMFR son los referentes a su aplicación en el desarrollo del ciclo de combustible, en particular con la extensión del grado de quemado del combustible y la demostración del cierre del ciclo de combustible. La mayor parte de los adelantos alcanzados en el ciclo del combustible están relacionados con el óxido mixto (MOX), el uso de combustible metálico ternario (U-Pu-Zr) y el piroprocesado asociado al combustible quemado.

3. Objetivos de seguridad mejorados de las centrales avanzadas

La seguridad ha ocupado el lugar más relevante en el diseño de las centrales nucleares, manteniendo un alto nivel de calidad en el propio diseño, en la fabricación de componentes, en la construcción, operación, mantenimiento y gestión. Este alto nivel de calidad, el reconocimiento de la importancia de la seguridad y la continua búsqueda de una superación por mejorar el

diseño y la operación, así como toda la infraestructura técnica asociada, es lo que se ha dado en llamar *cultura de seguridad*. Es un requisito absoluto para el uso y desarrollo de la energía nuclear de un país que la cultura de seguridad esté garantizada.

Es preciso notar que la coexistencia de diferentes generaciones de centrales debe ser comprendida como un fenómeno natural de cualquier actividad industrial, esencial en el progreso continuo de cualquier tecnología, como aprovechamiento de los esfuerzos de la investigación.

Por ello, con vistas a su expansión en el futuro, las centrales avanzadas no sólo tienen que ofrecer la misma seguridad que las mejores plantas en operación actualmente, sino que tienen que presentar características de seguridad y economía significativamente mejores tanto desde la prevención como de la mitigación.

Principio de defensa en profundidad

Los diseños avanzados proporcionan características de mejoras en las propias barreras y en el nivel de protección de cada una, de forma que se obtiene una seguridad global mejorada. La filosofía no consiste en que cada barrera y su protección asociada soporte la misma carga para alcanzar el objetivo de seguridad mejorado, sino que sólo sea preciso mejorar sustancialmente las características relacionadas con la primera barrera para que las mejoras de las características de la segunda soporten un peso menor, y así sucesivamente.

Accidentes severos

Los requisitos actuales de diseño de las plantas nucleares satisfacen los llamados criterios base de diseño. Las plantas futuras deberán, además de satisfacer estos criterios base de diseño, considerar de forma explícita y sistemática los sucesos de baja probabilidad con lo que



resultará una mejora en la consideración del accidente grave desde ambos puntos de vista, prevención y mitigación. En algunos casos las mejoras introducidas en los requisitos de diseño conllevan la práctica eliminación de accidentes como fusión del núcleo con *bypass* de contención, fusión del núcleo en parada con contención abierta, grandes fugas resultantes del fallo de contención, fusión del núcleo a alta presión y mitigación de la fusión del núcleo a baja presión.

Análisis probabilistas de seguridad

Aunque aún la estimación del riesgo tiene una precisión limitada por deficiencias en los datos de fiabilidad de equipos y en los modelos matemáticos, y por desconocimiento de la fenomenología asociada a algunos accidentes, resulta que el APS ha sido incorporado tanto en la fase de diseño de los nuevos reactores como en las revisiones de seguridad de la NRC. El APS se considera una herramienta complementaria a los métodos deterministas, pero cada vez con más claras implicaciones reguladoras. La NRC va a repasar todo el Apéndice 50 del 10CFR en dirección hacia una regulación basada en información sobre el riesgo, y será implantada entre cuatro y ocho años a partir de las recomendaciones que en marzo de 1999 ha hecho su cuerpo técnico a la Comisión.

Consecuencias fuera del emplazamiento

En las centrales avanzadas, el análisis de los escenarios accidentales se enfoca de forma más realista, considerando parámetros ambientales en la etapa de diseño y estrategias de protección y características precisas de prevención y mitigación que conduzcan a establecer

► **Figura 3.** Distintas etapas de la construcción de la unidad 7 ABWR de la central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa (Japón).

unas bases técnicas lo suficientemente precisas como para poder obviar la posibilidad de refugio y evacuación.

Factor humano

La central nuclear se diseñará con el objetivo de tener una operación fácil, de forma que su comportamiento pueda ser comprendido sin grandes dificultades y, como resultado de esto, se reduzca la posibilidad de error humano, aunque si llega a ocurrir, éste deberá ser un fallo tolerado. El diseño debe proporcionar respuestas sistemáticas a situaciones anormales en toda su extensión, con un periodo de gracia durante el cual la acción del operador no se requiera, permitiendo así identificar el suceso, analizar el estado de la planta e iniciar las acciones apropiadas.

También, la interfase hombre-máquina es mejorada. Los controles y alarmas están organizados jerárquicamente, se utilizan sistemas expertos y los sistemas de diagnósticos también han sido mejorados. También se debe disponer de simulador réplica o de entrenamiento adecuado en una planta idéntica. Otra área considerada en una etapa temprana del diseño es la gestión de los accidentes, en orden a incluir las características necesarias para facilitar las actuaciones del personal de la planta y de las organizaciones externas.

Características de seguridad pasiva

Las características de seguridad pasiva son aquellas que no cuentan con la actuación humana ni con energía mecánica o eléctrica externa, tanto de control como de fuerza motriz. Por el contrario, sí cuentan con las fuentes disponibles de forma natural como la gravedad, circulación natural y mecanismos de actuación, como válvulas de retención. Otros sistemas considerados pasivos son los iniciados de forma activa pero operados pasivamente. La utilización de características de seguridad pasiva en plantas nuclea-

res es un método que contribuye a una simplificación eficaz y a un incremento de la fiabilidad en el comportamiento de las funciones de seguridad esenciales, como la parada y control del reactor, enfriamiento del núcleo, y contención y retención de los productos de fisión.

Contención

Los aspectos positivos de un sistema de contención eficaz se demostraron durante el accidente de Three Mile Island en 1979, mientras que, por el contrario, un impacto negativo representado por la ausencia de contención fue el accidente de Chernóbil de 1986.

Los sucesos de baja probabilidad, como son los accidentes severos, sí son muy considerados en el diseño de los sistemas de contención de los reactores avanzados refrigerados por agua. En general, con la excepción del reactor PRISM, el énfasis no está en los conceptos o en los subsistemas independientes sino en los sistemas de contención como un todo, además de en los sistemas cuya función es hacer frente a situaciones de accidentes graves sin considerar si esos sistemas exceden los requisitos de licencia.

Simplificación

La complejidad innecesaria ha demostrado ser causa raíz de un amplio margen de problemas en operación, inspecciones, mantenimientos y reparaciones en plantas nucleares actualmente en operación. El concepto básico de simplificación se ciñe a incluir sistemas que realizan las funciones esenciales y reducir la complejidad, añadiendo márgenes más amplios de operación o realizando las funciones esenciales de forma pasiva, reduciendo, por tanto, la necesidad de controles complejos.

Realimentación de la experiencia operativa

La seguridad de las plantas nucleares se incrementa de forma conti-

nuada como consecuencia de la experiencia acumulada por los años de explotación de las centrales en el mundo, y por la aplicación de los resultados de los programas de investigación que se están desarrollando para conocer los fenómenos asociados, en particular, a las condiciones de accidente.

Dosis ocupacional

La minimización de dosis ocupacional implica un diseño apropiado de componentes, una selección de materiales y blindajes, y una distribución y accesibilidad de sistemas y componentes en condiciones normales y de accidente. También se considera la prevención sobre generación de productos de corrosión y el transporte y acumulación de éstos en áreas en las que se espera existan actividades de mantenimiento. La reducción de dosis ocupacional tiene en las plantas futuras dos facetas claras. Una es la utilización de características que puedan necesitar un menor mantenimiento. La otra es la forma en que se consiguen características mejoradas que constituyen y protegen a las primeras barreras, proporcionando una seguridad mayor en la localización y control de materiales radiactivos.

Generación de residuos

La minimización en la generación de residuos (basada en un diseño apropiado, elección de materiales y en la química del agua), la reducción de volúmenes contaminantes y el acondicionamiento final de los residuos de media y baja actividad, constituyen un punto de partida en los diseños de las plantas futuras. Si no existieran instalaciones centralizadas para almacenamiento de los residuos de media y baja actividad, se tendría que disponer del espacio y condiciones adecuadas para poder almacenarlos en la propia planta durante toda la vida de la misma. Análogamente, si se hace necesario, se puede disponer de la capacidad necesaria para almace-

nar el combustible gastado en la propia planta durante toda su vida. El diseño de las plantas futuras debe contemplar el plan de desmantelamiento de grandes componentes y la clausura de la instalación al final de su vida comercial.

Estandarización y licenciamiento

La estandarización ha demostrado ser beneficiosa desde dos puntos: seguridad y economía. Los beneficios en seguridad se originan por una mayor concentración de recursos y esfuerzos en no dispersar el número de diseños y, consiguientemente, una mayor estabilidad en el proceso de diseño y licenciamiento resultante de una resolución más rápida y definitiva de los temas de seguridad.

La armonización de criterios promovería unos procedimientos de regulación y licenciamiento más estables y homogéneos, así como unos objetivos de seguridad mejorada mayoritariamente aceptados.

