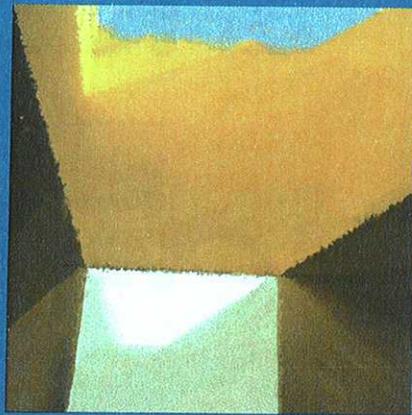


Revista del CSN / Año II / Número 6
I Trimestre 1998

Seguridad Nuclear



El proyecto Rasplav

**Tratamiento de la experiencia
operativa en centrales nucleares**

**Proyecto Halden:
sistemas hombre-máquina**

**Extensión de vida en centrales
nucleares españolas**

**Improving the estimates
of radiation induced cancer risk**

Seguridad Nuclear

Revista del CSN
Año II / Número 6
I Trimestre 1998

Director

Rafael Caro

Comité de redacción

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

Secretaria de redacción

Fátima Rojas

Noticias

Directora

Matilde Ropero

Comité

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

Consejo de Seguridad Nuclear

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

Diseño y maquetación

ACK Comunicación
Avenida de Burgos, 48. 3ºE
28036 Madrid
Tf. 383 28 33
Fax. 383 29 01

Impresión

Gráficas Caro
Gamonal, 2
28031 Madrid

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: Composición 0314.
José María Cerezo / ACK Comunicación

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 El proyecto Rasplav-OCDE
● José Ángel Martínez

9 Tratamiento de la experiencia operativa en las centrales nucleares españolas
● Adolfo González de Ubieta, Manuel Ibáñez y José Félix Agorriá

16 Proyecto Halden-OCDE: área de sistemas hombre-máquina
● Benito Gil

23 Extensión de vida en centrales nucleares españolas
● Vicenç Torres

31 Improving the estimates of induced cancer risk
● Elisabeth Cardis and Marco Martuzzi

38 Noticias

38 Consejo de Seguridad Nuclear / 41 Información general / 42 Centrales nucleares / 44 Ciclo del combustible y gestión de residuos / 45 Protección radiológica y medio ambiente / 45 Tecnología / 45 Cursos y seminarios / 46 Publicaciones

48 Resúmenes

Editorial

Iniciamos el nuevo año en un marco de referencia diferente para el sector eléctrico. La entrada en vigor de la nueva Ley, que modifica sustancialmente el modelo anterior mediante la introducción del principio de competitividad, constituye también, como ya hemos comentado en *Seguridad Nuclear*, un desafío para los organismos reguladores.

Hace tiempo que el CSN comenzó a plantearse las nuevas preocupaciones, realizando un análisis profundo de sus actuaciones estratégicas. En línea con las reflexiones de los organismos homólogos internacionales, este Consejo deberá orientar sus actividades hacia el reforzamiento de los programas de evaluación continua de la seguridad y del análisis operativo de las centrales, centrandolo al mismo tiempo la acción reguladora en los aspectos esenciales de la seguridad, sin imponer cargas innecesarias en aspectos marginales.

Recogemos en este número de la revista cuatro artículos técnicos que se encuadran directamente en las nuevas referencias, en las que los proyectos de investigación, el análisis de la experiencia operativa de las centrales y los programas de extensión de vida útil constituyen herramientas que será imprescindible manejar.

Informamos, asimismo, de la conferencia internacional sobre los efectos de las bajas dosis de radiación que se celebró en Sevilla el pasado mes de noviembre, a la que asistieron más de 500 expertos de 65 países y cinco organizaciones internacionales. Esta conferencia, auspiciada por el Organismo Internacional de Energía Atómica y la Organización Mundial de la Salud, analizó los aspectos biológicos, epidemiológicos y reguladores de las dosis bajas de radiaciones ionizantes y presentó los últimos conocimientos científicos sobre este asunto.

Además de la calidad y variedad de los trabajos, el éxito de la conferencia fue alcanzar uno de sus principales objetivos: hacer posible el intercambio de opiniones y el debate entre los científicos y los reguladores, lo que sin duda marca un hito en la búsqueda del consenso necesario para hacer óptimas las medidas de protección. El quinto artículo de esta publicación recoge precisamente las bases de un estudio epidemiológico que se está desarrollando sobre los trabajadores de la industria nuclear, en el que participa España, cuyos resultados constituirán una aportación importante en un campo científico que, como quedó patente en Sevilla, es tan complejo como trascendente.

El proyecto Rasplav-OCDE

El fallo del fondo de la vasija de un reactor nuclear durante un hipotético accidente grave es un problema que abordan diversos proyectos de investigación internacionales, entre los cuales se encuentra

el proyecto Rasplav de la OCDE. Este artículo presenta un resumen de las actividades experimentales y de desarrollo teórico del proyecto, así como las perspectivas de participación española.

1. Antecedentes

Una secuencia de accidente grave puede conducir, si no es mitigada, a la fusión y caída de una masa considerable de materiales del núcleo al fondo de la vasija del reactor. Este fenómeno fue observado en el accidente de Three Mile Island (TMI2), donde aproximadamente 20 toneladas de materiales del núcleo cayeron sobre el fondo de la vasija.

El proyecto de investigación TMI2-VIP (referencia 1) llevó a cabo el examen de muestras obtenidas de la masa depositada y permitió determinar que la composición de la masa principal era fundamentalmente del tipo (UZr)O, es decir, óxidos de tipo cerámico, con una composición másica equivalente a 78% de UO₂ y 17% de ZrO₂. El resto consistía en materiales metálicos y materiales de las barras de control. Se ha estimado que la temperatura máxima alcanzada por los materiales relocalizados durante el accidente so-

bre pasó los 2.600°C, llegando a su temperatura de fusión, aunque se enfriaron durante su trayecto hacia el fondo de la vasija.

Otro resultado del proyecto TMI2-VIP fue la constatación de que la pared de la vasija sufrió un calentamiento progresivo debido al calor residual de los materiales depositados en el fondo. Los análisis realizados sobre transferencia de calor al fondo de la vasija han permitido determinar que se formó una zona caliente en la pared, llegando a 1.300°K, que debería haber causado su fallo por fluencia térmica en el momento en que los operadores represurizaron el circuito y se alcanzaron los 10 Mpa. Se especula actualmente con la posibilidad de que se formara un huelgo entre la pared de la vasija y los materiales depositados, que permitiera un mecanismo de refrigeración no tenido en cuenta en los análisis realizados.

El conocimiento de la transmisión de calor desde los materiales depositados hacia la pared de la vasija es, por tanto, de primordial importancia para poder pronosticar el instante de fallo de la pared y para juzgar la eficacia de las medidas de prevención de dicho fallo.

2. Fenomenología

En el curso de un accidente grave, la interacción de los materiales fundidos desprendidos del núcleo con el agua existente en el pleno inferior es un proceso sometido a incertidumbre. Dicha interacción puede producir en algunos casos la disgregación de los materiales en partículas fácilmente refrigerables, o bien éstos pueden depositarse de forma compacta en el fondo de la vasija, lo que dificultaría su refrigeración. El proyecto FARO, que se desarrolla en el Centro de Investigación de la Unión Europea de Ispra, pretende un análisis sistemático de este fenómeno.

En cualquier caso, si no existiese una refrigeración suficiente de los materiales depositados, su temperatura aumentaría hasta alcanzar la fusión debido a la generación de calor residual. En caso extremo, se desarrollaría una *piscina* de materiales fundidos, que crecería desde el centro de la masa hasta alcanzar las paredes de la vasija. Esta posibilidad es la más desfavorable desde el punto de vista de la gestión del accidente, ya que implicaría reducciones sucesivas de la superficie de contacto de los materiales con el agua presente en el pleno inferior.

* Ingeniero industrial, ha sido ingeniero de Seguridad Nuclear en Empresarios Agrupados. En la actualidad es técnico del área de Coordinación e I+D del CSN, representando al organismo en el comité técnico del proyecto Rasplav.

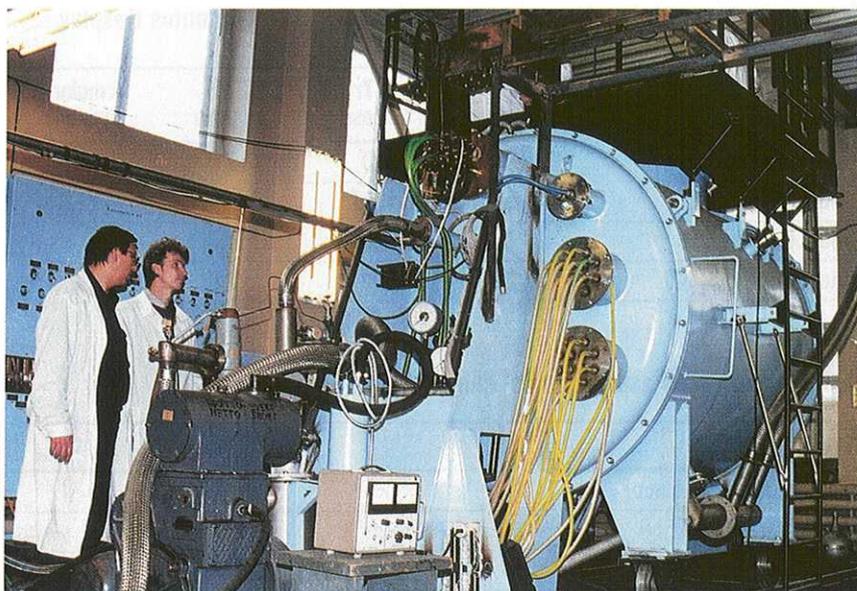
La figura 2 muestra idealmente la situación extrema en la que la piscina de fundido se ha desarrollado totalmente y transmite calor a la vasija por diversos mecanismos. Esta representación corresponde a la modelación en el código MAAP4 (referencia 2). Las interacciones con la pared de la vasija en estas condiciones serían las siguientes:

- Convección natural en el baño fundido, que puede alcanzar el régimen turbulento.
- Formación de cortezas de fundido resolidificado.
- Estratificación de una capa menos densa de materiales metálicos.
- Transmisión de calor por conducción en las estructuras sólidas y por radiación desde el fundido hacia las estructuras superiores.
- Interacciones de tipo químico entre la pared y el fundido que debiliten las características estructurales de la pared.

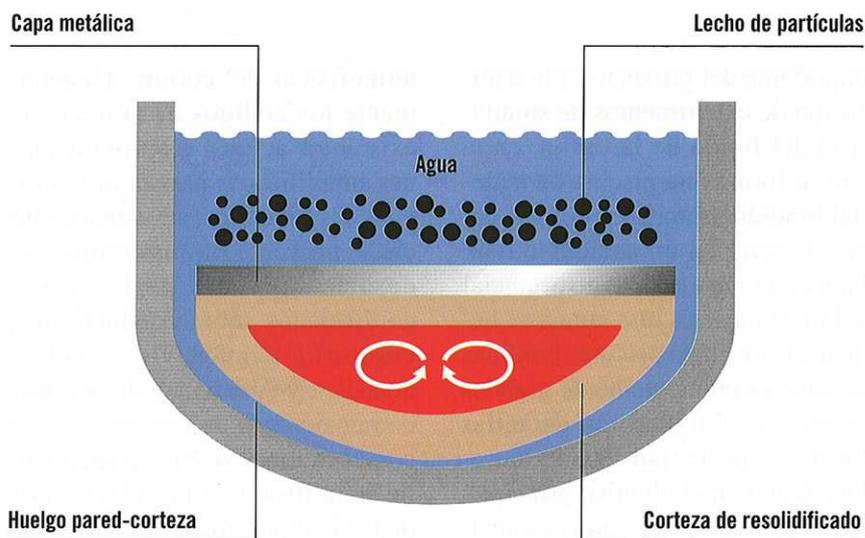
Una medida de gestión del accidente que se ha propuesto en estas circunstancias es la refrigeración externa de la pared de la vasija mediante inundación de la cavidad del reactor, o del pozo seco en BWR. Se supone que si la vasija es refrigerada desde el exterior podrá estabilizarse el calentamiento de la pared mediante la refrigeración de los materiales contenidos en su interior. En este caso, se formarían cortezas de material resolidificado en la vecindad de la pared de la vasija debido a la existencia de gradientes de temperaturas desde el exterior de la vasija hacia la masa fundida.

3. Objetivos y organización del proyecto Rasplav

Teniendo en cuenta la fenomenología antes descrita, el proyecto de investigación Rasplav pretende averiguar las siguientes incógnitas: ¿cuánto calor se transmite a la pared de la vasija y a sus estructuras superiores durante el proceso de formación y estabilización de la piscina de material fundido?, ¿es posible refrigerar desde el exterior de la vasija y detener el calentamiento de la



► Figura 1. Vista de la instalación Rasplav para experimentos con corium.



► Figura 2. Representación idealizada de la fenomenología en el fondo de la vasija.

pared?, ¿qué tipo de interacciones químicas cabe esperar? Asimismo, el proyecto Rasplav pretende desarrollar códigos de cálculo que permitan la simulación detallada de la fenomenología descrita.

Este proyecto fue propuesto por el Centro de Investigación Kurchatov de Moscú a la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE y fue aceptado en septiembre de 1994. Un total de 14 países, incluyendo España a través del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), firmaron el acuerdo de adhesión, que tiene vigencia en su primera fase hasta 1997. Re-

cientemente, se ha firmado la continuación del proyecto en su segunda fase, hasta el año 2000, a la que el CSN se ha adherido, siendo éste uno de los proyectos de investigación incluidos en el acuerdo de colaboración firmado entre el CSN y Unesa. Se describe a continuación la primera fase del proyecto y las perspectivas de continuación.

4. Investigación experimental

Se estableció inicialmente la necesidad de seguir varias líneas de estudio experimental y análisis teórico. El objetivo experimental más

► **Tabla 1. Composición del corium en TMI2 y en los experimentos Rasplav.**

	% UO ₂ en peso	% Zr en peso	% ZrO ₂ en peso	% molar Zr oxidado
Corium TMI2	78,0	0,0	17,0	100,0
Corium Rasplav C22	81,5	13,5	5,0	21,8
Corium Rasplav C50	81,0	8,0	11,0	50,86
Corium Rasplav C100	78,0	0,0	22,0	100,0

► **Tabla 2. Valores esperados del número de Rayleigh.**

Régimen	Ra
Sólo conducción de calor	<10E4
Convección laminar	10E7-10E8
Transición periódica	10E8-10E9
Régimen transitorio	10E10-10E12
Régimen totalmente turbulento	>10E12

importante del proyecto es la realización de experimentos de simulación del fondo de la vasija, en la que se forma una piscina de material fundido prototípico del que cabría esperar en un accidente real. Ésta es la característica sustancial del programa, ya que nunca se habían desarrollado piscinas fundidas de corium suficientemente grandes como para estudiar con garantías los procesos de transmisión de calor. Junto con el objetivo principal, existen otros programas experimentales complementarios.

La composición del corium está sujeta a incertidumbre, pues dependerá de la evolución previa del accidente en el núcleo y de su composición inicial. Sin embargo, puede anticiparse que será una mezcla de óxidos cerámicos de U y Zr, de punto de fusión elevado y superior a 2.600°C, con una pequeña proporción variable de materiales metálicos y de control más ligeros, con punto de fusión situado entre 1.500 y 1.800°C.

4.1. Estudio de las propiedades termofísicas del corium

El primer obstáculo que se encontró el proyecto fue la falta de diagramas adecuados de propiedades

termofísicas del corium. Generalmente los códigos de simulación existentes acuden a aproximaciones simplificadas para describir dichas propiedades; en consecuencia, el proyecto Rasplav estimó necesario disponer de los datos confirmados sobre conductividad eléctrica y térmica, viscosidad cinemática y emisividad de distintas composiciones de corium. Dichas composiciones se formarían a partir de la fusión de mezclas sólidas de los compuestos UO₂, ZrO₂ y Zr, preparadas previamente. Las mezclas estudiadas van desde un 100% hasta un 22% de moles de Zr oxidado. La tabla 1 adjunta muestra las composiciones efectivas contempladas y las de TMI.

En la primera fase del proyecto se ha medido la conductividad eléctrica y térmica, y la viscosidad cinemática, y, en la próxima fase, se medirá la emisividad.

En el caso del corium denominado C100, de composición análoga al corium de TMI2, el análisis del coeficiente de amortiguamiento muestra que por debajo de 2.500°C el sistema se comporta como un sólido, puesto que el amortiguamiento es muy bajo y no depende de la temperatura, y por encima de

2.600°C solamente existe una fase líquida en el corium. En el rango de temperaturas intermedias existen dos fases al mismo tiempo, sólida y líquida, según muestra el incremento rápido del amortiguamiento, constatándose experimentalmente que el corium fundido tipo C100 es altamente viscoso.

4.2. Estudio de interacción química entre el corium y la pared de acero de la vasija

Se trata del problema de oxidación de la pared de acero de la vasija por transporte de oxígeno desde el corium. Este proceso conllevará la pérdida de características de resistencia estructural de la pared. Si la vasija no está refrigerada desde el exterior, el ataque del corium fundido sería más rápido. Para este tipo de estudios se ha construido la instalación Tulpan, que es un horno de calentamiento por inducción, con un crisol para estudiar la interacción del corium fundido con los materiales estructurales. Las dimensiones del crisol son suficientemente grandes para evitar efectos de proximidad de pared.

Asimismo, Tulpan se utilizará para el estudio de la fenomenología de estratificación del corium fundido. Esta problemática se refiere a la posible segregación del corium fundido en diversas capas con fases que contienen proporciones diferentes de Zr. La configuración de corium fundido estratificado tendrá características diferentes de convección y transmisión de calor.

4.3. Estudios separados de termohidráulica de la piscina de corium fundido

La piscina de corium depositada en el fondo de la vasija del reactor experimenta un proceso de convección natural, complicado por la autogeneración de calor del fluido portador, por las condiciones de contorno térmicas de la piscina, y por los cambios de fase en el seno del fluido debidos a la existencia

de paredes frías que originan la formación de cortezas y zonas semilíquidas.

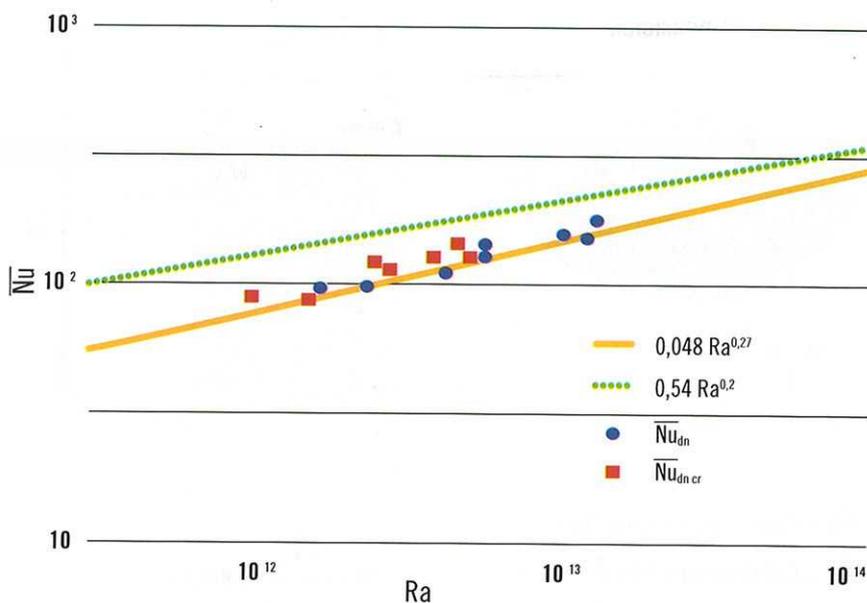
En el caso de fluidos portadores de calor, existen varios números adimensionales que permiten simplificar el análisis termohidráulico. En particular, por su importancia, debemos citar el número de Rayleigh (Ra), que se usa para definir el régimen de convección natural en el seno de la piscina de fluido autogenerador de calor.

La tabla 2 da los valores esperados de este número adimensional, para distintos regímenes de flujo convectivo del baño fundido (referencia 3).

En el caso del reactor real, el número de Ra alcanzará valores entre $10E14$ y $10E15$, por tanto se tendrá un régimen turbulento. La instalación experimental Rasplav con corium fundido puede alcanzar valores del número de Ra de hasta $10E13$. No es posible alcanzar valores más altos debido a limitaciones de tamaño.

Debido a las dificultades tecnológicas que conlleva la realización de los experimentos de piscinas de corium, y a las limitaciones del número de Ra máximo alcanzable, se decidió abordar el estudio termohidráulico complementario mediante una instalación *semejante* con sal fundida. La sal tiene un punto de fusión mucho más bajo que el corium: 800°C frente a 2.600°C aproximadamente, por lo que la instalación resultaría mucho más fácil desde el punto de vista tecnológico. Además, permitiría disponer de dispositivos más precisos de medida de temperatura.

Este programa experimental con sal fundida planteado en el proyecto Rasplav comprende una serie de experimentos, en los que se obtienen datos sobre la transmisión de calor en la piscina de sal fundida en diversas condiciones termohidráulicamente semejantes a la situación real de la piscina de corium. En particular se estudian los siguientes fenómenos:



► Figura 3. Ejemplo de resultados del Nu global en función del Ra en experimentos de sal con y sin corteza de resolidificado.

- Condiciones de contorno de transmisión de calor en la parte superior de la piscina, en sus dos posibilidades: adiabática o isoterma.

- Influencia sobre el régimen de flujo de la formación de una corteza de corium resolidificado en las proximidades de la pared inferior fría.

- Variación de los números de Ra y Pr. Se pretende obtener datos termohidráulicos en experimentos que alcancen valores prototípicos, es decir, Ra en torno a $10E15$ y Pr (número de Prandtl) en torno a 1.

- Transición semilíquida del corium (fenómeno del *mushy zone*).

Los resultados experimentales más interesantes obtenidos, figura 3, se refieren a correlaciones entre los números Nusselt (Nu) promedio en la piscina de fundido en función del número de Ra de la piscina y del número de Nu local en la pared en función de la posición angular, observándose que la tasa global de transmisión de calor (Nu global) desde el fluido al exterior no varía apreciablemente por la formación de una corteza.

4.4. Experimentos Rasplav con corium fundido

La decisión sobre la geometría de la cámara experimental que debería

contener el corium fundido se tomó a partir de estudios previos en los que se investigaron diversas geometrías y métodos de calentamiento, decidiéndose finalmente una geometría de *rodaja semiesférica*, consistente en una sección de semiesfera limitada por dos planos paralelos. En la figura 4 de la página siguiente se muestra un esquema de la geometría utilizada. En cuanto al método de calentamiento del corium, hubo finalmente que inclinarse por un calentamiento de tipo inductivo de las paredes laterales de la cámara experimental. El calentamiento óhmico del corium, mediante corriente entre las dos paredes laterales, resultó de difícil realización al ser la conductividad eléctrica del corium mayor de lo esperado. Esta circunstancia haría difícil alcanzar una proporción alta de material fundido, teniendo en cuenta las limitaciones de potencia e intensidad de corriente eléctrica impuestas.

La geometría *plana* y el método de calentamiento elegidos para Rasplav han obligado al uso de códigos 3-D para el análisis de los experimentos y a emprender estudios complementarios para demostrar que el régimen de convección no se

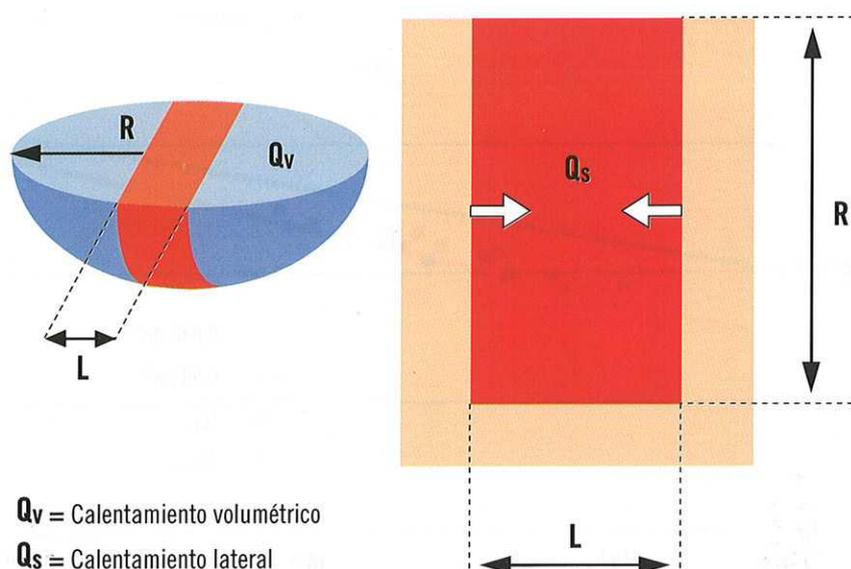


Figura 4. Esquema de la cámara experimental Rasplav ($R=40$ cm, $L=11,6$ cm).



Figura 5. Sección de la cámara experimental Rasplav mostrando la carga inicial de corium.

ve afectado por la proximidad de las paredes laterales.

Las condiciones del primer experimento Rasplav fueron:

- Carga inicial de 200 kg de mezcla sólida UO_2-ZrO_2-Zr , constituyendo el corium tipo C22.

- Refrigeración externa de la pared experimental que simula la pared de la vasija del reactor y control de la potencia eléctrica suministrada al corium a fin de no sobrepasar los 110 kW/m^2 de flujo de calor promedio en dicha pared.

- Capa intermedia de mezcla

sólida tipo C100 entre el baño y la pared de acero para proteger la pared frente a la interacción química con el corium fundido.

El primer experimento se llevó a cabo en octubre de 1996. Una sección transversal de la instalación experimental utilizada y la carga inicial de corium sólido se muestra en la figura 5.

Una dificultad técnica adicional es la necesidad de contener el corium fundido durante toda la duración del experimento. Por ello, las paredes laterales de la cámara tam-

bién deben estar protegidas frente a la interacción química con el corium fundido, que es muy agresivo. Las paredes están constituidas por tres capas superpuestas de W, Ta y grafito. Las capas de W y Ta tienen gran resistencia química al corium fundido y protegen las paredes de grafito frente a la interacción. Es en dichas paredes de grafito donde se genera calor por inducción a fin de calentar el corium.

En este primer experimento se consiguió fundir un 70% de la masa inicial de la carga sólida y se mantuvo esta condición durante un tiempo suficientemente largo como para llegar a condiciones de convección natural.

La figura 6 muestra la sección longitudinal del lingote obtenido una vez resolidificado el baño de corium fundido, constatándose las siguientes observaciones de interés:

- La forma de la piscina de fundido desarrollada durante el experimento es aproximadamente rectangular. Los bordes superiores de la cámara experimental no fundieron el corium, debido a que la distribución espacial de la potencia calorífica generada en la sección longitudinal de la cámara no es uniforme.

- Estratificación del corium en dos capas de composición química diferente. Según se aprecia en la figura 7, se segregó una capa más ligera y rica en Zr que la capa inferior.

La formación de capas en el corium supone un cambio en las teorías existentes sobre la progresión del baño fundido, que ha de tenerse en cuenta al estudiar la transferencia de calor a la pared de la vasija; en particular, los códigos de análisis deberán incorporar modelos conjugados de transferencia de calor y de masa (figura 7). Por supuesto, es preciso un análisis previo de extrapolación antes de poder asegurar que el fenómeno de estratificación se presentará en el caso real.

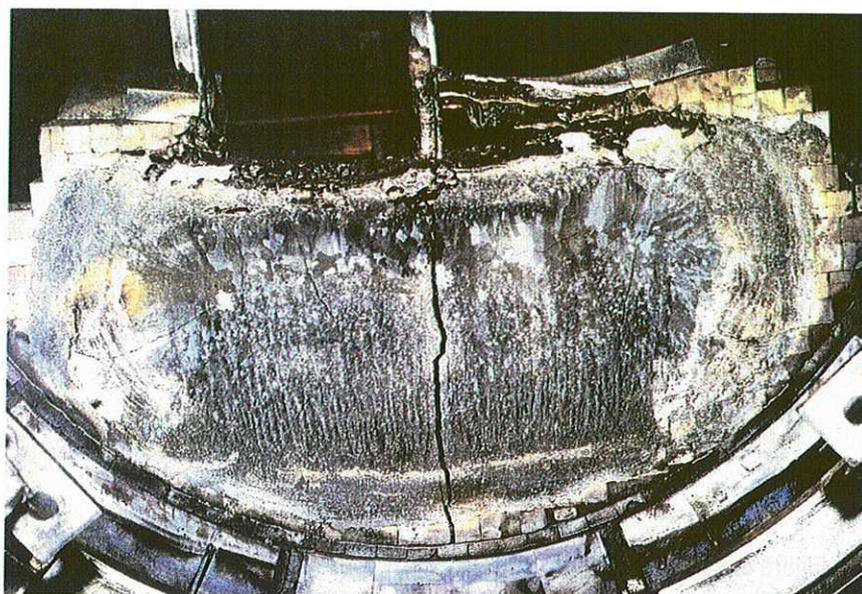
5. Códigos de cálculo

Una actividad fundamental del proyecto Rasplav es el desarrollo de códigos. El análisis de los experimentos integrales con corium fundido requerirá el desarrollo de modelos de convección del fluido y de transferencia de calor. Respecto a la transferencia de calor, será necesario un modelo en tres o dos dimensiones que integre la conducción de calor y la radiación entre las estructuras y la piscina de fundido. El empleo de geometría rectangular en los experimentos con corium obliga en este caso al empleo de un modelo en tres dimensiones para el cálculo de la convección natural. Sin embargo, en el caso de la aplicación al reactor real, y debido a la simetría axial, sería suficiente un modelo de convección bidimensional. Debido a que los valores del número de Ra en el reactor son mucho mayores, alcanzando valores de $10E15$, el modelo de convección debería incluir la simulación de flujo turbulento.

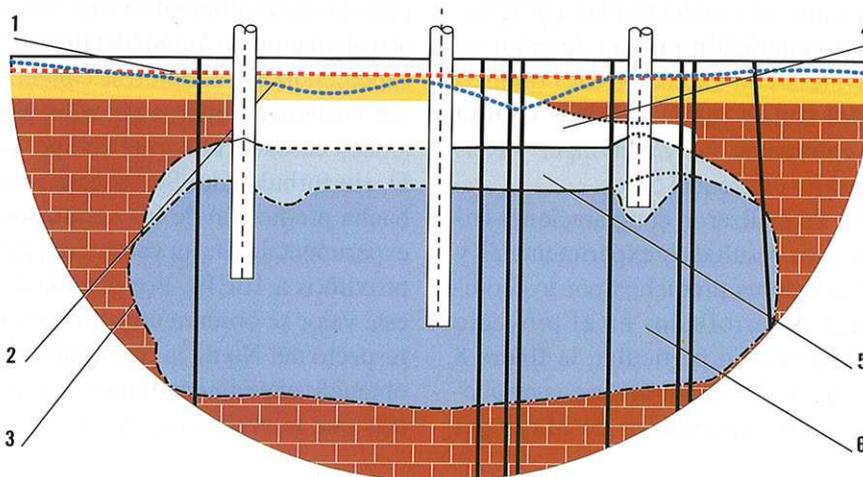
Respecto al comportamiento del corium fundido, es necesario desarrollar modelos de transferencia de calor con formación de corteza. Asimismo, según se describió anteriormente, es necesario incluir modelos para el cálculo de la transferencia de calor en la zona semilíquida adyacente a la corteza donde la temperatura del fluido es inferior a su temperatura de líquido.

El proyecto Rasplav ha permitido integrar los modelos anteriores en dos códigos denominados CONV2D y CONV3D, que permiten respectivamente una simulación bidimensional y tridimensional. Por resultar más novedosos e interesantes, se describen seguidamente de forma resumida los modelos desarrollados para el cálculo de la convección natural.

El modelo matemático utilizado para tratar la convección natural de un fluido viscoso autogenerador de calor, consiste en la solución de las ecuaciones de Navier-Stokes para flujo incompresible no estaciona-



► Figura 6. Sección longitudinal del lingote obtenido en el primer experimento Rasplav.



- 1 Altura inicial de carga
- 2 Altura final del corium
- 3 Corium no fundido
- 4 Huecos formados
- 5 Capa ligera
- 6 Capa pesada

► Figura 7. Esquema de capas del lingote obtenido en Rasplav.

rio, incluyendo la aproximación de Boussinesq para tratar el cambio de impulso debido a la diferencia de densidad en el fluido.

El cambio de fase se trata mediante la división de la ecuación de la energía en dos subdominios correspondientes a las fases sólida y líquida. Esta aproximación permite considerar los cambios en la transmisión de calor a la vasija debidos a la formación de una corteza de corium resolidificado. Se ha desarrollado un modelo de turbulencia de tipo *algebraico*, es decir, que trata la viscosidad del fluido en régimen tur-

bulento en forma de una relación algebraica que incluye la longitud de mezcla, la velocidad local y el número de Reynolds local.

Se procedió a la validación de este modelo por comparación con resultados experimentales o proporcionados por otros códigos de cálculo.