4. Consideraciones finales

Tras la acumulación de unos 6.400 reactores-año de experiencia de operación que se están aplicando en el desarrollo tanto de las versiones evolutivas como innovadoras con la intención de producir nuevos diseños con la seguridad, fiabilidad y economía mejoradas, y aunque las preocupaciones medioambientales, como el riesgo de cambio climático mundial, o la escasez de combustibles fósiles en el corto plazo o incluso los bajos índices de crecimiento y consumo de los países industrializados, no consoliden una apuesta clara por una opción nuclear sostenida, los resultados que reporta esta situación de espera son muchos y elevados: por un lado, concede tiempo a la investigación en su búsqueda de soluciones al problema principal planteado por la energía nuclear –los residuos de alta actividad– y, por otro, permite a los países en desarrollo el acercamiento tecnológico que necesitan

para disminuir las diferencias sociales que tienen con los países del llamado primer mundo. En cualquier caso, toda decisión de abandonar cualquier opción de recurso energético deberá estar apoyada no por la demagogia sino por otras opciones capaces de cubrir las necesidades que se prevean.

Pero, pese a todo, este compás de espera no debe significar un tiempo de descanso en el que la reflexión deje lugar a la pérdida de tiempo y espacio tecnológico que otros han invertido.

Seguridad en la operación

Todos los diseños toman como referencia los niveles de seguridad expuestos por EPRI, como por ejemplo la frecuencia de fusión del núcleo $\leq 10^{-5}$ /reactor.año, necesidad de evacuación de emergencia $\leq 10^{-6}$ /reactor.año, ruptura de contención durante accidente grave $\leq 10^{-2}$ y exposición ocupacional < 100 h.rem/reactor.año. Si esto se cumple los reactores futuros serán más seguros que los actuales. Los sistemas pasivos de seguridad ofrecen una atractiva reducción en la complejidad de los sistemas y una mejora en la operabilidad, aunque una dependencia total de ellos no parece, hoy por hoy, aconsejable.

Costes de construcción y operación

La disponibilidad media está en $> 85\%$, con una vida total de la planta entre 40 y 60 años. Los grandes reactores evolutivos LWR conllevan costes y periodos de construcción (48 a 54 meses) mayores que los reactores de tamaño medio LWR (36 a 42 meses), aunque aquellos son más competitivos tomando como base el coste por kilovatio eléctrico. Ambos resultan competitivos frente a otros combustibles dependiendo del lugar del emplazamiento y, desde luego, frente al coste medioambiental. Los MHTGR y los LMR son, con todo, los más caros. EPRI coloca

los ALWR pasivos de tamaño medio entre ambos extremos.

Viabilidad del mercado

Se considera objetivo de diseño que el coste de la energía y el capital inicial se reduzca en al menos el 15% del de una planta actual similar. Los actuales CANDU han establecido un récord de buen comportamiento y esto, junto a su utilidad en el nuevo ciclo, pone a estos reactores en un tercer lugar del mercado tras los ALWR grandes y medianos. El mercado aparece más oscuro para los reactores LWR tipo SIR o PIUS. La seguridad del SIR no está demostrada y el nivel de pruebas del prototipo requerido por la NRC es difuso. El reactor tipo PIUS está en una fase de diseño preliminar. El MHTGR no ha tenido éxito comercial. Los requisitos del emplazamiento no están claros, el coste del diseño modular por kilovatio eléctrico es relativamente alto, el tema de la integridad de la pastilla de combustible y la fiabilidad de componentes requieren más investigación, se precisa una planta prototipo y, además, tiene por resolver el tema de la necesidad o no de contención, lo que representa un factor decisivo a la hora de competir. Respecto a los LMR, su competitividad está basada en principio en la escasez del uranio. Influye su utilidad en el reciclado de actínidos y como reproductores.

El ciclo del combustible

La influencia del ciclo es primordial sobre el medio ambiente. Todos los LWR, incluidos SIR y PIUS, tienen esencialmente el mismo ciclo de combustible y las mismas implicaciones medioambientales. Ninguno de esos diseños proporciona un quemado sustancialmente mayor en un caso que en otro, estando el objetivo marcado para el periodo de recarga entre 18 y 24 meses. El CANDU, aunque no produce residuos asociados al enriquecimiento del uranio,

sin embargo su bajo nivel de quemado hace que el volumen almacenado de combustible gastado sea mayor. El MHTGR, con sus pastillas encapsuladas, proporciona encapsulamiento al residuo. Sin embargo, no se ha desplegado ninguna estrategia al respecto. El ciclo para los LMR aporta ventajas económicas frente al de los LWR, pues es capaz de funcionar con combustible gastado.

Seguridad física y salvaguardias

Las salvaguardias referentes a los materiales nucleares en reactores y otras instalaciones nucleares deben ser consideradas frente a la posible dispersión del material fisible para fabricar armas nucleares. La seguridad física y las salvaguardias no ofrecen diferencias sustanciales entre los diseños en desarrollo. Sin embargo, merece ser destacado que los diseños tipo CANDU y los LMR, con agua pesada y recarga en operación, así como las instalacio-

nes de reprocesado, requieren especial atención frente a sabotajes.

Los riesgos de continuidad del desarrollo

Los grandes LWR evolutivos, por su madurez, presentan el menor riesgo de no continuidad de desarrollo. En segundo lugar están los reactores medianos LWR con características de seguridad pasiva, pues su buen funcionamiento ha de ser demostrado antes de obtener la certificación. En tercer lugar está el reactor CANDU que, aunque ya se ha aprobado su entrada en el proceso de certificación de la NRC, su estudio será largo. El resto de diseños sí presentan niveles de riesgo de desarrollo significativos y reclaman recursos públicos.

Licenciamiento

Los reactores LWR evolutivos han sido los primeros en ser certificados. En segundo lugar EPRI ha he-

cho grandes esfuerzos para agilizar el proceso de licenciamiento de los LWR medianos. Es probable que el tercer puesto lo ocupe el diseño CANDU, aunque las diferencias entre los sistemas reguladores canadiense y americano hagan necesario más desarrollo. El licenciamiento de reactores PIUS y SIR es más lejano. Con fondos adicionales para completar el desarrollo de los MHTGR es probable licenciar una planta de demostración a la vuelta del siglo que viene. Los LMR basados en el concepto de reactor rápido integral están aún en una fase preliminar con mucha nueva tecnología por evaluar. El reprocesamiento tiene muchos temas pendientes de licenciamiento. Los requisitos de diseño americanos del sector eléctrico (URD) ya han sido certificados por la NRC. Su equivalente europeo (EURD) está en proceso de revisión no formal por las autoridades de seguridad. 

Lesiones experimentales de la piel por radiaciones ionizantes y su tratamiento

El autor presenta en este artículo un trabajo que es parte de una investigación comenzada en 1963. Se trata de los resultados del tratamiento en animales de

las lesiones producidas por dosis de radiaciones ionizantes mediante la utilización de un complejo glucoproteico con poder regenerativo en la piel.

1. Introducción

Una prueba experimental clave para la comprobación de la eficacia de una sustancia terapéutica en las lesiones dérmicas ocasionadas por radiaciones ionizantes (radiodermatitis) consiste en un experimento en que el animal recibe un impacto radiante en una dosis alta y única, administrada en un tiempo muy breve.

De esta experimentación se obtienen algunas conclusiones:

- Obtención de un patrón biológico o test.
- Reproducibilidad del experimento cuantas veces se requiera, con posibilidad de variar la dosis de irradiación y experimentar nuevas preparaciones o preparados.
- Conocimiento del proceso radiobiológico.
- Análisis de la posible semejanza de estas lesiones dérmicas experimentales con las aparecidas en catástrofes o accidentes nucleares.

– Conocimiento del mecanismo de acción del producto.

– Comprobar la eficacia de un producto en condiciones límites desfavorables, que marquen el límite superior de su eficacia terapéutica.

– Obtención de unas normas básicas de aplicación del producto, que en el caso de un accidente sean útiles, como sucedió en Chernóbil (lesiones producidas por radiaciones ionizantes y calor).

– Análisis de la enfermedad local frente a la general. En un accidente nuclear la irradiación total del organismo humano determina el tiempo de supervivencia, lo que no impide que si durante él hay un proceso dérmico deje de aplicarse una terapéutica beneficiosa para su calidad de vida.

– Lesión local y enfermedad general tienen cursos propios, aunque estén relacionadas por su causa.

Este experimento se realizó para la experimentación del producto presentado en Washington para la obtención de la patente USA nº 5538740, propiedad del autor de este artículo, conseguida con otras

varias europeas. Se están realizando estudios complementarios actualmente en donde otros investigadores realizan en otros campos ensayos clínicos con el producto.

2. Protocolo de irradiación

Respecto a las condiciones de la irradiación, las ratas, con el lomo previamente rasurado, se han irradiado con una aparato de radioterapia superficial Philips RT-100, que se emplea para la irradiación de pacientes. Este aparato posee unos escalones con distintas energías. Los animales se irradiaron con el régimen recogido en la tabla 1 (página 37).

– *Energía de la radiación y dosis.* Respecto a la elección de la energía, se eligieron 45 KV porque a 10 mm de profundidad rinde un 50% de la dosis y a 30 milímetros de profundidad un 10% de la misma. Con esta energía se podía producir una lesión acorde con nuestros propósitos. El espesor de la piel del animal queda comprendido entre el 100% de la superficie y el 60%, en su parte más inferior (figura 1). Es importante que los

* Doctor en Medicina, catedrático de Terapéutica Física y Radiología, jefe de Servicio de Radioterapia Oncológica del Hospital Ramón y Cajal de Madrid.

tejidos de soporte de la piel, fundamentalmente el vascular y el conjuntivo, reciban una dosis entre el 60% y el 30% respectivamente. Mayores energías no se pudieron emplear por la mortandad que presentaban los animales, debido a la dosis integral que afecta al organismo entero.