En lo referente a la convección natural, existen resultados experimentales disponibles para distintas geometrías y valores del número de Ra. Estos resultados alcanzan valores del número de Ra entre $10E14$ y $10E15$, y usan agua como fluido portador, con sal disuelta para au-

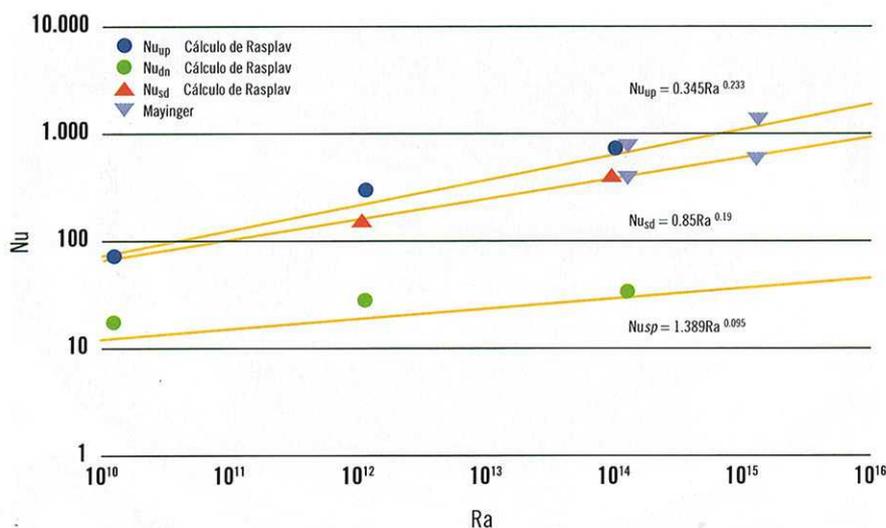


Figura 8. Validación de los códigos Rasplav frente a los experimentos de Mayinger.

mentar su conductividad eléctrica. La generación interna de calor se simula con calentamiento óhmico del fluido (experimentos COPO –referencia 4–, y Mayinger y Reineke –referencia 5–).

Se realizaron comparaciones entre los resultados experimentales y los valores predichos por los códigos desarrollados en el proyecto Rasplav. En particular, la figura 8 muestra la comparación con resultados experimentales de Mayinger

para dos casos diferentes: suponiendo calentamiento *lateral* del fluido y suponiendo que el fluido se calienta por generación interna de calor. En ambos casos se utilizó el código 3-D, sin turbulencia. Se observa una buena predicción de los resultados experimentales hasta valores del Ra próximos a 10E10. Por encima de este valor se observa una diferencia respecto del Nu de la pared inferior obtenido experimentalmente, mientras que la predicción de los otros

Nu es razonable. Por otra parte, los resultados del cálculo para los dos métodos de calentamiento son similares para valores del Ra no superiores a 10E10 y en la geometría rectangular elegida, lo que prueba la representatividad del método de calentamiento elegido en el proyecto Rasplav.

6. Continuación del proyecto Rasplav

La segunda fase del proyecto pretende cumplir tres objetivos:

- Profundizar en el estudio de la fenomenología termohidráulica de la piscina de corium fundido.

- Completar la base de datos sobre propiedades termofísicas del corium fundido.

- Perfeccionar los códigos desarrollados en la primera fase del proyecto para incluir modelos conjugados de transferencia de masa y calor en el corium.

Por parte española se pretende fomentar la asimilación de los resultados obtenidos en el proyecto. Para ello se ha incluido en el acuerdo de colaboración firmado entre el CSN y Unesa, como uno de los posibles proyectos abiertos a participación conjunta.

Referencias

(1) Sticker *et al.* *Calculations to estimate the margin to failure of the TMI2 vessel.* NUREG/CR-6196. Marzo, 1994.
 (2) Gabor and Kenton. *Curso sobre el código MAAP4*, en Unesa. Madrid, 1995.

(3) *Numeric models for Rasplav Project (Thermalhydraulics).* Documento TR-15 del proyecto Rasplav. Junio, 1996.
 (4) O. Kumalainen *et al.* *COPO: experiments for heat flux distribution from a volumetrically heated corium pool.* 20th Wa-

ter Reactor Safety Meeting, Bethesda, Maryland, 1992.
 (5) F. Mayinger *et al.* *Examination of thermalhydraulic processes and heat transfer in a core melt.* Informe BMFT-RS 48/1. Universidad de Hannover, 1976.

Adolfo González de Ubieta, Manuel Ibáñez y José Félix Agorrría*

Tratamiento de la experiencia operativa en las centrales nucleares españolas

El conocimiento, análisis y aplicación de las lecciones aprendidas de la experiencia operativa son un instrumento indispensable para la mejora continua de la seguridad de las centrales nucleares. Los autores del artículo describen el programa de experiencia operativa que llevan a cabo las instalaciones españolas, que considera el análisis de los sucesos propios y ajenos.

1. Introducción

El accidente de la central nuclear de Three Mile Island (TMI), en EEUU, en marzo de 1979, reveló la escasa comunicación entre las centrales nucleares de aquel país, ya que los sucesos que ocurrían en el curso de la operación de una de ellas, así como sus causas y sus remedios, no eran conocidos por las demás. Esta situación no permitía a las centrales nucleares estar preparadas para detectar y diagnosticar correctamente determinados sucesos precursores de posibles secuencias accidentales y que ya se habían producido anteriormente en otros lugares, como de hecho había sido el caso de TMI; en efecto, el tipo de suceso iniciador del accidente había ya ocurrido previamente en otras centrales, pero en estos casos el diagnóstico fue correcto, así como la secuencia de

operación subsiguiente. Las empresas eléctricas estadounidenses decidieron, entonces, crear un instrumento, el Institute of Nuclear Power Operations (INPO), para poner en comunicación a todas las centrales del país de forma que hubiera un aprovechamiento conjunto de las "lecciones aprendidas de la experiencia operativa", evitándose así posibles incidentes o accidentes con la consiguiente mejora de la seguridad.

A INPO se adhirieron pronto las empresas eléctricas explotadoras de centrales nucleares en otros países del mundo de economía de mercado, quedando fuera, aparte de varios países con un reducido programa nuclear, todo el entonces llamado *bloque del Este*, nucleado alrededor de la Unión Soviética y formado por países de economía centralmente planificada, que operaban centrales nucleares de diseño soviético.

El accidente de la central nuclear de Chernóbil en Ucrania (URSS), en abril de 1986, puso de manifiesto la necesidad de que todas las centrales nucleares del mundo, sin

excepciones, se integraran en una organización propia, similar al INPO estadounidense, que consiguiera la difusión rápida y a escala global de toda la experiencia operativa que se iba produciendo. Se acuñó entonces el concepto de *cadena de seguridad*, por el cual cada unidad nuclear en explotación era como el eslabón de una gran cadena donde estaban todas las centrales nucleares del mundo; y si es claro que una cadena se rompe por el eslabón más débil, la tarea de la nueva organización sería reforzar los eslabones débiles de forma que la fuerza de cada eslabón, es decir su nivel de seguridad, fuera similar a la del resto de los eslabones y próxima a la de los mejores.

La idea de esta nueva organización mundial se hace explícita en la primavera de 1987 y, tras un periodo de gestación de dos años, la World Association of Nuclear Operators (WANO), nombre bajo el que se crea la misma, celebra su acto fundacional en Moscú en mayo de 1989, con la presencia de los presidentes de prácticamente todas las empresas eléctricas propietarias

* Adolfo González de Ubieta, Manuel Ibáñez y J. Félix Agorrría son, respectivamente, director de Energía Nuclear, coordinador del área de Explotación y coordinador de Formación y Experiencia Operativa (Comisión de Explotación Nuclear) de Unesa.

de centrales nucleares de todo el mundo.

2. Programa de experiencia operativa

Como se acaba de decir, la finalidad de disponer de un programa de experiencia operativa por cada central es aumentar su nivel de seguridad, realizando las acciones correctoras que se determinan a partir de la información disponible, en la cual se identifican las lecciones aprendidas, a fin de mejorar el comportamiento de la instalación y prevenir sucesos similares a los analizados.

Un programa de experiencia operativa consiste básicamente en: analizar los sucesos propios y ajenos, identificar las causas-raíz e implantar las acciones correctoras que eviten su repetición. Las centrales nucleares españolas consideran en el análisis como sucesos ajenos los siguientes: a) sucesos de otras centrales nucleares españolas; b) sucesos de la industria nuclear recibidos de WANO e INPO, como pueden ser los SER y SOER de INPO; c) sucesos indicados específicamente por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) sobre la base de los informes del banco de datos IRS de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (AEN/OCDE) y del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA); y d) boletines y cartas de suministradores de equipos de seguridad.

3. Experiencia operativa interna

Se entiende como alcance de la experiencia operativa interna el conjunto de los sucesos e incidentes ocurridos durante la explotación de la central: operación, mantenimiento, pruebas, recarga, inspecciones, etcétera, cuyo conocimiento, análisis y aplicación de las lecciones aprendidas puede ser de interés para mejorar la seguridad y fiabilidad de la propia central y que han sido recogidos en informes y notificaciones tanto internas de la

central como al organismo competente en materia de seguridad nuclear, es decir el CSN.

4. Experiencia operativa externa

Como se ha indicado anteriormente, cada central nuclear española dispone de varias vías para obtener información de lo que sucede en otras centrales, bien sean nacionales o estén situadas más allá de nuestras fronteras.

A continuación se describen las organizaciones que producen informes de sucesos que, bien directamente o a través de la Dirección Nuclear de Unesa, apoyándose en la Unidad de Información de Tecnatom como agente operativo, lleguen a los responsables del tratamiento de la experiencia operativa en cada una de nuestras centrales. Los encargados en cada central de la gestión de la experiencia operativa son los componentes de subgrupos de trabajo que están integrados en la estructura de la Comisión de Explotación del Comité de Energía Nuclear de Unesa.

4.1. Las centrales nucleares españolas

Las centrales nucleares españolas se intercambian información según lo indicado en el procedimiento *Unesa CEX-PI. Rev. 6 Establecimiento de cauces para el intercambio de información técnica entre las centrales nucleares españolas*.

Este procedimiento, enviado al Ministerio de Industria y Energía en 1988 como cumplimiento del punto 6 del Acuerdo sobre el programa de actuación a medio plazo del sector eléctrico, del 25 de febrero de 1986, ha sufrido diversas actualizaciones hasta el día de hoy a la vista de la experiencia recogida por las centrales nucleares durante este periodo e indica que la transmisión e intercambio de información técnica entre las centrales nucleares españolas tiene como objetivo principal mejorar la explotación de las centrales y evitar

la repetición de incidentes y problemas de operación, con el ánimo de alcanzar la excelencia en la explotación.

La información a intercambiar se relaciona a continuación:

- Informes generales periódicos (Informe mensual de explotación, conocido como Imex; informes anuales de experiencia operativa, etcétera).

- Incidentes operativos y análisis de los mismos.

- Cambios significativos de diseño.

- Información varia relativa a la organización, formación de personal, informes de paradas, comportamiento de equipo, planes de emergencia, etcétera.

Las notificaciones e informes de los incidentes operativos y análisis de los mismos se los intercambian directamente las centrales y los envían a Unesa y a Tecnatom, a esta última en su calidad de agente operativo de Unesa.

El contenido de los informes de sucesos que se intercambian, listados a continuación, está de acuerdo con las especificaciones de funcionamiento de cada central aprobadas por el CSN y con la Guía 1.6 de este organismo:

- Sucesos notificables al CSN en 1 hora.

- Sucesos notificables al CSN en 24 horas.

- Informes al CSN en 30 días.

- El resto de los sucesos que, siendo o no de obligada notificación al CSN, puedan proporcionar experiencias aplicables a todas o gran parte de las centrales.

4.2. WANO

Como se ha señalado en la introducción de este artículo, WANO (World Association of Nuclear Operators) fue creada en 1989 a raíz del accidente ocurrido en la central nuclear de Chernóbil en 1986 y tiene como misión maximizar la seguridad y la fiabilidad en la explotación de centrales nucleares mediante el intercambio de infor-

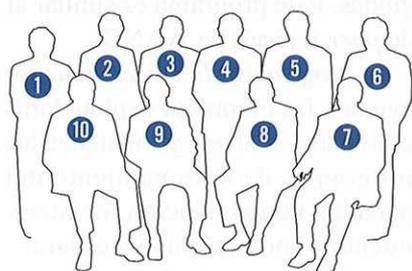


Figura 1. Junta Central de Gobierno de Wano (Governing Board). Presidente Ejecutivo: (4) Rémy Carle (Ex-Director General Adjunto de Electricité de France, Francia), sustituido recientemente por Zack Pate. Gobernadores del Centro de Atlanta: (10) William Cavanaugh (Presidente y CEO, Carolina Power and Light, EEUU). (6) Rafael Fernández de la Garza (Gerente de Centrales Nucleares, Comisión Federal de Electricidad, México), que sustituye a Linwood Titus (Presidente y CEO, New Brunswick Electric

Power Commission, Canadá). Gobernadores del Centro de Moscú: (7) Oleg Saraev (Director de la Central de Beloyarsk, Rusia). (5) Ales John (Deputy Director, Dukovany Nuclear Power Plant, República de Chequia). Gobernador del Centro de París: (9) Ray W. Hall (Chief Executive, Magnox Electric, Reino Unido). (2) Adolfo G. de Ubieta (Director de Energía Nuclear, Unesa, España). Gobernador del Centro de Tokio: (8) Massateru Mori (Director de Operaciones Nucleares, Kansai Electric Power Co., Japón). (1) Morgan Tsai (Vice-President, Nuclear Operations Taiwan Power Company, Taiwan). Secretario: Brian Thomas (Magnox Electric, en comisión de servicio en Wano y que no aparece en la fotografía). Presidente: (3) Eric Pozdyshev (Presidente de Rosenergoatom, empresa eléctrica de explotación nuclear, Rusia).

mación y el fomento de la comunicación, la comparación y la emulación entre los explotadores de todas las centrales nucleares del mundo, habida cuenta la importancia de las mismas para el suministro eléctrico en prácticamente todo el globo. En efecto, 443 unidades nucleares aseguran el 17% de la producción eléctrica a nivel mundial, con porcentajes muy superiores a nivel regional (por ejemplo, el 33% correspondiente a la Unión Europea) e incluso mayoritarios en mucho países.

WANO está estructurada en cuatro centros regionales (París,

Moscú, Tokio y Atlanta) y un centro coordinador en Londres. Su órgano de administración principal es la Junta Central de Gobierno (Governing Board) donde están representados los centros regionales; en la fotografía (figura 1) puede verse a los miembros de la actual Junta de Gobierno. Las centrales nucleares españolas pertenecen al centro de París y están representadas por Unesa.

WANO cumple su función a través de cinco programas:

– *Intercambio de experiencia operativa*: sistema de correo electrónico y almacenamiento en orde-

nador de sucesos e incidentes que ocurren en las centrales nucleares.

– *Intercambio entre explotadores*: básicamente comunicación directa entre el personal de explotación a través de visitas de intercambio técnico de central a central, seminarios, intercambios de operadores, etcétera. También se incluye la ayuda de expertos, las bases de datos compartidas, etcétera.

– *Buenas prácticas*: identificación, desarrollo y distribución de prácticas concretas de explotación y gestión que determinadas centrales están siguiendo y que se consideran las más apropiadas.

– *Revisiones de expertos (peer reviews)*: revisión de las prácticas de explotación de centrales nucleares realizada por expertos provenientes de otras centrales nucleares. El sistema es voluntario y adaptado a las necesidades y deseos de las centrales revisadas aunque un *peer review* incluye en general una revisión de todas las áreas de explotación. Dentro de este programa se incluyen, también, las misiones de ayuda técnica (*technical services*) que centrales concretas demanden en relación con temas específicos de explotación.

– *Indicadores de funcionamiento*: sistema de almacenamiento y ordenación de indicadores de funcionamiento de las centrales nucleares que permite definir tendencias y realizar comparaciones con el fin básico de emular los mejores datos.

Además, existe un sexto programa o *Programa especial* consistente en la coordinación de los programas de ayuda para la mejora de la seguridad operacional de las centrales nucleares del Este de Europa de diseño soviético.

A los efectos de este artículo, el programa relevante es el primero de los mencionados, es decir, el de *intercambio de experiencia operativa*. Este programa consiste en la gestión de los informes de sucesos acaecidos en las centrales y de los

que éstas informan a WANO, siguiendo lo establecido en un documento de criterios de notificación, que identifica los siguientes sucesos como notificables:

- Transitorios severos o anormales de la central.
- Operación inadecuada o malfunciones de sistemas de seguridad.
- Daños importantes en equipo.
- Excesiva exposición a la radiación o daños personales importantes.
- Emisión radiactiva incontrolada o no prevista que exceda los límites permitidos dentro o fuera del emplazamiento de la central.
- Sucesos relativos al manejo o almacenamiento de elementos combustibles.
- Deficiencias de diseño, fabricación, construcción, montaje, operación, gestión de la configuración, interacción hombre-máquina, pruebas, mantenimiento, procedimientos o formación.
- Otros sucesos relacionados con la seguridad o fiabilidad de la central.