En lo tocante a la intensidad, filtración, capa hemirreductora y distancia foco-piel, todas ellas son condiciones que vienen dadas por las características del aparato, por lo que es imposible su variación. Son los conocidos escalones de Cipollaro, cuyas características fueron fijadas con la construcción del aparato, para su uso preferente en dermatología.

La dosis debía ser un fuerte impacto radiante, con el mínimo posible de mortalidad por las radiaciones. Después de varios tanteos se llegó a la conclusión de que la lesión dérmica máxima se alcanzaba con una dosis única de 150 Gy. En los trabajos referidos en la literatura acerca de este tipo de experimentos o bien las dosis producían la muerte de los animales a corto plazo, o bien para tener una supervivencia asegurada la dosis era tan insuficiente que la probabilidad de curación espontánea de las lesiones dérmicas era máxima. Cualquier posible beneficio terapéutico no era demostrable por esta razón, siendo la objeción principal a este tipo de experimentos el que se sabía de antemano que cualquier producto tópico empleado experimentalmente tenía éxito debido a la alta capacidad de curación espontánea del animal (rata) en tiempos récord, de lo más una o dos semanas. Hubo de buscarse otros animales como el cerdo para este tipo de experimentos, con aumento de la carestía de la investigación. Dosis mayores, por encima de 150 Gy producen muerte en los animales por afectación orgánica general (*total body effect*) y son capaces de producir efectos secundarios por idénticas razones,

que enmascararían el curso y evolución de las radiodermitis.

Existe una divergencia entre la experimentación animal y la aplicación de las radiaciones ionizantes en la clínica humana. Una dosis de radioterapia nunca se da en una sola dosis a los pacientes; normalmente se dan 70 Gy repartidos en 7 semanas, es decir, a 10 Gy por semana y a 200 cGy por sesión. La eficacia biológica de este impacto radiante experimental es incomparablemente mayor que el propio de una dosis fraccionada en el tiempo, en donde entra en juego el mecanismo de *daño/repación*.

Esta dosis experimental es *altamente eficaz*, aunque la rata presente mayor tolerancia a las radiaciones que la especie humana. En experiencias conocidas personalmente en el Laboratorio de J. Maisin (Lovaina), la administración de 400 hasta 600 cGy en irradiación total del cuerpo del animal (*total body irradiation*) aumentaban el número total de cánceres, pero no mataban inmediatamente a los animales. Por el contrario, tales dosis en la especie humana originarían una mortandad o morbilidad intensa, mediata o inmediata. Esta dosis de 150 Gy presenta unos efectos destructivos localizados en la piel semejantes a los que pueden darse en un accidente nuclear: dosis únicas y altas de radiación. Evidentemente, la radiación de un accidente nuclear puede presentar una energía mucho mayor y, como ha sucedido en algunos accidentes como el de Chernóbil, existe una participación térmica en las quemaduras producidas junto con las radiaciones ionizantes. Por último, la irradiación con los electrones rápidos de 1-2 MeV presenta una distribución de dosis en profundidad semejante, excepto al principio de la curva por su efecto *built-up*.

– *Elección del diámetro del localizador*. La elección de los 2,5 centímetros de diámetro determina una superficie lesional de 4,9 cm², suficiente para la producción y

control de una radiodermitis. La superficie cutánea de una rata de 250 gramos es de 0,030 a 0,035 m², mientras que la de un hombre (70 kilos de peso y 1,7 metros de altura) es, aproximadamente, de 1,8 m², es decir, de unas 50 a 60 veces más. Proporcionalmente, la superficie de piel irradiada en la rata equivale a un campo de 294 cm² en un hombre (campo rectangular de 17,17 centímetros o un círculo de 19,34 centímetros de diámetro). Estos campos son extensos en irradiaciones de piel humana y, desde luego, sólo excepcionalmente se emplean en el tratamiento de ciertos procesos. Los campos empleados en radioterapia superficial humana son circulares (máximo de 5 centímetros de diámetro y, en ocasiones, campos rectangulares de 7,7 centímetros). Es decir, el campo equivalente de la rata sería entre 6 y 20 veces más de los equivalentes empleados habitualmente en el hombre.

– *La retrodispersión*. La dosimetría ha contado con un factor de retrodispersión de un 14%.

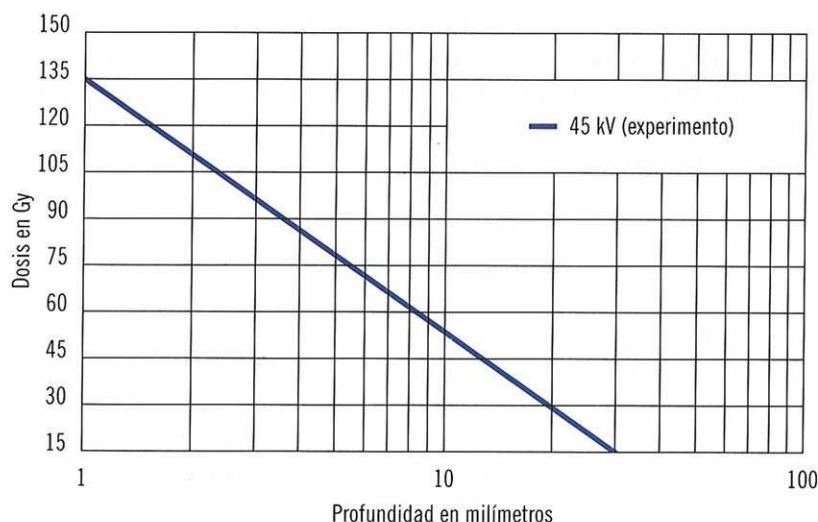
– *La dosis integral*. Se calculó de forma que nunca llegara a impedir la supervivencia del animal durante el periodo de observación; el número de muertes producidas durante el experimento son las que cabe esperar de forma natural en una población de ratas Wister de 250 gramos de peso cada una, aproximadamente.

3. Tratamiento de las radiodermitis mediante un complejo glucoproteico mucopolisacárido

A finales de 1963 en un experimento de radiobiología se descubrió que el gasterópodo *Cryptomphalus aspersa*, bajo la acción de las radiaciones ionizantes, segregaba una sustancia distinta de las habituales. Tal producto servía para reparar sus lesiones, incluso frente a quemaduras térmicas experimentales. La sustancia así obtenida se desnaturalizaba con faci-

► Tabla 1. Régimen de irradiación con un Philips RT-100.

Energía	45 kV	Intensidad	10 mA
		Filtro	0,55 mm Al
		Capa hemirreductora	0,45 mm Al
Localizador	2,5 cm de diámetro		
Distancia foco-piel	10 cm		
Dosis total	150 Gy		
Administración	Dosis única		



► Figura 1. Dosis en profundidad. Tanto por ciento de dosis en profundidad con una energía de 45 kV y una distancia foco-piel (DFP) de 10 cm.

lidad por las mismas radiaciones ionizantes que provocaban esta nueva secreción del animal. Durante años estudiando la anatomofisiología del gasterópodo y otras especies afines se consiguió un procedimiento de excitación con los mismos resultados. Sea por un procedimiento físico u otro, la esencia del proceso consiste en que el animal guarda grabado genéticamente en su cerebro ganglionar la acción surgida en la Naturaleza hace millones de años (el animal procede del Precámbrico), que le impidió su progresión evolutiva. No murió como otros animales superiores a 30-40 kilos, sino que sufrió un proceso de detención que equivocadamente hizo que se les denominara como *retrógrados*: ellos no han ido hacia atrás, sino que han sufrido un impedimento

evolutivo. Bajo la acción de este estímulo rememora la situación pretérita ancestral y el animal entra en *alarma biológica*, segregando unos proto-radicales (con varios aminoácidos), que provocan una rápida regeneración de los tejidos lesionados. La alarma biológica no tiene nada que ver con las proteínas de *shock*. Por esto pensé en traspasar esta acción regenerativa al ser humano. Para ello, fueron necesarios años hasta encontrar un método de conservación del principio activo nativo, una tipificación y una estandarización y un excipiente conservador (semejante a la sustancia matriz animal) que fuera un *carrier* (transportador) que penetrara en la epidermis y dermis hasta el tejido subcutáneo.

Las primeras experiencias animales demostraron su total eficacia,

pasando posteriormente a ser empleado en seres humanos (radiodermatitis). Se ha empleado con eficacia en los enfermos quemados (radiaciones ionizantes y calor) del accidente de Chernóbil. Éstos notaron inmediatamente el alivio de sus molestias y algunos curaron cuando su supervivencia fue prolongada.

Conocedor el Gobierno de EEUU de esta nueva sustancia, el autor fue invitado a una agencia del Pentágono (Defensa Química) para exponer su investigación. A partir de ese momento, se inició una patente del producto en Washington. El aspecto más controvertido fue mi aseveración, por los resultados obtenidos, de que el principio activo no tenía toxicidad tóxica. Debido a ello, fueron necesarias investigaciones nuevas y complementarias de mayor calado: empleando el principio activo por vía intraperitoneal, endovenosa y respiratoria, los estudios anatomopatológicos y bioquímicos demostraron la ausencia de toxicidad. Se realizaron experimentos sobre el sistema nervioso central en fetos y neonatos, sin que hubiera ni el menor atisbo de toxicidad. Igualmente, se hicieron determinaciones bioquímicas con ratas hipercolesterinémicas (colesterol, triglicéridos, etcétera), resultando no solamente sin toxicidad, sino favorables, ya que sobre estos últimos el principio activo provoca una disminución manifiesta, sobre todo la fracción LDH, la más peligrosa.

El principio activo produce, entre otros efectos, la formación de sustancia colágena madura, el crecimiento de fibroblastos y la proliferación de linfocitos T. Clínicamente, uno de los primeros efectos es la supresión del dolor en un tiempo inferior a 30 minutos (la crema no lleva ningún anestésico), por lo que el enfermo puede dormir sin necesidad de calmantes.

Las lesiones con eritema (enrojecimiento), prurito intenso (picor) y dolor no se infectan; la piel neoformada es completamente nor-

mal, sin aparición de cicatrices ni queloides, sin necesidad durante el tratamiento de analgésicos, antibióticos, ni cura oclusiva.

Tanto los trabajos personales como los realizados por distintos centros españoles se controlaron en EEUU. Es más, alguna empresa norteamericana complementó algunos experimentos.

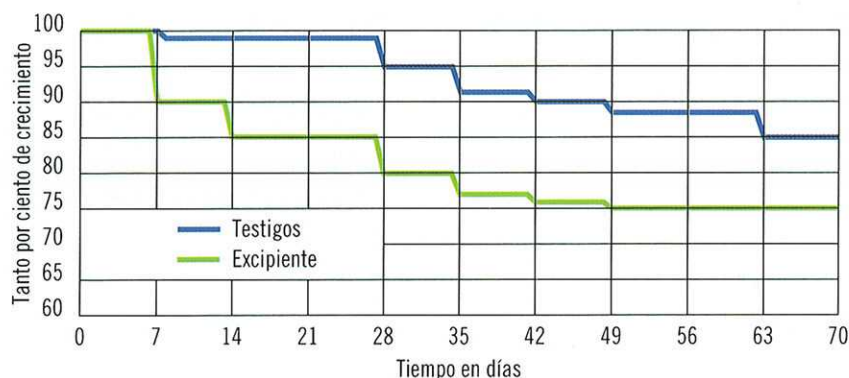
Esta investigación ha necesitado siete años (1990-1997) para obtener la primera patente USA, siguiéndose otras europeas, todas individuales y personales, gestionadas a través del PCT de Washington. En estos momentos, el producto se encuentra a la venta en farmacias (Endocare), se receta por dermatólogos y se emplea fundamentalmente para evitar la acción perjudicial de las radiaciones ultravioleta sobre la piel (*photoaging*), que en ciertos casos terminan en cáncer. También en la prevención y tratamiento de las radiodermis, aunque es posible que prontamente se ponga en servicio un producto *ex profeso* para estos casos.

3.1. Material y métodos

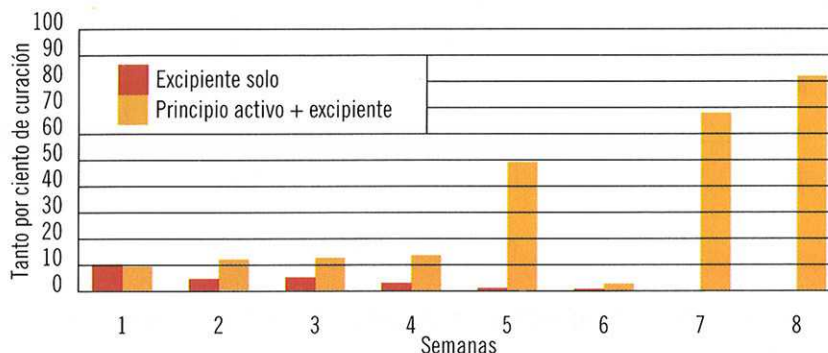
Los animales testigos (TES) empleados, es decir, los que no se les ha hecho mas que producir la enfermedad, han sido 104 ratas Wister de 200 a 250 gramos; los animales tratados exclusivamente con excipiente (EXC) han sido 106 animales y los tratados con excipiente y principio activo, es decir producto total (PT), 112 animales. La estadística presentada se basa en un complejo trabajo matemático de Ghegan, cuyo análisis y adaptación fue efectuado en un trabajo propio que se informatizó posteriormente. El complejo sistema de cálculo no merece la pena que sea expuesto con detenimiento, por ello se pasa a examinar los resultados.

3.2. Análisis de la enfermedad localizada

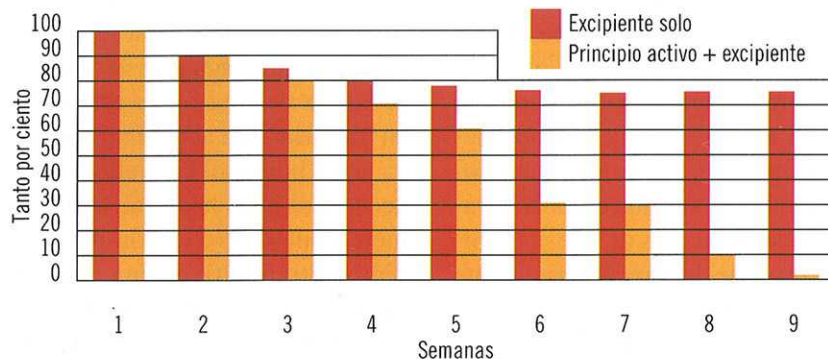
Se estudiarán dos aspectos: la curación en el intervalo y el decreci-



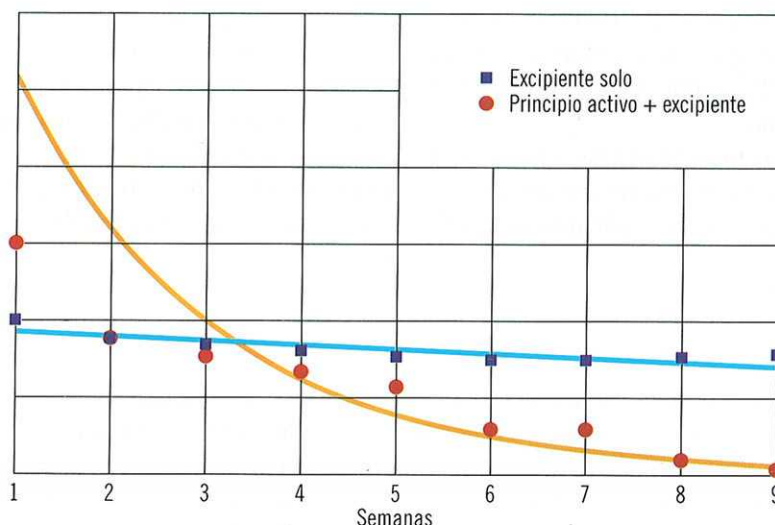
► **Figura 2. Radiodermis experimental.** Resultados entre 104 animales Testigo (TES), sin aplicación de ningún producto y 106 animales a los que se les ha aplicado el excipiente. La prueba χ^2 tanto para 1% como para 5% demostrará que los valores de ambas curvas no son diferentes y que las diferencias observadas eran solamente atribuibles a variaciones aleatorias. Se debe a un *biological coating effect* y a otras propiedades del excipiente (ver texto).



► **Figura 3. Radiodermis experimental.** Su tratamiento con RC-16 (Endocare). Curación de la enfermedad en el intervalo expresado en tantos por ciento. En las barras de la izquierda se encuentran los resultados de los animales tratados con el excipiente. Las barras de la derecha corresponden a los datos de los animales tratados con el principio activo más el excipiente. Se observa en este caso cómo existe un evidente incremento de curaciones sobre todo en la 5ª, 7ª y 8ª semanas.



► **Figura 4. Radiodermis experimental.** Su tratamiento con RC-16 (Endocare). Decrecimiento de la enfermedad (radiodermis) en tantos por ciento. Se observa que el decrecimiento de la enfermedad no es significativo con la aplicación del excipiente. Por el contrario, disminuye significativamente a partir de la sexta semana (31%) con el tratamiento con el producto total (excipiente más producto activo) o Endocare.



► **Figura 5. Radiodermatitis experimental.** Su tratamiento con RC-16 (Endocare). El decrecimiento de la enfermedad se ajusta a una curva exponencial (ver texto).

miento de la enfermedad. También la diferencia entre animales TES y animales EXC.

– *Animales testigos (TES), frente a los tratados con solo excipiente (EXC).*

En la figura 2 se hace en primer lugar un estudio comparativo entre los 104 animales TES, en la parte superior del gráfico, comparándolos con los 106 animales tratados con ESX (curva inferior). Entre ambas curvas se aprecia que existe una diferencia de un 10% aproximadamente, debido a un *biological coating effect* (efecto de recubrimiento biológico). El excipiente penetra y se asimila fuertemente en la piel (epidermis, dermis, hasta tejido celular subcutáneo), por lo que se comporta como *carrier* (transportador), que aumenta la eficacia del principio activo. La prueba de χ^2 (1% y 5%) no fue concluyente.

– *Control semanal: la curación en el intervalo de tiempo. Animales tratados solo con excipiente (EXC), frente a los tratados con producto total (PT).*

En la figura 3 se tiene el seguimiento de los animales curados en un intervalo de tiempo, que en este caso es por semanas.