El producto de este programa son los ENR (*event notification report*), los EAR (*event analysis report*) y los ETR (*event topic report*) que se describen a continuación:

- ENR (*event notification report*). Se trata de alertar (notificar) a los miembros de WANO de la ocurrencia de un suceso y se envía al correspondiente centro regional de WANO que informa a todas las centrales de su ámbito en un plazo no superior a tres días laborales después de que haya ocurrido.

- EAR (*event analysis report*). Este informe de suceso es preparado por la central y enviado al centro regional de WANO para su revisión y posterior distribución, en un plazo no superior a 12 semanas después de que haya ocurrido. El EAR da una detallada información del suceso y sus orígenes, de tal manera que los explotadores de las centrales puedan:

- Comprender la importancia, consecuencias y lecciones

aprendidas del suceso (causas y remedios).

- Decidir la aplicabilidad a su central.

• Tomar acciones para evitar la repetición del suceso en su central.

- ETR (*event topic report*). Este informe contiene los resultados de un análisis en profundidad de dos o más sucesos similares ocurridos en diferentes centrales o que tengan las mismas causas o afectan a los mismos componentes.

La estructura de los informes de sucesos contiene los siguientes apartados:

- Datos de la central.
- Descripción del suceso.
- Clasificación según criterio de notificación a WANO.
- Clasificación según causa-raíz del suceso.
- Malfuncionamiento de sistemas durante el suceso.
- Referencias (otros sucesos relacionados).
- Consecuencias.
- Análisis causa-raíz y lecciones aprendidas.
- Acciones correctoras.

La distribución a los miembros de WANO (en nuestro caso Unesa) de estos informes se realiza a través de un sistema de correo electrónico propiedad de INPO denominado Nuclear Network.

4.3. INPO

Como ya se ha dicho, INPO (Institute of Nuclear Power Operations) es una entidad creada en 1979 por las empresas eléctricas de EEUU explotadoras de centrales nucleares con la misión de promover los más altos niveles de seguridad y fiabilidad en la explotación de centrales nucleares.

A INPO están adheridos varios participantes internacionales y Unesa lo está en representación de las centrales nucleares españolas. Instituciones representativas de los explotadores de los quince países que se indican a continuación son los participantes internacionales: África del Sur, Alemania, Bélgica, Brasil,

Canadá, Corea, Eslovenia, España, Finlandia, Francia, Japón, México, Reino Unido, Suecia y Taiwan.

INPO actúa a través de cuatro programas principales:

- *Programas de evaluación:* evaluación o auditoría técnica de las centrales nucleares según criterios de funcionamiento. Las normas de excelencia de INPO que sirven de referencia se basan en la experiencia y en las mejores prácticas de explotación. Cada central americana es evaluada periódicamente y la frecuencia depende de su funcionamiento. INPO verifica en las sucesivas evaluaciones que sus recomendaciones han sido aplicadas y que se han conseguido las mejoras de funcionamiento perseguidas. Este programa es similar al de *peer reviews* de WANO.

- *Programas de entrenamiento:* ayuda a las empresas explotadoras a preparar, realizar y mantener los programas de entrenamiento del personal de explotación, mantenimiento y apoyo técnico, etcétera.

- *Programas de intercambio de información y de análisis de sucesos:* intercambio de información relativa a la experiencia operativa, así como de los informes de sucesos e incidentes de las centrales de EEUU y de las de los participantes internacionales a través de un sistema de correo electrónico (Nuclear Network). Por otra parte se analizan los sucesos significativos ocurridos en las centrales nucleares para identificar precursores y causas-raíz. Fruto de este análisis son, entre otros, los informes conocidos como SER (*significant event report*), que en general cubren un solo suceso, y los SOER (*significant operating experience report*), que en general cubren varios sucesos relacionados con una causa común. En la figura 2 puede verse la evolución a lo largo del tiempo del número de SER y SOER. Este programa es similar al de *intercambio de experiencia operativa* de WANO.

- *Programas de ayuda:* visitas de ayuda especial bajo petición,

desarrollo y distribución de buenas prácticas de explotación, preparación para emergencias, gestión de parada, etcétera. Este programa es similar a las misiones de *technical services* de WANO.

4.4. AEN/OCDE

El objetivo principal de la AEN/OCDE (Agencia de Energía Nuclear de la OCDE) es promover la cooperación entre los gobiernos de los países miembros para el desarrollo de la energía nuclear como

manten el banco de datos de sucesos de centrales nucleares conocido como IRS (Incident Reporting System); en el caso español es el CSN el responsable de la preparación de estos informes.

4.5. OIEA

Al ser un organismo dependiente de Naciones Unidas, en el OIEA (Organismo Internacional de la Energía Atómica) están representados los países que disponen de centrales nucleares, y recoge en el

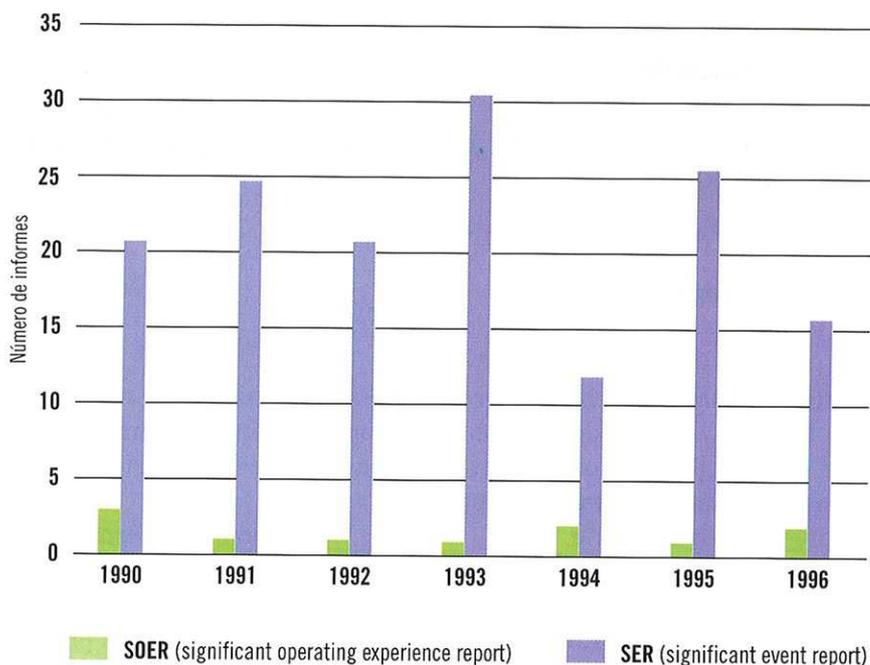
que reporta al banco de datos IRS y el que en primera instancia recibe los informes de otros países de los que se distribuye copia a Unesa para posterior envío a las centrales.

5. Gestión de la experiencia operativa en central

En este apartado trataremos de explicar las etapas fundamentales que constituyen el proceso de análisis de la experiencia operativa interna que se efectúa en las centrales españolas.

Conviene reseñar que este proceso no es idéntico en todas las centrales, como consecuencia de la estructura organizativa de cada una, sobre todo en lo que hace referencia a la organización asignada como directamente responsable de la coordinación del proceso. Lo que sí es común es la preparación de un informe anual de experiencia operativa que viene exigido en el permiso de explotación de la central.

A continuación vamos a exponer un ejemplo del tratamiento que se lleva a cabo en algunas plantas y que se caracteriza por la centralización del análisis en una sección o departamento determinado de la organización (en adelante sección responsable).



► Figura 2. Evolución en el tiempo del número de SOER y SER (INPO).

fuelle energética segura, económica y respetuosa con el medio ambiente.

La AEN está estructurada en cuatro comités; uno de ellos es el Comité sobre Seguridad de las Instalaciones Nucleares (CSNI), en el que técnicos del sector eléctrico colaboran con el CSN en sus actividades. Uno de los objetivos principales del CSNI es intercambiar información sobre investigación en seguridad nuclear y sobre experiencia de operación que se encomienda al Grupo de Trabajo Principal nº 1 (PWG-1), Experiencia Operativa y Factores Humanos.

Los miembros de la AEN ali-

banco de datos IRS (que ahora es común al de la AEN y que además gestiona) los informes de sucesos que remiten los organismos reguladores de los países miembros.

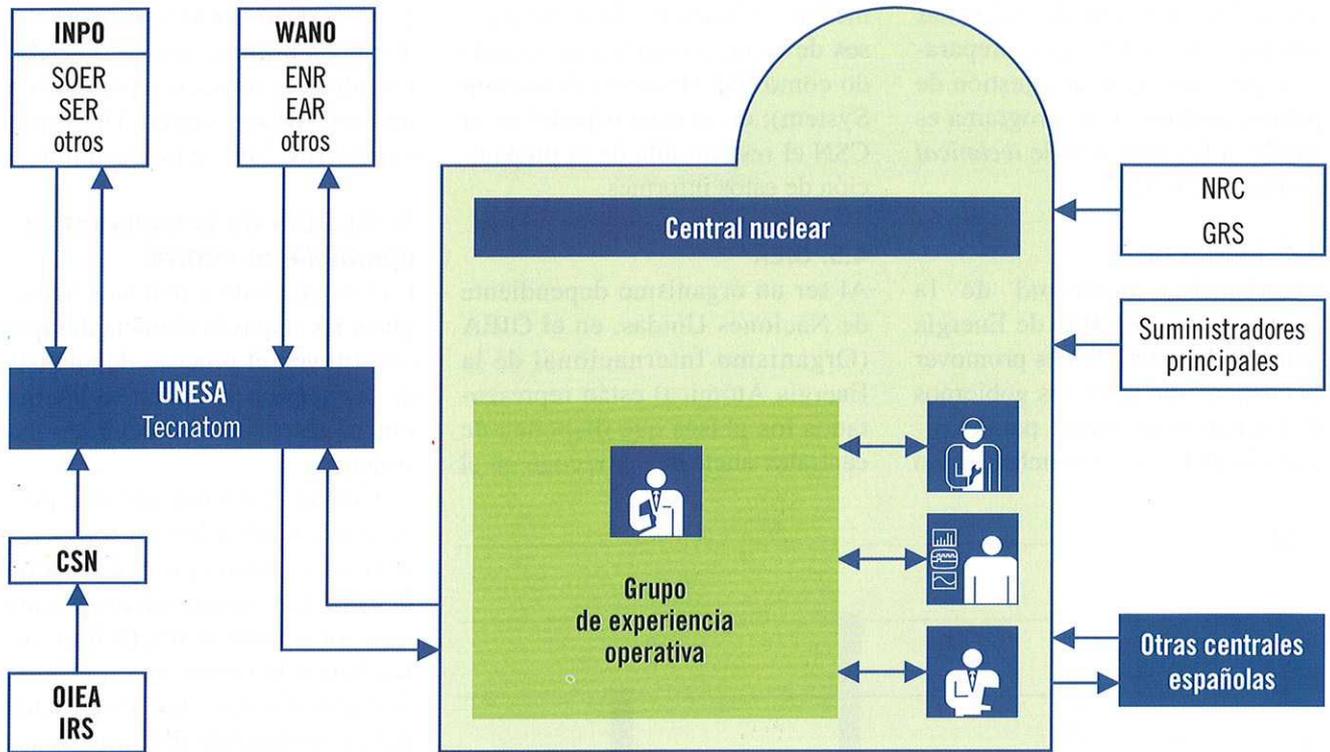
Estos informes están estructuradas sobre la base de cuatro apartados: descripción del suceso, evaluación de los aspectos de seguridad, acciones correctoras y causa-raíz y, por último, las lecciones aprendidas. Los informes contienen unos códigos para clasificar los sucesos en función de los sistemas afectados, tipo de fallos, impacto en la seguridad, emisión radiactiva, etcétera.

En nuestro caso es el CSN el

5.1. Tratamiento de la experiencia operativa interna

Las etapas del proceso de tratamiento de la experiencia operativa interna serían las siguientes:

– *Recepción de la información y filtrado.* La primera etapa del proceso de tratamiento de la experiencia operativa interna consiste en la recepción, por parte de la sección responsable, de la información relativa a los incidentes acaecidos en la planta que han dado lugar a un informe de suceso notificable (ISN), así como otro tipo de incidentes que no son notificables y que se recogen de los informes que elaboran las distintas secciones. Una vez que se dispone de toda la información se procede a su regis-



► Figura 3. Experiencia operativa externa: flujos de información.

tro en la base de datos del programa de experiencia operativa y se efectúa un primer análisis, en base a unos criterios previamente establecidos, para identificar de entre todos cuáles serán los incidentes que serán objeto de un estudio más profundo.

– *Análisis del incidente y elaboración de informe preliminar conteniendo propuesta de acciones correctoras.* Los incidentes seleccionados son objeto de un análisis por parte de la sección responsable en base al procedimiento establecido al efecto en la central, que contempla la utilización de diversas metodologías de análisis dependiendo de la naturaleza del suceso, principalmente el Human Performance Enhancement System (HPES) de INPO. También se utiliza la metodología ASSET (Assessment Safety Significant Events Team) del OIEA. Como resultado del análisis realizado se elabora un informe del suceso en el que se proponen la implantación de una serie de acciones correctoras. Este informe elaborado por la sección responsable se

distribuye a las distintas secciones involucradas en el incidente al objeto de que aporten sus comentarios/aprobación a las acciones que se proponen en el mismo.

– *Informe del suceso.* Tras la recepción de los comentarios de las secciones involucradas, la sección responsable procede a elaborar el informe del suceso, que es sometido a la aprobación de la Jefatura de la central o del Comité de Seguridad Nuclear de la Central (CSNC).

– *Difusión del informe final y ejecución de las recomendaciones.* La aprobación del informe por parte de la Jefatura de la central o del CSNC da lugar a un informe final del suceso que se distribuye a todas las secciones de la central. Por otra parte, las acciones correctoras que se proponen en el informe son ejecutadas por la sección correspondiente y las modificaciones y las lecciones aprendidas se incorporan a los programas de entrenamiento de la central.

– *Seguimiento de acciones correctoras.* El paso final del proceso de tratamiento de la experiencia

operativa consiste en el control y la comprobación del cumplimiento de las acciones correctoras.

5.2. Tratamiento de la experiencia operativa externa

Merece la pena dedicar un pequeño espacio a señalar que en el proceso de tratamiento de la experiencia operativa externa se da una diferencia fundamental en relación con el aplicado a la experiencia operativa interna.

La diferencia estriba en que el proceso de tratamiento por parte de cada central, de la experiencia operativa relacionada con los sucesos acaecidos en las otras centrales españolas y de los reflejados en los SER y SOER de INPO, incluye como primer paso un filtro en el que se determina la aplicabilidad a la central del suceso, en base al informe que se dispone del mismo. Una vez comprobada la aplicabilidad del mismo se procede a analizar el suceso y a proponer las pertinentes acciones correctoras que se deben tomar para evitar la repetición del mismo.

6. Gestión sectorial de la información

6.1. Tratamiento de los informes

Como puede verse en el flujo de información que refleja la figura 3 para el caso de la experiencia operativa externa, las centrales reciben directamente la información que procede de la NRC americana o el GRS alemán, de los grupos de propietarios (*owner groups*) de General Electric, Westinghouse y Siemens-KWU, suministradores de equipos, etcétera. La información que procede de WANO, INPO y del IRS tiene antes de llegar a la central un tratamiento que consiste en una selección/clasificación de toda la información recibida. Mientras que, como ya hemos indicado, el IRS se limita a informes de sucesos (la mayoría ya recogidos en el banco de sucesos de WANO), WANO e INPO producen además indicadores de funcionamiento, buenas prácticas, etcétera, como productos de todos los programas de las mencionadas instituciones.

El envío de informes de sucesos, buenas prácticas, etcétera a

INPO y/o WANO, se hace a través de Unesa que, como se ha dicho, utiliza los servicios de Tecnatom como agente operativo.

6.2. Actividades sectoriales complementarias

Desde 1993 UNESA organiza una jornada sectorial anual sobre experiencia operativa en la cual se presenta por parte de cada una de las centrales nucleares españolas la descripción de un suceso acaecido durante el año anterior y que es seleccionado en base a su interés en sí o por las lecciones aprendidas. La asistencia por parte de las centrales es amplia y el clima de presentación y discusión de los sucesos es de una total transparencia.

También se han organizado unos cursos para difundir las metodologías de análisis de sucesos, tal como se indica a continuación:

– Impartidos por INPO, sobre su metodología HPES: en junio de 1989, con asistencia de 21 técnicos; en noviembre de 1990, con asistencia de 13 técnicos; y en diciembre de 1992, con asistencia de 13 técnicos.

– Impartidos por Tecnatom y personal de las centrales españolas: en junio de 1994, con asistencia de 15 técnicos; en noviembre de 1995, con asistencia de 12 técnicos; y en octubre de 1996, con asistencia de 8 técnicos.

– Impartido por el OIEA, sobre la metodología ASSET: curso en la central nuclear de Trillo en febrero de 1991, con asistencia de 19 técnicos.