En la valoración de la curación semanal hay que considerar que el principio activo posee una capaci-

dad de eliminación de las células tanto muertas como de aquellas otras con daño irreparable (supervivencia inviable) y que son eliminadas en los primeros periodos del tratamiento (efecto de *bisturi químico*). Después de este efecto comienza la *regeneración tisular*. Esto explica el por qué en la primera semana no existen diferencias entre los animales tratados con EXC y PT.

En la primera semana se observa que existe una diferencia inapreciable estadísticamente entre los animales tratados con EXC (10,4) y los tratados PT (9,9). En la segunda y tercera semanas se observa como la proporción entre animales tratados con PT frente a los EXC presenta una proporción de curación en el intervalo de más del doble. En la cuarta semana la proporción pasa a ser de 4 veces más.

Al llegar la quinta semana la proporción entre los animales tratados PT (49,3%) frente a los tratados solamente con EXC (1,2%) es aproximadamente de 40 veces más. Es decir, al pasar de la cuarta a la quinta semana el tanto por ciento de animales curados se multiplica por 10.

La sexta semana presenta un decrecimiento brusco de la curación, atribuible al inicio del crecimiento del pelo del animal.

En la séptima y octava semanas se alcanzan los tantos por ciento mas elevados: 67% y 82% respectivamente. Se curan todos los animales que hasta ese momento no lo hicieron.

– *Decrecimiento de la enfermedad lesional (radiodermatitis). Animales tratados solo con excipiente (EXC), frente a los tratados con producto total (PT).*

En la figura 4 se observa el decrecimiento de la enfermedad durante la evolución de los animales tratados con el principio activo frente a los animales tratados con EXC.

Los animales tratados con PT disminuyen progresivamente en su enfermedad de forma que entre la quinta y sexta semanas atraviesan la barrera del 50%. En la novena semana con el PT, el 98% de los animales se encuentran libres de enfermedad, es decir, sin radiodermatitis. El sistema de análisis estadístico no permite afirmar que se cura el 100%, aunque en el experimento se curen todos los animales. Por el contrario, los animales tratados con EXC a partir de la séptima semana continúan con la enfermedad en un 75% de los casos. Es decir, solamente debido a sus propiedades naturales han remitido de su proceso en una cantidad inferior al 25%.

4. Conclusiones

Se presenta un protocolo para la obtención de radiodermatitis experimentales agudas mediante una alta dosis única de 150 Gy de radiaciones ionizantes, con una energía de 45 KV de radiación X.

El protocolo obvia el inconveniente de otros modelos de irradiación en los que la baja dosis en ratas permite el éxito seguro de cualquier producto que se ensaye, no por la bondad del mismo, sino por la capacidad de autocuración del animal.

Se exponen en el texto los resultados del tratamiento de esta forma de quemaduras por radia-

ciones ionizantes mediante un complejo glucoproteico mucopolisacárido, cuya sustancia nativa se obtuvo mediante un procedimiento de *alarma biológica*, es decir de rememoración del cataclismo de la Naturaleza que en

época pretérita detuvo la evolución del animal, estando grabado genéticamente en su cerebro ganglionar.

En unas semanas, este principio activo más un excipiente que actúa como *recubrimiento biológico*

y *transportador* producen la curación de las lesiones.

Lo importante es que se dispone de un preparado, ya en farmacias, que puede emplearse en el tratamiento de radiodermatitis y quemaduras (Endocare). 

Referencias

- Japan Society for Promotion of Science. UENO. *Research in the Effects and Influences of the Nuclear Bomb Test Explosions*. Part VIII. Medical Science. Tokio, 1956.
- Epstein. E. *Radiodermatitis*. American Lectures Series. 1962.
- Abad Iglesias R. *Radiaciones ionizantes. Fundamentos físicos, radiobiológicos y usos terapéuticos*. Capítulos 9, 10, 11. Edit. Gráficas Langa. 1965.
- Abad Iglesias, R. *Una nueva sustancia en el tratamiento de las radiodermatitis, especialmente en enfermos neoplásicos. Factores radiobiológicos y terapéuticos*. Acta Oncológica. Enero-Junio, 1967.
- Abad Iglesias, R. *Tratamiento de las radiodermatitis con una nueva sustancia en enfermos profesionales y pacientes oncológicos*. X Congreso Nacional de Radiología. Santiago de Compostela. Julio, 1970.
- Abad Iglesias, R. *Tratamiento tópico de las radiodermatitis en profesionales con una nueva sustancia*. XI Congreso Nacional de Radiología. Torremolinos-Málaga. Mayo, 1972.
- Abad Iglesias, R. *Estudio de las radiodermatitis. Factores radiobiológicos y terapéuticos*. Hospital General (Vol. 14). Nov.-Dic., 1974.
- Abad Iglesias, R. *Prevención y tratamiento de las alteraciones, lesiones y quemaduras de la piel producidas por energías del espectro electromagnético (luz natural, luz UV, radiaciones ionizantes) mediante un principio activo de origen biológico. Empleo en lesiones por otros agentes térmicos, químicos, etcétera*. Memoria de investigación. Comisión Científica. M. San. y Con. 1992.
- Abad Iglesias, R. *Informe de Anat. Patológica. Experimentación animal sobre toxicidad crónica con el RC-16*. 1994.
- Abad Iglesias, R. *Fotoenvejecimiento y cáncer de piel*. Monografía (agotada). Ed. Rais. ISBN 84.60495-1-1994.
- Abad Iglesias, R. *Estudio experimental de la toxicidad del RC-16*. Monografía (agotada). Ed. Rais. ISBN 846049506-X-1994.
- Abad Iglesias, R. *RC-16 y lípidos. Parte I*. Monografía (agotada). Ed. Rais. ISBN 8492049715-1995.
- Abad Iglesias, R. *RC-16 y lípidos. Parte II*. Monografía (agotada). Ed. Rais. ISBN 8492049723-1995.
- Abad Iglesias, R. *Aspectos sobre la investigación de una glicoforma y sus resultados en el tratamiento de las radiodermatitis*. IX Congreso Nacional de la AERO. Valladolid. Octubre, 1997.

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	41
● Centrales nucleares.....	44
● Información general	45
● Tecnología	46

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Reunión de INRA

La tercera reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA) se celebró en las oficinas de la Región IV de la NRC en Arlington (Texas) los días 21 y 22 de enero. Entre los temas más importantes que se trataron figuraban la discusión de los conceptos reguladores acordados en la anterior reunión, especialmente en los temas de independencia del organismo regulador y el proceso de licencia, la revisión de las actividades relacionadas con el problema del año 2000, las futuras actividades de la INRA y elección del nuevo presidente. El CSN estuvo representado por su presidente, Juan Manuel Kindelán.

Apercibimientos a titulares de instalaciones

De acuerdo con el vigente Reglamento 53/1992 sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes (artículo 64, punto 2.4.6), cuando se produzcan incumplimientos menores en instalaciones nucleares y radiactivas, y siempre que de ellos no se deriven daños ni perjuicios directos a las personas, el CSN puede advertir y aconsejar a sus titulares como alternativa o paso previo a la propuesta de incoación de expedientes sancionadores. Esta actuación es un instrumento muy útil para mejorar los niveles de seguridad, especialmente en instalaciones radiactivas, cuando se detectan incumplimientos. Por ello, el CSN ha promovido, a través del Ministerio de Industria y Energía, una enmienda a la Ley de Tasas y Precios Públicos del CSN, a fin de dar un mayor rango legal a este precepto.

Subvenciones y becas del CSN

En el Boletín Oficial del Estado del 18 de febrero de 1999 se publicó la convocatoria de subvenciones para la realización de actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica, de forma que las entidades o instituciones interesadas puedan solicitar y obtener una ayuda económica del CSN.

Asimismo, en el BOE del 22 de marzo de 1999 se publicó la convocatoria de 10 becas para la formación de personal en temas concretos relacionados con las competencias del CSN.

● Protección radiológica	47
● Investigación y desarrollo.....	48
● Cursos	48
● Publicaciones.....	48

Resoluciones de la Comisión de Industria

La Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados aprobó el 10 de marzo las resoluciones derivadas del estudio de los informes del CSN correspondientes al año 1997.

Entre otras cosas, estas resoluciones contienen mandatos concretos dirigidos al Ejecutivo sobre la necesidad de dotar al CSN con personal y medios económicos suficientes para el ejercicio de nuevas y mayores funciones en el ámbito de la vigilancia radiológica medioambiental.

Firmados acuerdos de cooperación con Cuba y Méjico



Firma del acuerdo con el organismo de seguridad nuclear cubano.

El pasado 11 de marzo se procedió a la firma de un acuerdo de cooperación entre el CSN y el Centro Nacional de Seguridad Nuclear cubano, con ocasión de una visita de Aníbal Martín, vicepresidente del CSN, a La Habana, quien mantuvo reuniones con la ministra de Tecnología y Medio Ambiente y visitó varios centros de investigación relacionados con la protección radiológica. Días antes, el 8 de marzo, el vicepresidente del CSN firmó en México D.F. un nuevo acuerdo de cooperación con la Comisión Nacional de Seguridad Nuclear y Salvaguardias (CNSNS) mexicana, que sustituye al texto anterior firmado con la antigua Junta de Energía Nuclear.

Reunión anual con el organismo regulador francés

En Lyon, durante los días 25 y 26 de marzo, tuvo lugar la reunión anual entre el CSN y el organismo re-

gulator francés (DSIN), durante la cual se abordaron temas de interés común en los campos de la seguridad nuclear, gestión de residuos y transportes. En el transcurso de la reunión se visitó la central de Bugey 1, similar a Vandellós I y que se encuentra en fase de desmantelamiento.

La reunión estuvo precedida por un encuentro entre ambos organismos y el británico NII para discutir las prácticas reguladoras en la gestión del grafito. Este encuentro tuvo lugar el 24 y 25 de febrero en Vandellós y contó con la participación de Enresa.

Supuesta contaminación radiactiva en el Ciemat

Como consecuencia de una denuncia del Grupo Municipal de Izquierda Unida sobre contaminación radiológica en el Ciemat, en la Ciudad Universitaria de Madrid, el CSN realizó en el mes de marzo un detallado estudio radiométrico del entorno de las instalaciones de este organismo, incluyendo medidas en continuo de tasa de radiación en todo el perímetro de la instalación, 96 medidas de contaminación superficial en fachada, perímetro y puntos alejados, 26 medidas en muestras de suelo (en el perímetro y en puntos alejados, para comparar con muestras testigo) y 10 medidas de vegetación y muestras de agua. Los resultados de este estudio descartaron el riesgo radiológico.

El informe fue enviado a todos los grupos políticos con representación municipal y a los responsables de la política medioambiental de la Comunidad de Madrid, así como al Congreso de los Diputados.

Conferencias en el CSN



Juan Luis Arsuaga, segundo por la izquierda, y Pilar Julia Pérez, durante su conferencia en el CSN.

Juan Luis Arsuaga y Pilar Julia Pérez, profesores de la Universidad Complutense de Madrid e investigadores en el proyecto Atapuerca, ofrecieron el 21 de enero una conferencia en la sede del CSN sobre las excavaciones arqueológicas en la que ambos participan y que han permitido encontrar al primer humano europeo, el *Homo antecessor*.

El 26 de febrero, Luis Echávarri, director general de la Agencia de la Energía Nuclear (AEN), pronunció una conferencia en la sede del CSN titulada *40 años de la AEN. Futuro de la energía nuclear*. Durante su charla desglosó las actividades de la AEN, su actual composición y las áreas de trabajo en las que se desenvuelve.



Luis Echávarri y Mark W. Stirling, conferenciantes en el CSN.

El 3 de marzo, el doctor Mark W. Stirling, del Instituto de Ciencias Geológicas y Nucleares de Nueva Zelanda, pronunció una conferencia sobre *Análisis probabilístico del riesgo sísmico* y explicó el modo en que en Nueva Zelanda se está realizando la aplicación de esta metodología, con datos recogidos durante 160 años en 155 fallas, y cómo podría utilizarse para mejorar la predicción sísmica.

Comparecencia en las Cortes de Castilla-La Mancha

En respuesta a la solicitud realizada por el presidente de la Comisión de Fomento de las Cortes de la Comunidad Autónoma de Castilla-La Mancha, el 22 de marzo compareció ante la misma el consejero del CSN José Ángel Azuara para responder a cuestiones relacionadas con la central nuclear José Cabrera.

Los parlamentarios se interesaron por conocer la fecha de expiración del permiso de explotación vigente, las características del proceso de revisión de la seguridad previo a la concesión de un nuevo permiso, y el modo en que la antigüedad de la instalación es un elemento que condiciona o limita sus posibilidades de explotación futura.

El Centro de Información del CSN ya ha recibido 3.000 visitantes

Durante el primer trimestre de 1999 visitaron el Centro de Información del Consejo unas 1.500 personas, la mayor parte de ellas escolares de 50 colegios e institutos, aunque también lo hicieron estudiantes de los últimos cursos de diversas universidades. El total de visitantes desde que el centro abrió sus puertas el pasado mes de octubre se eleva a 3.000 personas.

PRINCIPALES ACUERDOS DEL CSN

Los acuerdos específicos de cada central nuclear se resumen en el apartado de centrales nucleares (página 44)

Actividades para 1999

El Consejo de Seguridad Nuclear aprobó el Plan Anual de Trabajo (PAT) del organismo para 1999, en el que se establecen las actuaciones programadas, tanto las de tipo estratégico como las derivadas de las actividades cotidianas. Asimismo, ha aprobado su Plan de Formación para 1999, que contempla las áreas de formación en seguridad nuclear y protección radiológica, habilidades directivas y de gestión, informática e idiomas.

Igualmente se ha aprobado el Plan de Publicaciones del CSN para el año en curso, que contempla la edición de diversas obras de carácter técnico y divulgativo.

Nuevas guías de seguridad

El CSN ha aprobado la publicación, dentro de su colección de seguridad, de una guía sobre aplicación del principio ALARA en la explotación de las centrales nucleares, que estará identificada como GS 1.12, así como la revisión 2 de la GS 10.1 sobre garantía de calidad para instalaciones nucleares.

Participación en el proyecto Cabri de la OCDE/NEA

El Consejo ha estimado conveniente su participación en el proyecto Cabri, patrocinado por la OCDE, que permitirá mejorar la capacidad de análisis independiente en relación con la evaluación del combustible de alto quemado. La aportación económica del CSN al proyecto será

de 264 millones de pesetas a lo largo de los ocho años de duración prevista del proyecto (1999-2006). Teniendo en cuenta la participación del Ciemat, la inversión española en el mismo ascenderá a 432 millones de pesetas en total.

Recogida y gestión de detectores iónicos de humo

El CSN informó favorablemente el plan de gestión y recogida de unos 15.000 detectores de humo que contienen fuentes radiactivas presentado por Enresa. Almacenados actualmente en distintos centros, el plan prevé el desmontaje de las fuentes en una instalación radiactiva autorizada y el traslado de las mismas al almacén de residuos radiactivos de baja y media actividad de El Cabril, en la Sierra Albarrana.

Proyecto de investigación sobre fallo del fondo de la vasija

El CSN aprobó su participación en el proyecto de investigación y desarrollo ISP (International Standard Problem) de la NRC, cuyo objetivo es obtener un mejor conocimiento del comportamiento del fondo de la vasija y la validación de un modelo que permita la predicción de fallo de este componente. La participación española se encuadrará dentro del plan coordinado de investigación CSN-Unesa y el coste para el CSN será de 98.000 dólares (unos 15 millones de pesetas) a lo largo del periodo 1999-2001.

Plan de gestión de los residuos de Acerinox

El Consejo emitió informe favorable al plan para la gestión de

los residuos generados por la fusión de una fuente de cesio-137 en la acería de Acerinox presentado por Enresa, quedando pendiente de resolver, exclusivamente, la gestión de los filtros de polvo de humo, sobre la que la empresa de residuos no ha presentado aún una propuesta.

Programas y presupuestos de la vigilancia radiológica en Cataluña y Valencia

El CSN aprobó los programas y presupuestos presentados por las comunidades autónomas de Cataluña y Valencia, según los acuerdos de encomienda vigentes, para el control de los planes de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) que tienen implantados los titulares de las centrales nucleares situadas en los correspondientes territorios. Los presupuestos contemplan un muestreo del 5% de las medidas tomadas por los titulares y suponen un total de 11.839.000 pesetas y 4.326.000 pesetas para ambas comunidades, respectivamente.

Mejora de comunicaciones del Salem con las centrales nucleares

El CSN aprobó un contrato de servicios para la ampliación de los parámetros de operación de las centrales nucleares que se reciben en el Salem, con el fin de mejorar el conocimiento de la situación real de la planta en caso de accidente. Esta ampliación supone la modificación de los sistemas de comunicación, tanto en las centrales nucleares como en el propio Salem. El trabajo se prevé que esté finalizado en un plazo de mes y medio a partir de su adjudicación.

CENTRALES NUCLEARES

(La información se refiere a los meses de enero, febrero y marzo de 1999)

José Cabrera

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 29 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se incorporan cambios derivados fundamentalmente de la adaptación de las especificaciones sobre protección contra incendios al NUREG 452, revisión 5, draft 0, de la instalación de una nueva señal de apertura de la válvula situada en la descarga de la bomba de inyección a sellos de las bombas del primario y de la unificación de requisitos exigibles al Comité de Seguridad Nuclear del Explotador. Este último cambio fue requerido por el CSN a todas las centrales españolas tras la realización de un análisis de las funciones y responsabilidades de dicho comité en cada una de las centrales.

Durante el trimestre, el CSN realizó ocho inspecciones a la central.

Santa María de Garoña

El día 26 de enero se produjo la contaminación parcial del sistema de agua desmineralizada de

la central con agua radiactiva procedente de la cavidad de recarga. El ingreso en el sistema de agua desmineralizada se debió a la menor presión existente en este sistema durante la realización de una operación de lavado de una tubería de drenaje del circuito refrigerante. El agua desmineralizada contaminada fue empleada inadvertidamente para diversos usos en el interior de la central y en el Laboratorio de Medidas Ambientales de Medina de Pomar. Una vez conocida la contaminación, el titular trasvasó el agua contaminada al sistema de tratamiento de residuos radiactivos líquidos.

La recarga de la central se realizó entre los días 16 de enero y 1 de marzo. Entre las actividades realizadas durante la parada destacan la descontaminación del circuito de refrigeración del reactor, para reducir las dosis al personal de operación, y la instalación de nuevos filtros en la aspiración desde la piscina de supresión de las bombas de refrigeración de emergencia.