En conclusión, puede afirmarse que el conocimiento, análisis y aplicación de las lecciones aprendidas de la experiencia operativa propia y ajena se han convertido en un instrumento indispensable para la mejora continua de la seguridad de las centrales nucleares en su búsqueda de la excelencia en la explotación. La atención y recursos que, individual y colectivamente, las centrales de todo el mundo dedican a este instrumento permiten aumentar la confianza en la explotación segura de unas instalaciones que son, en estos momentos, esenciales para el suministro eléctrico en muchos países, incluyendo España. 

Proyecto Halden-OCDE: área de sistemas hombre-máquina

La operación segura y eficaz de las centrales nucleares reside, entre otros aspectos, en el papel desempeñado por el personal de la planta durante condiciones normales y anormales de la explotación. El área de Sistemas Hombre-Máquina del proyecto Halden cuenta con un programa

de I+D, bien fundamentado e internacionalmente reconocido, en varios campos de los factores humanos. Este artículo describe las principales actividades en curso en la citada área, así como en el convenio español constituido para participar en el proyecto.

1. Introducción

La operación segura y eficiente de las centrales nucleares depende, entre otras cosas, de las acciones que debe acometer el personal de operación en respuesta a las diversas situaciones de explotación. Estas acciones, a su vez, están apoyadas por la calidad de la información y de los medios de control disponibles. Por todo ello, resulta conveniente entender los procesos mecánicos y cognitivos que rigen las tareas de los operadores. Ese conocimiento, aplicado al diseño y evaluación de las salas de control, permite garantizar, como fin último, la seguridad y eficacia en el cometido de las funciones de vigilancia y control que tienen asignadas, tanto en operación normal como en condiciones anómalas.

La mayor parte de las centrales nucleares que están actualmente en

operación continuarán siendo explotadas durante los próximos años o décadas. Por ello, es previsible que se vayan realizando mejoras en los sistemas de sala de control, incorporando los resultados de nuevos progresos tecnológicos a medida que los diseños originales resulten obsoletos.

La principal línea de mejora de las actuales salas de control se está encaminando hacia la incorporación de sistemas de instrumentación y control digitales, así como de sistemas computerizados que apoyen al turno de operación en el desempeño de sus funciones. Así, se está procediendo, por ejemplo, a la sustitución de antiguas interfaces hombre-máquina analógicas, típicamente instrumentación de información o de control colocada sobre paneles, por otra digital, presentada mediante pantallas de ordenador. Estas tecnologías, que están dando lugar a un proceso lento de sustitución de equipos en centrales actuales, constituirán la base del diseño de las salas de control de próximas generaciones de cen-

trales nucleares, algunas de las cuales ya están entrando en explotación en países como Japón o Francia.

2. Proyecto Halden-OCDE

El OECD-Halden Reactor Project (HRP) desarrolla su actividad en este contexto tecnológico de la industria nuclear, por lo que sus planes de investigación y desarrollo en temas relativos a factores humanos están influenciados por tales tendencias.

El programa experimental del HRP en el área de Sistemas Hombre-Máquina (SHM) se apoya, desde 1983, en la utilización del laboratorio Hammlab (*Halden Man-Machine Laboratory*). Básicamente Hammlab es una sala de control experimental (figura 1) basada en un simulador PWR que representa funcionalmente a la central nuclear de Loviisa (Finlandia). Si bien, y esa es una de las actividades en curso, se pretende dotar a la instalación con capacidad de simulación de centrales nucleares de otras tecnologías, en concre-

* Ingeniero industrial por la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid. Trabaja en el CSN desde 1988, siendo en la actualidad técnico del área de Análisis Probabilistas de Seguridad y Factores Humanos.



► **Figura 1.**
Vista parcial de la sala de control experimental, Hammlab, perteneciente al OECD-HRP en Halden (Noruega).

to a corto plazo de un PWR occidental y, posteriormente, de un BWR. Ya en 1996, durante la realización de un estudio de evaluación experimental, se simuló, de forma simplificada, un reactor PWR de diseño Westinghouse de tres lazos.

Las principales líneas de trabajo en SHM para el actual trienio 1997-1999 (referencia 1) están basadas en el interés mostrado por las organizaciones participantes y son las cuatro siguientes:

- Salas de control experimentales.
- Interacción hombre-máquina.
- Sistemas de apoyo a la operación de la central.
- Mejora y análisis de calidad de sistemas.

2.1. Salas de control experimentales

El objetivo de esta línea de trabajo es conjuntar los resultados derivados de las otras líneas para construir, probar, evaluar y obtener experimentalmente bases técnicas aplicables a prototipos de salas de control. No se trata, en modo alguno, de desarrollar diseños de salas de control directamente comerciali-

zables, sino de analizar y demostrar principios de diseño que permitan rentabilizar adecuadamente las ventajas de las nuevas tecnologías en cualquier sala de control actual o futura.

En 1991 se finalizó la primera versión de un prototipo simplificado de sala de control, ISACS (Integrated Surveillance and Control System). Actualmente ISACS integra varios sistemas computerizados de apoyo al operador (COSS), dispone de un coordinador inteligente que coordina y establece prioridades entre la información generada por todos los COSS y genera nueva información de alto nivel. Todo ello con una interfase hombre-máquina que unifica las diferentes interfaces del proceso, de los COSS y del coordinador inteligente.

Entre las actividades planificadas en esta línea de trabajo y directamente relacionadas con ISACS se encuentran la integración del Sistema de Apoyo en la Gestión de Accidentes (CAMS), la realización de estudios experimentales sobre

grados de automatización, organización y papel a desempeñar por el operador en la sala de control, la utilización de tecnología de realidad virtual para la evaluación por operadores de diseños de salas de control y para entrenamiento y, finalmente, el desarrollo de guías para la incorporación eficiente de las nuevas tecnologías en las salas de control actuales.

Otro paquete de actividades en esta línea de trabajo está relacionado con los métodos de presentación de información a los operadores. Entre ellas se cuentan las relativas a la viabilidad de utilizar grandes pantallas que contengan la información clave para todo el personal de la sala de control y la incorporación de técnicas multimedia (tales como imágenes y sonidos reales) para facilitar las funciones del operador de chequear, detectar y diagnosticar estados del proceso.

2.2. Interacción hombre-máquina

El objetivo de la línea de trabajo en interacción hombre-máquina es

mejorar el conocimiento sobre las capacidades y limitaciones que pueden existir en las interacciones de los operadores con las salas de control (antropometría, carga mental, consciencia de la situación, trabajo en equipo, etcétera), aportar información sobre las ventajas e inconvenientes de los múltiples métodos de medida del comportamiento humano (medida de la calidad de la actuación del operador al interactuar con el sistema) y, finalmente, establecer bases técnicas para el desarrollo de guías de diseño y evaluación de interfases hombre-máquina según criterios de factores humanos.

Un grupo de actividades planificadas en esta línea está relacionado con estudios de los procesos cognitivos del operador. Se trata de analizar, mediante estudios experimentales, las causas de los errores humanos en ese tipo de procesos, de manera que se puedan derivar criterios de diseño de la interfase hombre-máquina y mejorar los modelos disponibles de estos procesos con vistas a posteriores aplicaciones, tales como los análisis probabilistas de seguridad.

Otro paquete de actividades experimentales se centra en los métodos de prueba y evaluación, realizando evaluaciones de COSS específicos como el Sistema de Filtrado y Jerarquización de Alarmas (CASH) con participación de operadores de centrales nucleares y suministrando, en consecuencia, lecciones aprendidas sobre los métodos disponibles para evaluar el diseño de sistemas y de interfases hombre-máquina. En este grupo se encuadran también las actividades planificadas para evaluar el comportamiento del operador durante los turnos de noche, analizando la influencia de estas horas del día en la ejecución de diversos tipos de tareas y tratando de obtener criterios para el diseño de la rotación de turnos.

El tercer paquete de actividades tiene como objetivo el desarrollo

de metodología para mejorar los métodos de medidas de la actuación del operador: medida de la consciencia de la situación, medida de la carga mental o perfeccionamiento de una de las herramientas empleadas para la recogida de datos durante las simulaciones como es el traceador de visión del operador (microcámara que instalada adecuadamente delante de los ojos del operador permite reproducir en un terminal la imagen que el operador está viendo en cada momento).

2.3. Sistemas de apoyo a la operación

Con la línea de trabajo de sistemas de apoyo a la operación (COSS) se exploran las posibilidades que ofrece la sustitución de antiguos sistemas de instrumentación y control analógicos por nuevos sistemas digitales y de paneles con indicaciones y controles convencionales por pantallas de ordenador. Asimismo, se trata de desarrollar COSS que den apoyo a diversas tareas del operador, de tal manera que sean fácilmente adaptables a centrales nucleares en explotación o en diseño.

Algunas de las actividades programadas se centran en el perfeccionamiento de métodos de identificación de estados de planta. Así, se está trabajando en validación de señales de proceso mediante comparación con simulaciones en tiempo real (por ejemplo para resolver incertidumbres en los valores suministrados por la instrumentación en escenarios de gestión de accidentes), mediante la utilización de redes neuronales, de técnicas de lógica borrosa o de una combinación de varios métodos.

Las actividades de desarrollo de COSS abordan la finalización y mejora del prototipo de Sistema Computarizado de Gestión de Accidentes (CAMS), que ya fue probado por el organismo regulador sueco durante el seguimiento de un simulacro de emergencia. Se están

dando los primeros pasos para el desarrollo de un COSS aplicable a condiciones de operación a baja potencia y parada. Se están realizando mejoras en el Sistema de Computarización de Procedimientos de Operación (COPMA), se pretende integrar en un único producto (IDS) diversos sistemas de ayuda al diagnóstico basados en principios diferentes, y se va a mejorar la herramienta gráfica de diseño de interfases y presentación de información denominada Picasso-3.

2.4. Mejora y análisis de calidad de sistemas

En esta línea se analizan temas relativos al desarrollo de *software* y a su evaluación con respecto a determinados criterios de aceptación. El énfasis se está poniendo en las aplicaciones relacionadas con la seguridad.

Un grupo de actividades se enmarca en la aplicación de métodos formales, abordando temas como la integración de estos métodos en el desarrollo del *software* y su impacto en el proceso de verificación y validación o el tema de su utilización eficiente en equipos de trabajo constituidos por personas con diferente formación científica.

Un segundo grupo de tareas está relacionado con las técnicas y notaciones necesarias para especificar y analizar el *software*. Se analizan temas como la frecuente falta de coherencia en las notaciones empleadas o como las posibilidades que ofrece el uso complementario de técnicas de descripción gráfica para mejorar la comprensibilidad de las especificaciones.

Un tercer grupo de actividades trata la verificación y validación. Se trabaja tanto en métodos de análisis como de prueba de *software*. En concreto, para estos últimos, en la utilización de una batería de métodos de prueba como recurso para adquirir confianza en la calidad de un programa determinado, así como en el desarrollo de medidas de ese grado de con-

fianza. Finalmente, otro paquete de actividades se centra en el análisis de métodos integrales de evaluación de programas y en métodos de evaluación de las propias herramientas empleadas en el desarrollo y validación de los COSS.

3. Convenio nacional sobre sistemas hombre-máquina

A partir del trienio 1991-1993, varias organizaciones españolas se incorporaron al HRP. En el trienio actual, 1997-1999, cuatro organi-

ción técnica de las actividades nacionales en el área de SHM y la representación técnica del grupo de trabajo ante el Comité de Dirección Nacional y ante el HRP.

– Seguimiento: requiere el conocimiento pormenorizado de las actividades del HRP, la recepción y análisis de la documentación técnica emitida por HRP y la propuesta, en base a lo anterior, de posibles proyectos específicos a nivel nacional.

– Dirección y desarrollo de proyectos nacionales específicos: im-

3.1. Dirección y representación

La función de dirección y representación es asumida por el DP, en la actualidad un representante de Tecnatom. El DP es el responsable de coordinar a nivel nacional todas las labores en este área, es miembro del Halden Programme Group (HPG), asiste a sus reuniones semestrales y mantiene las relaciones con los representantes técnicos del HRP y restantes miembros del HPG. A través de esta función se canaliza el flujo de información técnica entre el HRP y el convenio nacional.

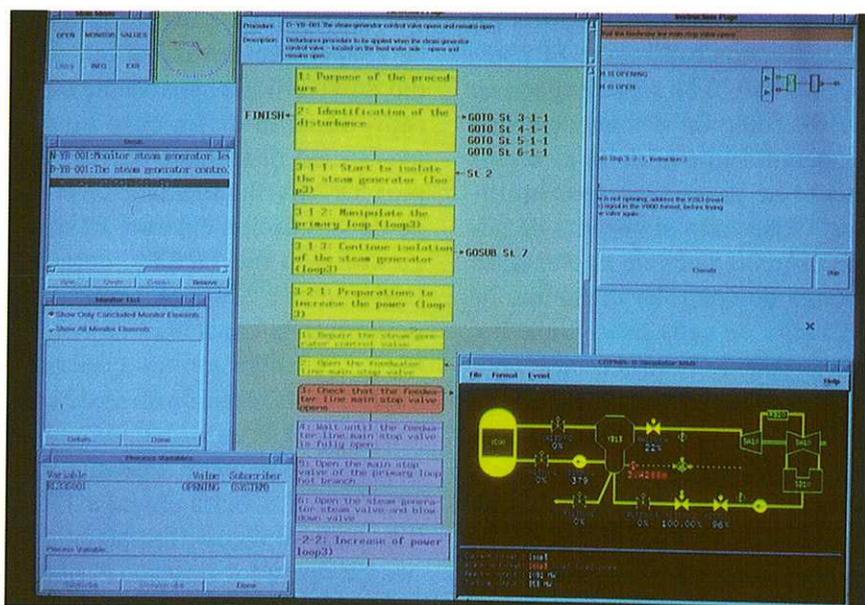
3.2. Seguimiento de las actividades del HRP

La función de seguimiento implica la recepción de la documentación del HRP a través del DP y su análisis. Son dos las principales tareas de seguimiento:

– Seguimiento genérico: exige conocer las actividades que se están desarrollando en el HRP con el fin de proponer un seguimiento detallado de aquellas que resulten de interés, proponer PNE y mantener el flujo de información hacia aquellos PNE ya iniciados. El responsable de esta tarea es el DP.

– Seguimiento detallado: implica el análisis pormenorizado de aquellas actividades del HRP clasificadas como interesantes (referencia 2). Esta función es desarrollada por el grupo de seguimiento (GS) bajo la coordinación del DP, lo que permite mantener abierto un foro de debate entre especialistas en factores humanos procedentes de los diferentes ámbitos del sector nuclear español (industria, investigación, regulación, etcétera). Asimismo, el GS se convierte en un grupo asesor tanto para el DP como para los diferentes PNE. También es el encargado de comentar los programas de trabajo emitidos por el HRP y, en su caso, realizar propuestas técnicas acordes a los intereses españoles. El GS se reúne cada tres meses.

Recientemente se ha iniciado, en el marco del GS, una tarea deno-



► **Figura 2.** Pantalla del Sistema de Tratamiento de Procedimientos de Operación con Ordenador (COPMA-II) instalado en el CSN.

zaciones (Ciemat, CSN, DTN y Tecnatom) han suscrito el convenio nacional para el aprovechamiento de las investigaciones y desarrollos del HRP en el área de SHM. La participación del CSN se recoge en su *Plan Quinquenal de Investigación (1996-2000)*, aprobado por el Pleno del CSN el 8 de febrero de 1996.

Siguiendo las directrices marcadas en la estipulación cuarta (Organización) del convenio nacional, las principales funciones a realizar para llevar a cabo tal aprovechamiento son:

– Dirección y representación del área de SHM: implica la direc-

plica la ejecución de proyectos nacionales concretos que aprovechen las herramientas y la experiencia adquirida en el HRP.

La organización diseñada en el área de SHM del convenio nacional para acometer dichas funciones consta de:

– Director de proyecto de sistemas hombre-máquina (DP).

– Grupo de seguimiento de sistemas hombre-máquina (GS).

– Grupos de trabajo que desarrollan proyectos nacionales específicos (PNE) dirigidos por un jefe de proyecto.

– Técnico desplazado (TD) a las instalaciones del HRP.

minada desarrollo de una guía de evaluación de sistemas computarizados de apoyo al operador desde el punto de vista de factores humanos. La necesidad de esta guía surge de la incipiente implantación de este tipo de sistemas (sistemas de control, sistemas de tratamiento de alarmas, procedimientos de operación computarizados, sistemas de apoyo a la gestión de accidentes, etcétera) en las salas de control, del previsible incremento en su utilización en un futuro próximo y de la falta de guías que cubran todos los aspectos necesarios para realizar una evaluación completa desde el punto de vista de factores humanos. En la actualidad se dispone de guías que cubren suficientemente algunos aspectos, tales como criterios ergonómicos de bajo nivel para el diseño de formatos de pantallas de ordenador. Sin embargo, existen lagunas en cuanto a la evaluación de otros aspectos del diseño, de mayor nivel, tales como los más relacionados con tareas cognitivas del operador.