El día 3 de marzo, durante las operaciones de arranque tras la parada para recarga, se produjo un cortocircuito en un registrador de nivel de la vasija a pre-

sión del reactor, que provocó la apertura del interruptor de alimentación al sistema de control de agua de alimentación y el bloqueo de las válvulas del mismo, dando lugar al aumento de nivel en la vasija hasta el punto en el que se produjo la parada automática del reactor y de la turbina. Una vez reparada la causa del cortocircuito la central reanudó las operaciones de arranque.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 40 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se incorporan cambios derivados fundamentalmente de la modificación de requisitos de vigilancia de la instrumentación postaccidente y del sistema de enfriamiento del núcleo a baja presión, de la unificación de requisitos exigibles al Comité de Seguridad Nuclear del Explotador, de la adaptación del contenido de los informes mensuales de explotación al contenido de la guía de seguridad del CSN 1.7, del diseño del núcleo para el ciclo 21 de operación y de la adopción de la carta genérica 94.02 de la Nuclear Regulatory Commission, relativa a medidas para mitigar inestabilidades termohidráulicas en reactores BWR.

Estos datos fueron presentados en una reunión organizada por Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (Enresa) y celebrada en Córdoba a la que asistieron representantes de diversos centros de información del sector, como los de centrales nucleares, los de la propia Enresa y el del Consejo de Seguridad Nuclear. El número de visitantes del centro del CSN se verá incrementado notablemente en el futuro, ya que desde el mes de abril se ha duplicado el número de visitas escolares diarias, por lo que se espera alcanzar los 6.000 visitantes en el mes de junio y se calcula que durante el próximo curso lo visitarán unos 10.000 estudiantes.

Se instala en el Salem un sistema de ayuda a la toma de decisiones en emergencias

A finales del pasado mes de febrero se instaló en la Sala de Emergencias (Salem) del CSN el software genérico de la versión preoperativa actual del sistema RODOS (Real-time On-line Decision Support System). El objetivo del sistema es el desarrollo de una herramienta informática integrada, que sirva de ayuda en la gestión de emergencias nucleares en todos los rangos de distancias y tiempos, y está siendo desarrollado por diversos institutos de la UE y de Europa del Este, agrupados en un consorcio que dirige y coordina el instituto alemán FZK.

El CSN acordó requerir al titular de la central la reevaluación sísmica del emplazamiento siguiendo el método de márgenes sísmicos previsto en la Generic Letter 88-20 de la Nuclear Regulatory Commission con Alcance Completo.

Durante el trimestre, el CSN realizó 12 inspecciones a la central.

Almaraz

El CSN informó favorablemente la aprobación de las revisiones 54 y 50 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de las unidades I y II respectivamente, en las que se incorporan cambios derivados fundamentalmente de la modificación de requisitos de inspección del volante de inercia de las bombas del primario para su adaptación al NUREG 452, revisión 5, draft 0, de la aplicación de la carta genérica 93.05 de la NRC en relación con la protección por sobrevelocidad de la turbina y la actualización de la especificación relativa al sistema de ventilación del recinto de contención para su adaptación a la BTP CSB 6-4 incluida en el NUREG 400.

Durante el trimestre, el CSN realizó seis inspecciones a la central.

Ascó

El CSN informó favorablemente la aprobación de las revisiones

56 y 57 de las especificaciones técnicas de funcionamiento de las unidades I y II respectivamente, en las que se incorporan cambios derivados fundamentalmente de los resultados del reanálisis del accidente de dilución incontrolada de boro en modos 4 o 5, actualización del análisis de criticidad del foso de combustible nuevo, reducción de la frecuencia de inspección del volante de inercia de las bombas del primario, adecuación de las especificaciones de protección contra incendios al NUREG 452, revisión 5, draft 0, y unificación de requisitos exigibles al comité de seguridad nuclear del explotador.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la propuesta de revisión 9 del reglamento de funcionamiento en la que se introducen modificaciones derivadas de los cambios organizativos originados por la unificación de la gestión de las centrales nucleares de Ascó I y II y Vandellós II.

Durante el trimestre, el CSN realizó cinco inspecciones a la central.

Cofrentes

El CSN informó favorablemente la aprobación de la propuesta de revisión 10 del reglamento de funcionamiento en el que se uni-

fican los requisitos exigibles al Comité de Seguridad Nuclear del Explotador y se actualizan las referencias a las especificaciones de funcionamiento en relación con éste.

El CSN informó favorablemente la autorización de la metodología Giralda, desarrollada por Iberdrola, para la realización del diseño y evaluación de la seguridad de la 11 recarga de combustible de esta central.

Durante el trimestre, el CSN realizó cinco inspecciones a la central.

Vandellós II

El día 16 de marzo comenzó la parada para recarga de la central. Como actividades más destacables, durante esta parada se realizan todas las relativas al aumento de la potencia térmica del reactor al 104,5% de la nominal y, en relación con ello, la sustitución de la turbina principal.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 17 del estudio final de seguridad, en la que se incorporan cambios derivados fundamentalmente del diseño del ciclo 10 de operación con alargamiento de los ciclos de operación de 14 a 18 meses, así como diversas modificaciones de diseño im-

(Continúa en la página siguiente)

La incorporación del sistema al Salem requerirá su adaptación a las condiciones específicas españolas (idioma, tipos de reactores, niveles de intervención, datos de los emplazamientos nucleares —geográficos, demográficos, socioeconómicos, etcétera— y del resto del territorio nacional).

► INFORMACIÓN GENERAL

Simulacro de emergencia en José Cabrera

El día 16 de marzo se realizó un simulacro general de emergencia exterior en el entorno de la central nuclear

José Cabrera, que incluyó la puesta en práctica de las principales medidas de protección en emergencia: confinamiento, profilaxis radiológica y evacuación. Se activaron los principales elementos de decisión y actuación del Plan de Emergencia Nuclear de Guadalajara (PEN-GUA), entre ellos el Centro de Coordinación Operativa Provincial (CECOP), la Sala de Emergencias del CSN y el Centro Estatal de Coordinación (CECO) de la Dirección General de Protección Civil, los CECOP de las poblaciones afectadas, los controles de accesos y dos estaciones de clasificación y descontaminación (ECD).

Este simulacro forma parte de un nuevo programa de la Dirección General de Protección Civil a

CENTRALES NUCLEARES

(Viene de la página anterior)

plantadas en la central desde septiembre de 1996.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la propuesta de revisión 12 del reglamento de funcionamiento, en la que se introducen modificaciones derivadas de los cambios organizativos originados por la unificación de la gestión de las centrales nucleares de Ascó I y II y Vandellós II.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 31 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se incorporan cambios derivados fundamentalmente de la inclusión en el documento de las funciones y responsabilidades de los comités de seguridad de la central y del explotador y se unificaban los requisitos exigibles a este último.

El CSN informó favorablemente la autorización para la realización de un programa de extensión de irradiación de 12 varillas de combustible en la central Vandellós II hasta valores de quemado de entre 70 y 75

Wd/KgU. El objetivo de este programa es la obtención de datos sobre el comportamiento del combustible con alto grado de quemado durante la operación normal de un reactor comercial.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 32 de las especificaciones técnicas de funcionamiento en la que se incorporan cambios derivados de la adaptación de los requisitos de vigilancia estructural de la contención a la guía reguladora 1.35 de la NRC.

El CSN informó favorablemente la autorización para el aumento de la potencia térmica nominal del reactor de Vandellós II en el 4,5% de la potencia térmica nominal previa. La potencia térmica tras este aumento será de 2.900 megawattios térmicos frente a los 2.775 anteriormente autorizados. Este aumento de potencia supone la modificación de la condición del Permiso de Explotación Provisional en la que se establece la potencia térmica nominal máxima de la central.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 33 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se incorporan cambios derivados del aumento de la potencia

nuclear al 104,5% de la nominal y de la sustitución de la turbina de la central realizada para acomodar este aumento de potencia.

Durante el trimestre, el CSN realizó tres inspecciones a la central.

Trillo

El día 29 de enero se produjo un suceso de pérdida de integridad del recinto anular (anillo) situado entre la contención esférica metálica y la contención secundaria de hormigón, debido a la apertura de penetraciones en el hormigón durante los trabajos preparatorios para el tendido de cables necesario para la implantación de modificaciones durante la parada para recarga. El suceso se clasificó con el nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

El día 16 de febrero comenzó la parada para recarga de la central. Durante la misma, se implantaron modificaciones de diseño en los sistemas eléctricos de salvaguardia y emergencia, y en los sistemas de agua de refrigeración esencial, de ventilación del edificio, de agua de alimentación de emergencia y de agua de alimentación de emergencia a los generadores de vapor, así co-

aplicar a los planes de emergencia nuclear, en el que colabora el CSN. En esta ocasión, el CSN participó en el diseño y preparación del simulacro, así como en su ejecución en los puntos de actuaciones relacionados con las funciones del grupo radiológico del plan provincial: dirección del grupo, actuaciones en las dos ECD y en los controles de acceso. Asimismo, se activó parcialmente el dispositivo de la sala de emergencias.

Seguridad nuclear de los países candidatos a la Unión Europea

Los miembros de la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA) celebraron en Londres su reunión constitutiva los días 4 y 5 de febrero, organizada por el regulador británico (NII). Durante la reunión se revisaron los informes prepara-

dos sobre la situación de la seguridad nuclear en los países candidatos a la ampliación europea. Como resultado de dicha revisión se han acordado unas conclusiones que comprometen el futuro de centrales antiguas de tipo VVER-440/230 (Kozloduy y Bohunice) y la RBMK de Ignalina, considerándolas no licenciables en Europa Occidental. El informe se remitió al presidente del Consejo de la UE (Alemania), a los reguladores de los países candidatos y a los gobiernos de los países de la UE.

TECNOLOGÍA

Proyecto para el desarrollo del amplificador de energía

El pasado mes de marzo tuvo lugar en el Consejo de

mo otras modificaciones menores, todas ellas derivadas de los resultados del programa de Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS).

El CSN informó favorablemente la aprobación de una propuesta de revisión general del documento de especificaciones de funcionamiento de la central. Esta nueva edición de dichas especificaciones fue realizada por el titular en cumplimiento del condicionado de la prórroga del permiso de explotación provisional de la central, concedida en 1991, y supone una modificación completa tanto de formato como de contenido.

El CSN informó favorablemente la aprobación de la revisión 21 de las especificaciones técnicas de funcionamiento, en la que se incorporan cambios derivados fundamentalmente del rediseño de sistemas eléctricos de salvaguardia y emergencia, y de los sistemas de agua de refrigeración esencial y de ventilación del edificio de emergencia, que el titular tenía previsto implantar durante la parada para recarga. Adicionalmente se introducen cambios derivados de la unificación de requisitos exigibles al Comité de Seguridad Nuclear del Explotador y de

la extensión del plazo de incorporación a la central del retén de emergencia tras su activación.

El CSN informó favorablemente la autorización para la carga en el reactor, para el próximo ciclo de operación de la central, de cuatro elementos de combustible de demostración del tipo 16 x 16 20CNT, diseñados y fabricados por ENUSA.

Durante el trimestre, el CSN realizó 13 inspecciones a la central.

Vandellós I

El CSN apreció favorablemente el resultado de las pruebas de los nuevos sistemas incorporados a la central para la ejecución de las actividades previstas en el Plan de Desmantelamiento y Clausura. Con esta apreciación, de acuerdo con lo establecido en el condicionado anexo a la resolución por la que se autorizó la transferencia de la titularidad de la instalación a Enresa, puede dar comienzo el desmantelamiento de partes activas de la central.

Norma de Mantenimiento

El CSN aprobó requerir a las centrales nucleares españolas, con excepción de la de Trillo, la aplicación de la norma de man-

tenimiento establecida en la reglamentación de Estados Unidos en el punto 50.65 de la parte 10 del Code of Federal Regulations. El objeto de la norma de mantenimiento es la evaluación de los programas de mantenimiento de las centrales nucleares mediante la vigilancia del comportamiento y la situación de las estructuras, sistemas y componentes de la central, así como la de establecer una sistemática para la aplicación de los recursos de mantenimiento donde éstos son más necesarios.

Puesto que se trata de un requisito derivado de la aplicación de nueva normativa del país de origen del proyecto, no se encuentra contemplado en las bases de licencia en vigor para las centrales nucleares españolas. Por ello, el CSN ha solicitado a la Dirección General de la Energía la modificación del Permiso de Explotación Provisional de las centrales afectadas, para incluir este nuevo requisito. En relación con la central de Trillo, se encuentra en evaluación la aplicación de este requisito o, alternativamente, la continuación de la práctica de mantenimiento actual, análoga a la realizada en las centrales alemanas.

Seguridad Nuclear una presentación del proyecto LAESA (Laboratorio Amplificador de Energía), que pretende en su fase inicial construir un laboratorio con acelerador de protones y fuente de neutrones de espalación, cuyo coste estimado es de 7.834 millones de pesetas. En una segunda fase se pretende conseguir un demostrador reducido, de 10 MW, que permita demostrar la capacidad de transmutación para varios MW, integrar el mayor número posible de estudios de investigación y desarrollo sobre el amplificador y posibilitar el licenciamiento de elementos combustibles. La fase tercera, antes de lograr la explotación industrial del concepto, consistirá en tratar de participar en la construcción del prototipo europeo, con un coste estimado de 70.000 millones de pesetas y un plazo de realización de ocho años.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Estimación de dosis retrospectivas

El próximo otoño, el Handford Individual Dose Assessment Project comenzará a proporcionar la estimación de dosis en tiroides de yodo-131 (I-131) a todas las personas expuestas a las emisiones a la atmósfera que produjo, entre los años 1944 y 1957, la Handford Nuclear Reservation, por haber vivido en el área estudiada por el Handford Environmental Dose Reconstruction Project (HEDR). Dicha área comprende la parte este del estado de Washington, el noroeste del de Oregón y el norte del de Idaho. El proyecto HEDR calcula que el 98% de las dosis recibidas por estas personas se debe a las emisiones de I-131 a la atmósfera.

Formación de partículas calientes de radiocesio

El problema de la contaminación interna procedente de la inhalación del radiocesio resuspendido, procedente de suelos homogéneamente contaminados, se agrava en caso de que el radiocesio se encuentre en forma iónica debido a la formación de *partículas calientes* en determinados tipos de suelo y condiciones medioambientales. El desarrollo de este tipo de partículas ha sido observado tanto en arenas de cuarzo como a consecuencia de la formación de óxidos e hidróxidos de hierro procedentes del lavado de suelos ácidos conocidos como *podsol* y propios de climas fríos y húmedos.

INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO

Desarrollo del Plan Quinquenal de Investigación del CSN

El vigente Plan de I+D del CSN, que será revisado en el presente año, mantiene actualmente en curso medio centenar de proyectos de investigación, de los cuales un 72%, aproximadamente, corresponden a temas de seguridad nuclear y, el resto, a protección radiológica. A lo largo del año 1998, concluyeron 15 proyectos, de cuya marcha y resultados se informó en las diversas jornadas que anualmente se organizan sobre el desarrollo del plan.

Vigésimosexta reunión del CSNI

En diciembre del pasado año se celebró en París la reunión del Committee on the Safety Nuclear Installations (CSNI) de la Agencia para la Energía Nuclear, con la participación de representantes de 21 países y de organizaciones internacionales. Por parte del CSN participaron el consejero Agustín Alonso y J. Ignacio Villadóniga, subdirector general de Tecnología Nuclear. En la reunión se hizo un repaso de las actividades de los cinco grupos principales de trabajo y del grupo dedicado a la seguridad del ciclo del combustible, y se presentaron diversos informes. Se pretende llevar a cabo un plan estratégico para hacer frente a los retos que deben encarar los organismos reguladores en un futuro próximo, y realizar una revisión de la estructura del CSNI y de los métodos de trabajo.

Daño por irradiación

Entre los días 26 y 29 de abril se celebró en la sede del Ciemat una reunión de especialistas sobre fragilización por irradiación y mitigación, organizada por el grupo de trabajo del OIEA dedicado a la gestión de vida de centrales nucleares, que tiene el antecedente de la reunión previa celebrada en Rusia en el año 1997. En este foro internacional se pretende discutir los recientes resultados de la investigación y de la experiencia de los explotadores en los temas de daño por

irradiación, su vigilancia, recocido y refragilización de los materiales de las vasijas a presión de los reactores del tipo PWR, WWR y BWR.

CURSOS

Transporte de material radiactivo

La Sociedad Española de Protección Radiológica está organizando la celebración de la segunda edición del curso sobre transporte de material radiactivo, que tendrá lugar en las instalaciones del Ciemat entre el 7 y el 11 de junio. Al igual que en la edición del pasado año, el curso se llevará a cabo en colaboración con Unesa y con el patrocinio de ENUSA, Enresa y el CSN. El curso está dirigido a los profesionales implicados en esta actividad que desarrollan sus funciones dentro de empresas que actúan como transportistas, expedidores o receptores de material radiactivo, así como asesores en protección radiológica. Se pretende dar una visión detallada de los requisitos establecidos en la legislación vigente y desarrollar los procedimientos para llevarlos a la práctica.

PUBLICACIONES

Dosimetría biológica: análisis de las aberraciones cromosómicas para la estimación de dosis. Casos investigados en España

CSN. Colección Otros Documentos.

El presente informe trata de estimar las dosis recibidas por las personas por medio de técnicas citogenéticas que analizan las alteraciones, tales como los cromosomas dicéntricos y las translocaciones, mediante la colaboración de cinco laboratorios españoles que han contado con el apoyo del CSN en diversos proyectos que están incardinados en el Plan de Investigación del CSN. Finalmente se contemplan 98 casos investigados en España según tres categorías.

Proyecto SIGMA. Análisis del estado de esfuerzos tectónicos, reciente y actual de la Península Ibérica

CSN. Colección Otros Documentos.

Encuadrada en el Plan Quinquenal de Investigación del CSN, esta publicación es el fruto del trabajo realizado en virtud de un acuerdo específico entre el CSN, Enresa y la Universidad Complutense de Madrid, para el desarrollo de un proyecto de investigación sobre la caracterización del estado actual y reciente de esfuerzos tectónicos en la Península Ibérica, mediante el uso de datos sísmicos y geológicos, mejorando así el conocimiento de la peligrosidad sísmica del emplazamiento de las centrales nucleares y de los almacenamientos de residuos radiactivos.®