3.3. Proyectos nacionales específicos

Los proyectos nacionales específicos (PNE) tienen como objetivo aplicar la experiencia adquirida y las herramientas disponibles a través del acuerdo con el HRP al desarrollo de sistemas y metodologías de interés para las organizaciones españolas involucradas. Por el momento se han propuesto dos.

El primer PNE (referencia 3) trataba sobre la adaptación, implantación y validación de un sistema de tratamiento de alarmas en los simuladores de Tecnatom para su posible incorporación posterior a salas de control de centrales nucleares españolas. Este proyecto, liderado por Unesa, tras prolijos avatares, fue reorientado. En su versión actual se considera que, tras una primera fase (no perteneciente al proyecto como tal), en la que se desarrollará y validará un prototipo de sistema de tratamiento de alarmas para un reactor BWR enmarca-

do en el proyecto de Reactores Avanzados de la DTN (ver epígrafe 3.5, más adelante), se ampliará el alcance del prototipo en una segunda fase para su potencial utilización por una central nuclear española.

El segundo PNE en el área de Sistemas Hombre-Máquina (referencia 4) se denomina Computerización de Procedimientos de Operación; está siendo dirigido y desarrollado por el área de Modelación y Simulación del CSN.

Este segundo proyecto tiene como objetivo la adaptación y aprovechamiento de un sistema de tratamiento de procedimientos de operación con ordenador. El sistema COPMA-II ha sido diseñado en el HRP como un sistema de ayuda al operador que permite el seguimiento de procedimientos múltiples. Conectado al sistema de adquisición de datos de la planta, se encarga de controlar el camino de ejecución de cada procedimiento, seleccionando la instrucción aplicable en cada momento; mantiene la información sobre las instrucciones que ya han sido ejecutadas y las que están por ejecutar y ejerce funciones de vigilancia continua de parámetros o condiciones del proceso. Tiene también capacidad de generar, a través de un intérprete adecuado, las acciones requeridas por el procedimiento, aunque siempre con autorización previa del operador. Evidentemente, COPMA-II, puede ser conectado a un simulador de entrenamiento o de ingeniería en lugar de a una planta real. La información es presentada al operador a través de una pantalla gráfica (figura 2, en la página anterior), que es además interactiva mediante el uso de ratón o teclado.

Con este segundo PNE se pretende adaptar COPMA-II para simular la ejecución de procedimientos de operación, conectándolo a códigos de simulación de centrales nucleares. Entre las múltiples utilidades que tiene un sistema combinado de simulación como éste pueden destacarse las dos siguientes:

- Verificación de procedimientos de operación, especialmente en emergencia, para asegurar que la aplicación de dichos procedimientos produce los efectos deseados sobre el proceso que se trata de controlar. Es decir, que contribuyen a la prevención o mitigación de daños durante un accidente (referencia 5).

- Análisis realistas de las secuencias accidentales estudiadas en los análisis probabilistas de seguridad, especialmente aquellas en las que se prevé mayor intervención de los operadores.

Como primer paso del proceso de adaptación se realizó un estudio de viabilidad consistente en la reproducción de un caso de demostración distribuido con el propio COPMA-II, utilizando un código de simulación externo. El código utilizado fue TRETA, desarrollado en el CSN y se trataba de demostrar la capacidad de comunicación entre ambos códigos. TRETA debería suministrar a COPMA-II la información sobre el proceso simulado. Por su parte, COPMA-II debería enviar a TRETA, para su ejecución, las acciones de operador ordenadas por el procedimiento. El resultado fue completamente satisfactorio.

El segundo paso, actualmente en curso, consiste en la conexión de COPMA-II con modelos más sofisticados de plantas reales y utilizar los procedimientos de dichas plantas. Están en desarrollo un modelo de planta PWR y otro de planta BWR, este último en colaboración con el Departamento de Sistemas Energéticos de la Universidad Politécnica de Madrid. Una novedad adicional es que estos modelos están conectados dinámicamente a códigos de accidentes severos, que toman el relevo de la simulación cuando la degradación de la planta simulada así lo requiere. La ejecución de los procedimientos se controla todavía de forma interactiva, a través de la interfase gráfica-interactiva de COPMA-II, como si se



► **Figura 3.** Prototipo del Sistema Avanzado de Tratamiento de Alarmas (SATA) en el simulador BWR de Tecnatom. Este prototipo ha sido desarrollado por el Ciemat y Tecnatom en el marco del Programa de Reactores Avanzados coordinado por la DTN.

estuviese utilizando el sistema en la sala de control.

En un futuro próximo se espera eliminar la necesidad de intervención humana durante la simulación, automatizando totalmente el proceso. Por último, se pretende dotar al sistema combinado de capacidad para generar automáticamente árboles de sucesos, de manera que pueda ser utilizado para la aplicación de técnicas de análisis basadas en los actuales análisis probabilistas de seguridad.

3.4. Técnico desplazado al HRP

La participación en el HRP abre la posibilidad de que técnicos españoles trabajen, temporalmente, en sus instalaciones en Noruega. Esta forma de colaboración permite mejorar la experiencia de los técnicos en determinadas áreas de interés, habilitando un camino de retorno de experiencia hacia las actividades en curso en las organizaciones españolas, tales como presentes o futuros PNE, actividades de diseño, de licenciamiento, etcétera.

Hasta el momento dos españoles han trabajado como técnicos desplazados en el HRP. Un técnico del Ciemat, durante 28 meses par-

ticipó, entre otros temas, en el diseño de la interfase hombre-máquina del nuevo sistema de tratamiento de alarmas del HRP, denominado CASH, así como en el proyecto de Análisis de Error Humano y en el de Medida de la Consciencia de la Situación. Otro técnico, ahora del CSN, inició en septiembre de 1996 su estancia prevista de 18 meses, trabajando en sendos proyectos bilaterales encuadrados en el programa 1997-1999 entre el HRP y la NRC (EEUU) y el IPSN (Francia), dedicando especialmente su trabajo al desarrollo de una metodología que permite evaluar sistemáticamente la calidad de la actuación del operador en la mitigación de escenarios accidentales a partir del análisis de las tendencias de parámetros de planta, así como al diseño y análisis de datos en experimentos reales de evaluación en base a la aplicación de esa metodología.

3.5. Otras actividades

En los apartados anteriores se ha reflejado el aprovechamiento que a nivel de convenio nacional se está realizando de las investigaciones y desarrollos del HRP. No obstante, es evidente que esta participación permite el acceso a unas herra-

mientas y conocimientos que, adicionalmente, pueden ser utilizados por cada organización en el desempeño de sus propias funciones, lejos del marco de referencia del HRP.

Un buen ejemplo de esta otra vertiente lo constituye el proyecto Sistema Avanzado de Tratamiento de Alarmas (SATA), enmarcado en el Programa de Reactores Avanzados coordinado por la DTN, y en el cual han participado Ciemat y Tecnatom. Estas organizaciones han diseñado, desarrollado, construido y evaluado en el simulador BWR de Tecnatom un prototipo de sistema de alarmas que incorpora filtrado, jerarquización y generación de alarmas dentro de una interfase hombre-máquina optimizada (referencia 6) (figura 3). Para ello se han utilizado dos de las herramientas desarrolladas en el HRP: un *software* y lenguaje de programación para el tratamiento informático de las alarmas (COAST) y una herramienta de diseño y gestión de pantallas gráficas (Picasso-3).

En definitiva se ha hecho uso, con las correspondientes consideraciones de propiedad vigentes, de algunas de las herramientas del HRP para participar en un proyec-

to de desarrollo tecnológico, previo a su posible comercialización.

4. Conclusiones

El HRP es un proyecto de investigación y desarrollo, con buen prestigio internacional, en el que se llevan a cabo estudios relacionados con factores humanos. Estos estudios, agrupados en cuatro grandes líneas de trabajo, se desarrollan en el marco actual de la industria consistente en la incorporación de sistemas digitales de instrumentación y control y de apoyo al operador en las salas de control, bien a través de modificaciones en las plantas ya existentes o bien a través del diseño de centrales avanzadas. No obstante, el campo de validez de las bases técnicas desarrolladas es

más amplio, siendo útiles y aplicables al diseño y evaluación de diferentes tipos de interfase hombre-máquina, a la valoración de diversos problemas relacionados con la actuación del operador en la sala de control, así como a otro tipo de aplicaciones derivadas como son los análisis de fiabilidad humana en los APS.

Cuatro organizaciones españolas (Ciemat, CSN, DTN y Tecnatom), agrupadas en un convenio nacional, están tratando de rentabilizar la participación española en el HRP, bien a través de proyectos nacionales específicos, del desarrollo de metodologías de diseño y evaluación, de la asignación temporal de técnicos al HRP o, más allá del marco del convenio, me-

dante la utilización de estas herramientas y conocimientos en otros proyectos de desarrollo tecnológico y comercial.

Todo ello debe traducirse en una mejora de la seguridad y disponibilidad de las centrales nucleares, mediante la utilización de sistemas que apoyen a los turnos de operación en el desempeño de sus funciones y mediante el perfeccionamiento de los conocimientos necesarios para su diseño y evaluación.

Las compañías eléctricas, y en concreto las centrales nucleares, deben ser el verdadero motor de estas actividades, planteando sus necesidades e intereses y aportando recursos que contribuyan al desarrollo de proyectos que los satisfagan. 

Referencias

- (1) *Halden Reactor Project Programme: Proposal for the Three Year Period 1997-1999*. HRP. 1995.
- (2) *Documentación generada en el área de Sistemas Hombre-Máquina*. Grupo de seguimiento. Jornada de presentación del Proyecto Halden en el área de Sistemas Hombre-Máquina celebrada en Tecnatom, San Sebastián de los Reyes (Madrid). 1996.
- (3) *Sistema Computarizado de Filtrado de Alarmas (Rev.1)*. Convenio Nacional HRP. Proyecto Nacional Específico. 1993.
- (4) *Computarización de procedimientos de operación*. Convenio Nacional HRP. Proyecto Nacional Específico. 1993.
- (5) *Simulation of Operating Procedures as a Tool for NPP Procedures Verification*. Hortal, J. (CSN). Ponencia en el Enlarged Halden Programme Group Meeting. Loen, Noruega. 1996.
- (6) *Diseño y construcción de un prototipo de sistema avanzado de tratamiento de alarmas*. Tecnatom y Ciemat. Ponencia en la XXII Reunión Anual de la SNE. Santander. 1996.

Extensión de vida en centrales nucleares españolas

Los programas de extensión de vida y gestión de vida remanente en centrales nucleares, junto con las actividades asociadas de vigilancia, control y evaluación del envejecimiento de equipos,

están adquiriendo un interés creciente. El autor del artículo recoge los aspectos básicos de estos programas y las actividades llevadas a cabo en España.

1. Introducción

El 92% de la potencia nuclear instalada en España tiene menos de 20 años de edad y, el 54%, menos de 12 años, frente a una vida de diseño estimada de unos 40 años, por lo que la edad media de las centrales nucleares españolas es una de las más bajas de los países de la OCDE. Los programas sobre alargamiento de vida útil, que se llevan a cabo en los principales países con parque nuclear, contemplan la operatividad de las centrales nucleares tanto técnica, como económica y de licenciamiento, hasta el entorno de los 60 años.

Tradicionalmente, los criterios de explotación y mantenimiento de las instalaciones nucleares de producción eléctrica tenían por objetivo conseguir que éstas funcionasen de acuerdo con sus condiciones de diseño hasta agotar su vida nominal, o sea, hacer coincidir su vida útil y su vida de diseño nominal.

En la actualidad, razones de eficiencia económica y financiera, preservación del medio ambiente y escasez física de nuevos emplazamientos nucleares promueven la aplicación de mejoras en los equipos, componentes y procedimientos de explotación de las centrales que permitan extender su vida técnica, en condiciones seguras, más allá del periodo de tiempo para el que en un principio fueron diseñadas.

2. La extensión de vida en el PEN

El vigente Plan Energético Nacional 1991-2000 baraja la extensión de la vida de las centrales como una alternativa de la política energética, con el fin de asegurar la cobertura de la demanda eléctrica del futuro próximo.

Ello implica continuar el esfuerzo realizado por las compañías propietarias de las centrales nucleares en la realización de inversiones encaminadas al mantenimiento de las plantas en óptimas condiciones de seguridad y de disponibilidad, y a la ejecución de los programas de extensión de vida útil de las mismas, que se consideren convenientes tanto técnica como económicamente.

Referente al I+D en el campo

nuclear, el área sobre materiales y explotación de centrales nucleares es uno de los pilares de cara a la disponibilidad de la operación de las centrales nucleares y a la extensión de su vida útil. Su objetivo está encaminado:

- Al perfeccionamiento progresivo de procedimientos y técnicas de inspección y de mantenimiento preventivo.
- A la selección de nuevos materiales.
- A la prevención de la degradación de los materiales.
- A la actualización permanente de los métodos de adiestramiento del personal de explotación.

3. Extensión de vida y gestión de vida remanente

El concepto de extensión de vida es paralelo al del funcionamiento de una central y va al paso del proceso de su envejecimiento, por lo que se debería entender como un planteamiento sistemático, como la *continuación* de un proceso adecuado y sólido de operación y mantenimiento que empezó el primer día que la planta entró en servicio.

En España, las licencias de explotación se otorgan para la pues-

* Ingeniero industrial por la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona; en la actualidad es coordinador de Servicios Técnicos con Planta en Vandellós II.

ta en marcha y se renuevan periódicamente, por lo que el concepto de *extensión de vida* está íntimamente ligado al de *gestión de vida remanente*, en la medida en que se intenta conocer en todo momento el estado y la vida que le queda a la central y a sus componentes, gestionando su explotación y mantenimiento de acuerdo con los resultados que se derivan de estos programas.

Por tanto, se puede definir la gestión de vida remanente como el pro-

ceder. Así, el programa debe incluir un proceso sistemático de vigilancia, monitorización y minimización del envejecimiento y, llegado el caso, de renovación y sustitución de los equipos, componentes, estructuras y sistemas de la central.

Los mecanismos de la degradación por envejecimiento de los componentes proceden y dependen de una combinación de factores, tales como: condiciones de trabajo, tipo de materiales, corrosión, erosión, transitorios operacionales,

nuclear en el sentido de que el coste asociado vaya en beneficio de un aumento de la disponibilidad, rendimiento y seguridad de la misma, además de preservar su posibilidad de operación futura.

En las centrales nucleares se toman continuamente una serie de medidas de forma paralela a su funcionamiento, que van desde el análisis y proceso de datos relativos a las condiciones de la central, pasando por el mantenimiento correctivo y preventivo, hasta la adaptación casi dinámica de los niveles de seguridad a nuevos requisitos o desarrollos, incluyendo el examen y grado de aplicación de la experiencia operativa que se produce en la propia o en otras centrales. Este proceder ha tenido y tiene el efecto de que se implementen numerosas modificaciones de diseño relacionadas con la seguridad, disponibilidad y mejora de las plantas.

De este modo, una central nuclear se mantiene casi permanentemente en la *primera etapa de su vida o como nueva*.

En la práctica no existe una diferencia patente entre las medidas destinadas a mantener y prolongar la vida de una central y otras actividades/servicios propios de la explotación de la misma (figura 1). Estas actividades tienden y contribuyen al efecto de alargar la vida sin necesariamente formar parte de un programa concreto de extensión de vida.

En este contexto, una gran parte de los significativos costes de operación y mantenimiento de las centrales, en particular aquellos originados por requisitos reguladores, se podrían clasificar como gastos en extensión de vida.

5. Aspectos básicos y líneas de actuación

Las *características* fundamentales de los programas de extensión y gestión de vida de centrales nucleares pueden resumirse bajo los siguientes aspectos:

4. Explotación de programas de extensión de vida

Un programa de extensión de vida debe convencer y satisfacer a la empresa propietaria de la central

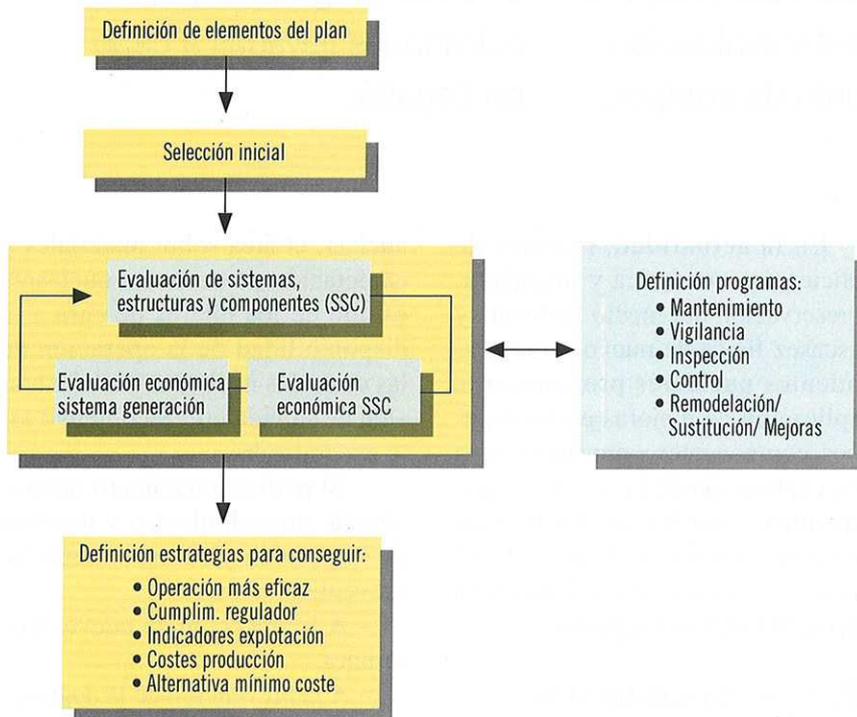


Figura 1. Proceso general de un plan para la extensión/gestión de vida.

grama de acciones requeridas para mantener una central nuclear operando de forma segura, fiable y económica, durante al menos su periodo de licencia operativa, para mantener abierta la posibilidad de un futuro alargamiento de vida de la central.

En términos generales, el programa incluye el conocimiento y gestión del fenómeno del envejecimiento, es decir, de la degradación acumulada de un componente, sistema o estructura, que si no se controla de forma conveniente puede dar lugar a una pérdida de su función y a un debilitamiento de la seguri-

tensiones cíclicas, irradiación y fatiga, que pueden presentarse en los componentes críticos o importantes. Estos incluyen la vasija, tuberías del primario, generadores de vapor, contención, soportes de la vasija, turbo-generador, estructuras de hormigón, cables eléctricos, bombas y válvulas, como elementos más representativos.

- Requisitos reguladores específicos.

- Diálogo continuo con las autoridades de seguridad.

- Iniciativas y planteamiento algo diferentes entre centrales, pero similitud en los aspectos básicos de seguridad y técnicos y en los condicionamientos económicos a largo plazo.

- Proyecto de empresa, formando parte de la función de planificación a largo-medio plazo, y en que la estructura organizativa asume una filosofía en tal sentido.

- Realización de importantes mejoras y actualizaciones (sustitución de generadores de vapor en PWR y lazos de recirculación en BWR, modernización de la instrumentación y control, computadores de proceso, etcétera).

- Enfoque pragmático (orientado a componentes).

- Mejoras con aumentos de capacidad de potencia y de rendimientos (figura 2).

Asimismo, los *objetivos* comunes que se persiguen vienen definidos por:

- Satisfacer los requisitos reguladores para mantener una operación continua a un nivel satisfactorio –o incluso superior– de seguridad, a pesar de los efectos de envejecimiento.

- Determinar el periodo de vida durante el cual se pueda asegurar que la operación de la planta es económica, atendiendo a criterios de coste-beneficio.

- Desarrollar estrategias para optimizar los costes de operación y mantenimiento y reducir las dosis ocupacionales.

- Estar al día con el estado de la tecnología.

Además de la ejecución de grandes mejoras o sustituciones de equipos, los programas dirigidos a incrementar la vida de las centrales nucleares requerirían un mayor esfuerzo en:

- Estudio e investigación de fenómenos/mecanismos de degradación de materiales y su modeliza-

ción (corrosión, fatiga, corrosión intergranular, corrosión bajo tensión, envejecimiento térmico, sobretensiones, fragilización por irradiación, etcétera).

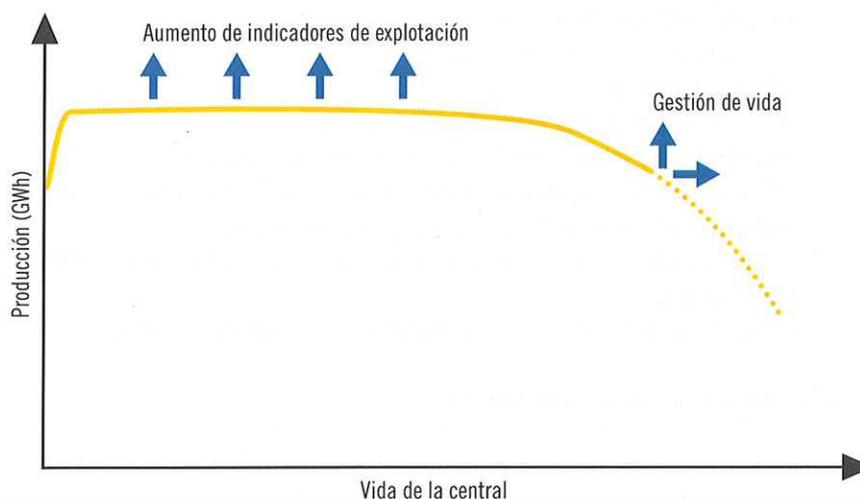
- Reevaluación y determinación de márgenes de diseño, considerando la historia operacional (contabilidad de transitorios, fluencia de la vasija, etcétera) y la realización de análisis refinados.

- Desarrollo de herramientas y equipos de diagnóstico, monitorización y vigilancia, así como de sis-

actividades de mayor interés que ha desarrollado y desarrolla actualmente el sector nuclear. En los apartados siguientes se presentan los más destacados.

6.1. Estudios preliminares en las centrales nucleares de primera generación

Se realizaron planes de evaluación sistemática para las centrales de primera generación que definieron las mejoras y modificaciones necesarias a incorporar para que cum-



► Figura 2. Efecto de un plan de gestión de vida.

temas integrados (expertos) de evaluación de la vida remanente.

- Definición de modificaciones y mejoras operacionales de planta para reducir el impacto del envejecimiento sobre componentes críticos, incluyendo la reevaluación de las prácticas actuales de mantenimiento.

- Mejora y puesta a punto de procedimientos y técnicas de inspección (más sensibilidad, miniaturización, robótica).

- Técnicas y herramientas para una sustitución programada de componentes deteriorados más allá de lo tolerable.

6. Actividades relacionadas con la extensión y gestión de vida en España

Los programas de extensión y gestión de vida constituyen una de las

plieran con los niveles de diseño y de seguridad equivalentes a las centrales de la última generación.

En paralelo, los estudios sobre la viabilidad de alargar la vida consistieron en una evaluación del estado de los componentes más críticos en base a los datos de diseño original de los mismos, historial de operación, registros de mantenimiento, resultados de pruebas periódicas, innovaciones tecnológicas y cambios de diseño realizados hasta la fecha. Las conclusiones fueron que las centrales nucleares eran candidatas excelentes para aplicarles un plan de extensión de vida (resultando una relación coste-beneficio de 4:1 la opción de alargar su vida unos 20 años) y que era recomendable desarrollar un programa para preservar esta opción, cuyo objetivo principal era

► **Tabla 1. Proyectos relacionados con extensión/gestión de vida.**

Área de materiales

- Banco de datos sobre defectos en tubos no ferromagnéticos.
- Análisis del comportamiento de la vasija de un reactor nuclear.
- Estudio de tenacidad en uniones soldadas.
- Inspección *in situ* de recipientes a presión.
- Proyecto de investigación en corrosión intergranular (PICl).
- Proyecto de investigación sobre generadores de vapor (PISGV).
- Comportamiento frente a la irradiación neutrónica de los materiales de vasijas de reactores de agua ligera.
- PICl-II (fisuración por corrosión intergranular de aceros austeníticos).
- Otros proyectos relacionados con generadores de vapor:
 - Generación por métodos acelerados de defectos similares.
 - Criterios de taponado de tubos.
 - Inspección por ultrasonidos de tubos.
 - Nuevos materiales para tubos.
 - Ensayos de corrosión de materiales típicos de tubos.
 - Optimización y validación de técnicas de inspección en servicio.
 - Sistema basado en técnicas láser para la inspección de tubos por cara interna.
 - Modelo avanzado de predicción de la degradación de tubos.
- Inspección y reparación de penetraciones de la cabeza de vasijas de reactores PWR (proyecto Petava).
- Validación de sistemas de inspección ultrasónica en componentes nucleares.

Áreas de explotación y componentes/sistemas

- Vigilancia de ETF usando sistemas expertos.
- Sistema integrado de gestión y evaluación de vida remanente de centrales nucleares.
- Vida remanente del cableado eléctrico de centrales nucleares.
- Banco de datos de componentes de las centrales nucleares.

mantener abierta la posibilidad de extender su licencia de operación y alargar su vida más allá de los 40 años de explotación a través de:

- Inspección, seguimiento y vigilancia de componentes.
- Evaluación y diagnóstico de los mismos.
- Reparación y sustitución.
- Documentación.

Como consecuencia de las actividades realizadas y de las acciones que progresivamente se van adoptando, se pretende alcanzar indirectamente otros objetivos, como son la mejora y aumento de los indicadores de explotación (disponibilidad, rendimiento y factor de operación).

6.2. Actividades de I+D

Las empresas eléctricas y Unesa promocionan una serie de investi-

gaciones y actividades con el objeto de hacer posible un futuro alargamiento de vida de las centrales nucleares.

La mayoría de estas actividades están encuadradas dentro del Programa Marco de Investigación y Desarrollo Nuclear del Sector Eléctrico, en los proyectos de las áreas de Materiales, de Explotación, de Componentes y Sistemas, y de Gestión de Vida, llevándose a cabo conjuntamente con otras empresas, centros de investigación y universidades, fundamentalmente. En la tabla 1 se ilustra una lista de proyectos, terminados y en curso, que, aunque no catalogados la mayoría como de gestión o extensión de vida propiamente dicha, proporcionan resultados aplicables a este campo.

6.3. Proyecto de un sistema de gestión y evaluación de vida remanente de centrales nucleares

Los programas globales de vigilancia y control del envejecimiento, que soportan la optimización de la gestión de vida útil, han originado la necesidad de disponer de herramientas y metodologías al efecto. Con este propósito, se definió y está en desarrollo el proyecto de un sistema de gestión y evaluación de vida remanente (SGVR) de centrales nucleares, gestionado por Unesa y sirviendo como centrales de referencia para su desarrollo en la fase I las de Santa María de Garoña (BWR) y Vandellós II (PWR).

Objetivos y alcance

El proyecto persigue fundamentalmente los siguientes objetivos:

- Selección de los componentes, sistemas y estructuras críticos.
- Identificación de las degradaciones y fenómenos de envejecimiento.

– Estudio de los mecanismos y de las causas de aquéllos, y de las medidas idóneas para su preservación o mitigación.

– Determinación de los parámetros más eficaces y accesibles para la vigilancia y monitorización del envejecimiento.

– Desarrollo, en base al conocimiento previo, de un sistema modular de adquisición y análisis de datos relativos a dichos parámetros, que facilite la evaluación de la condición de los componentes y estructuras de interés.

El alcance de partida del proyecto abarca la práctica totalidad de sistemas, estructuras y componentes de las dos centrales de referencia, desde los principales (vasija, internos, generadores de vapor, presurizador, tubería del primario, contención, generadores diesel, turbogrupos, etcétera), hasta otros equipos y familias de componentes que contribuyen significativamente a una operación segura y rentable de la planta (tubería, válvulas, bombas, cambiadores, equi-

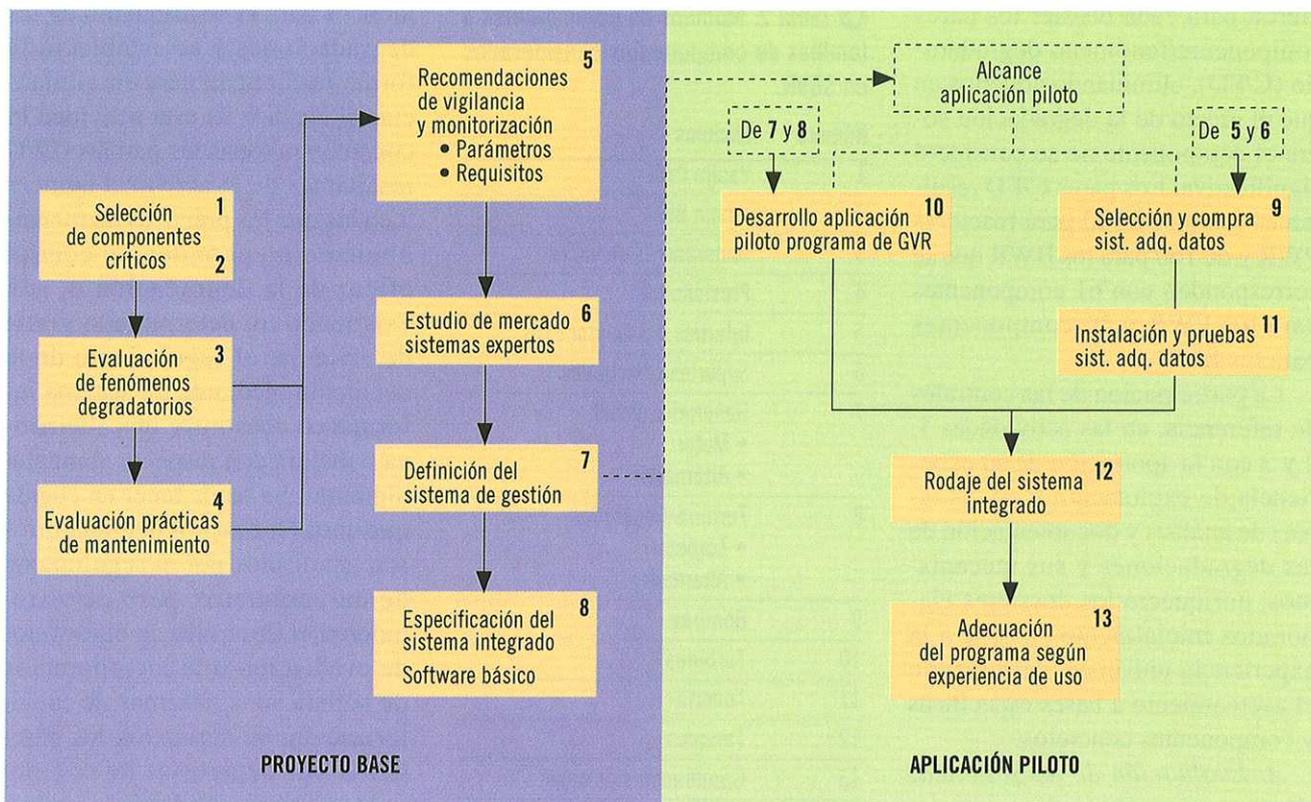


Figura 3. Proyecto de gestión de vida remanente de centrales nucleares.

pos eléctricos, equipo de instrumentación y control, estructuras civiles, etcétera).

Descripción de actividades

El proyecto se ha estructurado en dos fases (figura 3), constituyendo la primera el proyecto base y la segunda el desarrollo, instalación y rodaje de una aplicación piloto del sistema en la central nuclear Vandellós II.

La fase I, ya concluida, incluyó las siguientes actividades:

1-2. *Desarrollo de una guía de selección de componentes críticos y su aplicación, teniendo en cuenta aspectos económicos y de seguridad en el método y en los criterios ponderantes de selección utilizados.* La selección se realizó sobre la base de aplicar a los componentes: criterios técnicos (condiciones de servicio, historial de operación y mantenimiento, consideraciones de fiabilidad y disponibilidad), criterios económicos (viabilidad de la sustitución, duración de la parada, coste relativo de la sustitución, et-

cétera) y criterios de licencia (bases de licenciamiento de la central, parada segura, especificaciones técnicas, APS, etcétera). Así se obtuvieron 135 y 179 componentes priorizados en importancia para Santa María de Garoña y Vandellós II respectivamente. El inventario final supuso aproximadamente el 70% de los componentes de las dos plantas de referencia. Para la central nuclear Santa María de Garoña se tuvieron en consideración, adicionalmente, los resultados de sus estudios previos sobre viabilidad de extensión de vida y planes de gestión, así como los de su análisis probabilista de seguridad (APS).

3. *Determinación y análisis, para los componentes seleccionados, de los envejecimientos más significativos, sus causas y mecanismos, medidas efectivas de preservación y mitigación, y parámetros representativos para la evaluación de la condición de dichos componentes.* El estudio abarcó la totalidad de los componentes identificados en la actividad anterior, agrupándose éstos

para su análisis en 17 dossiers cuyo alcance, en unos casos, son componentes singulares (vasija, generadores, turbogrupos, contención, etcétera) y, en otros, son poblaciones de componentes agrupadas por similitud en el tipo, diseño, materiales, fabricación y proceso con problemática peor conocida y menor vigilancia actual (depósitos, tuberías, bombas, cambiadores, válvulas, motores, instrumentos, etcétera). En cada dossier, para los componentes dentro de su alcance, se analizaron sus potenciales fenómenos degradatorios, métodos de evaluación y métodos de mitigación y control de las degradaciones. Asimismo, se evaluó cada componente sobre la base de sus características constructivas y condiciones ambientales y de operación. También se analizaron aquellos parámetros representativos de la evolución de la degradación con vistas a una selección posterior de los idóneos. Finalmente y una vez determinados los fenómenos degradatorios que aplican a cada componente, se defi-

nieron para cada dossier los pares componente/fenómeno degradatorio (C/FD), eliminando aquellos en que el efecto de la degradación sobre el componente no se consideró significativa. Los pares C/FD resultantes fueron de 190 para reactores PWR y de 160 para los BWR que se corresponden con 61 componentes para los PWR y 56 componentes para los BWR.

La participación de las centrales de referencia, en las actividades 1, 2 y 3 con la aportación de su experiencia de explotación y en las tareas de análisis y documentación de las degradaciones y sus mecanismos, enriqueció los dossiers elaborados inicialmente en base a la experiencia universal, permitiendo el acercamiento a bases específicas y componentes concretos.

4. *Evaluación de las prácticas de mantenimiento en las centrales de referencia, con el fin de valorar su idoneidad y efectividad para mitigar y/o vigilar las degradaciones de los componentes seleccionados.* El estudio se ha basado en la información *in situ* facilitada por las centrales de referencia sobre las prácticas de mantenimiento. La comparación de si éstas cubrían los mecanismos de degradación y envejecimiento identificados en toda la población en las actividades anteriores (1, 2 y 3) permitió realizar una evaluación de tales prácticas en relación con la filosofía de gestión de vida. El resultado final de esta actividad fue de extraordinaria utilidad no sólo para los objetivos de la fase I del proyecto y para las plantas de referencia, sino para el resto de las centrales españolas a través de las recomendaciones finales sobre sus prácticas de mantenimiento. Destaquemos su interés en la elaboración del plan para evaluar la aplicabilidad y cumplimiento de la *maintenance rule* (Requisitos de vigilancia de la efectividad del mantenimiento de CCNN 10CFR50-65). Con gran aproximación, el mantenimiento que se lleva a cabo en las centrales de referencia

► **Tabla 2. Módulos de componentes o familias de componentes considerados en SGVR.**

Número	Módulos
1	Vasija PWR
2	Vasija BWR
3	Generadores de vapor
4	Presionador
5	Internos del reactor PWR
6	Soportes principales
7	Generador diesel <ul style="list-style-type: none"> • Motor • Alternador
8	Turbina-Generador <ul style="list-style-type: none"> • Turbina • Alternador
9	Bombas
10	Turbinas
11	Tubería
12	Tanques
13	Cambiadores de calor
14	Equipo eléctrico
15	Máquinas eléctricas
16	Válvulas motorizadas
17	Cables
18	Instrumentación <ul style="list-style-type: none"> • Actuadores operados por aire • Instrumentación de proceso • Válvulas solenoide

cubre de una manera razonable el control de los envejecimientos estudiados, siendo la mayoría de datos requeridos accesibles y en su mayor parte obtenidos periódicamente con los medios existentes en las centrales, bien en continuo, bien en inspecciones y pruebas, siendo necesario para una adecuada gestión de vida elaborar con ellos estudios de tendencias, modelizaciones y diagnósticos.

5. *Determinación, para cada pareja componente/fenómeno degradatorio, de los requisitos y parámetros necesarios de vigilancia y monitorización más eficaces y accesibles, métodos de adquisición y de evaluación de vida consumida.* En esta actividad se seleccionaron los C/FD (componente/fenómeno degradatorio) considerados

idóneos para el seguimiento de las degradaciones y se estableció la forma más eficaz para su vigilancia. El alcance de esta actividad lo constituyen todas las parejas C/FD resultantes de la actividad número 3 en las que las prácticas de mantenimiento no permiten un control eficaz de la degradación o, aun existiendo un determinado grado de eficacia, el seguimiento de la condición mediante un sistema informático constituye una alternativa o mejora con respecto al mantenimiento. Se ha de tener en cuenta que unos fenómenos degradatorios son analizados por el seguimiento de un parámetro, pero otros requieren el desarrollo de algoritmos de evaluación o la incorporación de sofisticados sistemas de monitorización. Se agruparon los pares C/FD por categorías de componentes creando módulos de evaluación:

- Categoría A. C/FD cuya inclusión en el sistema de vigilancia no aporta un beneficio significativo para la vida remanente de los componentes, ya que se consideran suficientemente controlados por las prácticas vigentes del mantenimiento.
- Categoría B. C/FD en los que su tratamiento en el sistema de vigilancia corresponde a la captación de determinados parámetros característicos, seguimiento de su evolución y tendencias.
- Categoría C. C/FD para los que se evaluó la incorporación de sistemas expertos y de monitorización adicionales.
- Categoría D. C/FD de categoría B que requieren desarrollos de algoritmos intermedios para su valoración.

Con la eliminación de los C/FD clasificados como de categoría A, resultó un total de 18 módulos de degradación, 61 C/FD de categoría B, 10 de categoría C y 7 de categoría D, que conforman el alcance de esta actividad. Los 18 módulos que se consideraron como alcance de esta actividad se muestran en la ta-

Tabla 3. Parámetros de evaluación de motobombas.

Componente/ Fenómeno degradatorio	Subsistema de análisis y gestión de vida	Subsistema de seguimiento y diagnóstico	
	Método de evaluación de la degradación	Parámetros fijos	Parámetros variables
Cojinete/Desgaste (Motor) Radial	Tendenciar desplazamiento Centro del eje respecto al centro geométrico	Valor máximo desplazamiento ($D_{m11 \text{ máx}}$)	Valor desplazamiento ¹ (D_{m11})
Cojinete/Desgaste (Bomba) Radial		Valor máximo desplazamiento ($D_{b11/12 \text{ máx}}$)	Valor desplazamiento ^{1,2} ($D_{b11/12}$)
Cojinete/Desgaste (Motor) Radial	Tendenciar desplazamiento axial	Valor máximo desplazamiento axial ($D_{A1 \text{ máx}}$)	Valor desplazamiento axial ¹ (D_{A1})
Cojinete/Desgaste (Bomba) Empuje		Valor máximo desplazamiento axial ($D_{A2 \text{ máx}}$)	Valor desplazamiento axial ^{1,2} (D_{A2})
Cojinete/Desgaste (Motor) Radial	Tendenciar temperatura cojinetes radiales	Valor máximo temperatura cojinete ($T_{m1 \text{ máx}}$)	Valor temperatura cojinete ¹ (T_{m1})
Cojinete/Desgaste (Bomba) Radial		Valor máximo temperatura cojinete ($T_{b1 \text{ máx}}$)	Valor temperatura cojinete ² (T_{b1})
Cojinete/Desgaste (Motor) Empuje	Tendenciar temperatura cojinetes empuje	Valor máximo temperatura cojinete ($T_{m2 \text{ máx}}$)	Valor temperatura cojinete ¹ (T_{m2})
Cojinete/Desgaste (Bomba) Empuje		Valor máximo temperatura cojinete ($T_{b2 \text{ máx}}$)	Valor temperatura cojinete ² (T_{b2})
Cojinete/Desgaste	Tamaño de partículas en el aceite	Diámetro máximo partículas ($Diam_{\text{máx}}$)	Diámetro de partículas ($Diam$)
Cojinete/Desgaste	Cantidad de partículas en el aceite	Número máximo de partículas ($Cant_{\text{máx}}$)	Número de partículas ($Cant$)

¹ Bombas de refrigerante del reactor ² Bombas de agua de alimentación

bla 2. Con el alcance definido y los C/FD clasificados, se elaboraron las tablas que identifican los parámetros que permiten el seguimiento de la condición del componente y sus correspondientes características de adquisición y tratamiento. Las tablas 3 y 4 muestran, a título de ejemplo, los componentes/fenómenos degradatorios y características de los parámetros del equipo motobombas.

6. *Investigación del estado actual y análisis de sistemas de diagnóstico y vigilancia de componentes (sistemas expertos)*. Permitió realizar una investigación de mercado sobre los sistemas de diagnosis y monitorización comercialmente existentes o en desarrollo entre suministradores principales, centros y laboratorios de I+D, ingenierías especializadas y centrales españolas. Se evaluaron con objeto de indagar

su potencial aplicabilidad para facilitar la evaluación de las parejas componente/fenómeno degradatorio y de los parámetros.

7-8. *Definición de las funciones de los distintos módulos del sistema de gestión, los datos y su soporte y la información a generar por el sistema: las especificaciones del sistema y herramientas que lo componen*. La actividad 7, sistema de gestión y evaluación a partir de los parámetros y modos de adquisición identificados en la actividad 5, ha permitido realizar el diseño conceptual de un sistema informático integrado, identificando las características estructurales y operativas, incluyendo el sistema de adquisición de datos, la definición de la base de datos y la de su gestor, y el análisis de tendencias de los datos y parámetros que caracterizan la evaluación de vida de los dife-

rentes componentes considerados en el alcance. Estos requisitos técnicos se han convertido en requisitos de usuario, requisitos de hardware y de software. La actividad 8 ha permitido realizar las especificaciones técnicas y análisis funcional del diseño lógico y físico del sistema informático integrado, resultando un sistema consistente, traceable, modificable, abierto y escalable.

La fase II del proyecto, en espera de decisión por parte del sector eléctrico, deberá definir el alcance de la aplicación piloto del sistema, que vendrá condicionada por las particularidades de la central de referencia y la configuración de sus sistemas de adquisición y proceso de datos. Las actividades que se consideran son:

9. *Selección de los sistemas de adquisición y proceso de datos*

Tabla 4. Características de los parámetros del equipo de motobombas.

Parámetro	Símbolo	Origen	Localización	Tipo sensor	Rango sensor	Frecuencia adquisición	Velocidad adquisición	Sensibilidad	Valor límite
Cojinetes radiales/ Empuje									
1.1 Desplazamiento radial	D_{m11} (1)	Detector desplazamiento eje motor	2 x cojinete radial motor	No contacto	0-200	Durante período de parada	NA	$\pm 1\%$	$D_{m11 \text{ máx}}$ (50 microns) (Según fabricante)
1.2	D_{b11} (1)	Detector desplazamiento eje bomba	2 en cojinete radial superior	No contacto	0-200	Durante período de parada	NA	$\pm 1\%$	$D_{b11 \text{ máx}}$ (50 microns) (Según fabricante)
1.3	D_{b12} (2)	Detector desplazamiento eje bomba	2 x cojinete radial	No contacto	0-200	Durante período de parada	NA	$\pm 1\%$	$D_{b12 \text{ máx}}$ (50 microns) (Según fabricante)
2.1	D_{A1} (1)	Detector desplazamiento motor	Cojinete empuje motor	No contacto	0-200	Durante período de parada	NA	$\pm 1\%$	$D_{A1 \text{ máx}}$ (50 microns) (Según fabricante)
2.2	D_{A2} (2)	Detector desplazamiento bomba	Cojinete empuje bomba	No contacto	0-200	Durante período de parada	NA	$\pm 1\%$	$D_{A2 \text{ máx}}$ (50 microns) (Según fabricante)
3.1 Temperatura cojinete empuje	T_{m1} (1)	Detector temperatura cojinetes motor	Embebido en cojinete empuje motor	Termopar	0-200	2/día	Cada 12 horas	$\pm 1\%$	$T_{m1 \text{ máx}}$ (80°C) (Según fabricante)
3.2 Temperatura cojinete empuje	T_{b1} (2)	Detector temperatura cojinete bomba	Embebido en cojinete empuje bomba	Termopar	0-200	2/día	Cada 12 horas	$\pm 1\%$	$T_{b1 \text{ máx}}$ (80°C) (Según fabricante)

(1) Bombas de refrigerante del reactor (2) Bombas de agua de alimentación

complementarios a los disponibles en la central.

10. Desarrollo de los programas de ordenador requeridos para las funciones del sistema de gestión.

11. Instalación y prueba del sistema.

12-13. Rodaje del sistema por parte de la central e incorporación de mejoras.

7. Conclusiones

Los programas de extensión de vida y gestión de vida remanente de centrales nucleares, junto con sus actividades asociadas de vigilancia, control, evaluación del envejecimiento de equipos y, dado el caso, actualización y sustitución de los mismos, van adquiriendo un interés creciente.

La tecnología a aplicar requiere una inversión de capital importante, tanto en equipos como en investigación y desarrollo tecnológico.

Estos programas son capaces de proporcionar lecciones valiosas e inestimables a las empresas propietarias de las centrales nucleares ya que, además de resultar vitales para conocer la posibilidad de alargar la vida de sus instalaciones, contribuyen a mejorar el uso de las inversiones existentes. Así, se pueden aprovechar para:

– Mantener un adecuado nivel de seguridad en el funcionamiento de las centrales.

– Aumentar la eficiencia y disponibilidad de las centrales, y sus indicadores de explotación en general.

– Optimizar los costes de operación y mantenimiento, redundando a la larga en mejorar la competitividad del kWh producido.

Aspectos todos ellos que se podrán apreciar en los años venideros en la medida que se implanten conceptos de extensión y gestión de vida. 

Nota. Este artículo se ha basado en un trabajo publicado por Unesa en la revista de la Sociedad Nuclear Española de mayo 1994, titulado *Alargamiento de vida y explotación de centrales nucleares*, así como por otros del propio autor presentados en la reunión de la Sociedad Nuclear Española de octubre 1996 y, con EDF, en Madrid en enero 1997.

 Elisabeth Cardis and Marco Martuzzi*

Improving the estimates of radiation induced cancer risk

El artículo recoge la conferencia que la investigadora Elisabeth Cardis pronunció el pasado mes de junio en el Consejo de Seguridad Nuclear sobre el estudio epidemiológico que actualmente lleva a cabo la

Agencia Internacional de Investigación sobre el Cáncer. Dicho estudio, cuyos resultados estarán disponibles en el año 2000, pretende estimar el riesgo de cáncer en los trabajadores de la industria nuclear.

1. Introduction

Ionising radiation is one of the most studied carcinogens in the human environment. This is mainly due to two facts: (1) large populations have been exposed in well defined circumstances, and (2) compared to many other environmental agents, radiation exposures are relatively easy to measure or reconstruct, on an individual level, at least for exposures received at high exposure rates and high levels. The information available to date on radiation risks comes from several sources. Hundreds of thousands of persons exposed to radiation around the world (atomic bomb survivors in Japan, patients irradiated for therapeutic purposes, workers exposed occupationally) have been followed-up for decades. Many large-scale animal experiments have been carried out and much experimental work has been performed to understand the mechanisms of radiation damage at

the cellular and molecular level and quantify its effects.

Current estimates of cancer risk associated with external exposure to low linear energy transfer (LET)¹ ionising radiation are derived primarily from studies of the mortality of atomic bomb survivors in Hiroshima and Nagasaki and of patients irradiated for therapeutic purposes (US NAS, 1990; ICRP, 1991; UNSCEAR, 1994). Both these groups were exposed primarily at high dose rates in an acute or fractionated fashion. Radiation protection recommendations for environmental and occupational exposures have generally been based on the use of these estimates, in conjunction with models to extrapolate the effects of such exposures to the relatively low-dose, low-dose rate exposures of environmental and occupational concern (ICRP, 1991).

For several decades, however, the assumptions underlying these extrapolation models have been subject to controversy. Animal experiments indicate that the carcino-

genic effect of a given dose of low LET radiation is reduced, at least in some tissues and animal species, when this dose is received in a protracted or fractionated fashion compared to acutely (US NAS, 1980; Fry, 1981). Cellular studies indicate the existence of an adaptive response in some cell systems—that is small doses of radiation can condition cells to induce repair processes or stimulate cellular proliferation—(UNSCEAR, 1994). Some scientists have postulated that this may result in a protective effect of low doses, received at low rates (Luckey, 1992; Kondo, 1993), although animal experiments and epidemiological studies do not at present permit to confirm or contradict this hypothesis. Other scientists, on the contrary, postulate that the cancer risks associated with low dose protracted exposures are currently underestimated because those who survived the atomic bombing are a selected—particularly healthy and resistant—sample of the residents of Hiroshima and Nagasaki (Stewart and Kneale, 1988). They argue also that human populations are not homogeneous with respect to their sensitivity to

* Elisabeth Cardis y Marco Martuzzi trabajan en el programa de Radiación y Cáncer de la Agencia Internacional de Investigación sobre el Cáncer (IARC) de Lyon (Francia).

¹Low LET radiations: gamma and X-rays in the range 100 to 2 500 KeV.

radiation induced cancer; some persons may therefore develop a cancer whether they receive a high dose or a lower one; extrapolations from high dose studies would therefore substantially underestimate the risk at low doses.

In order to resolve this controversy, it is desirable to assess directly the carcinogenic risk associated with protracted low dose radiation exposures by studying populations with these kinds of exposures. In this respect, populations of workers in the nuclear industry are attractive for the following reasons:

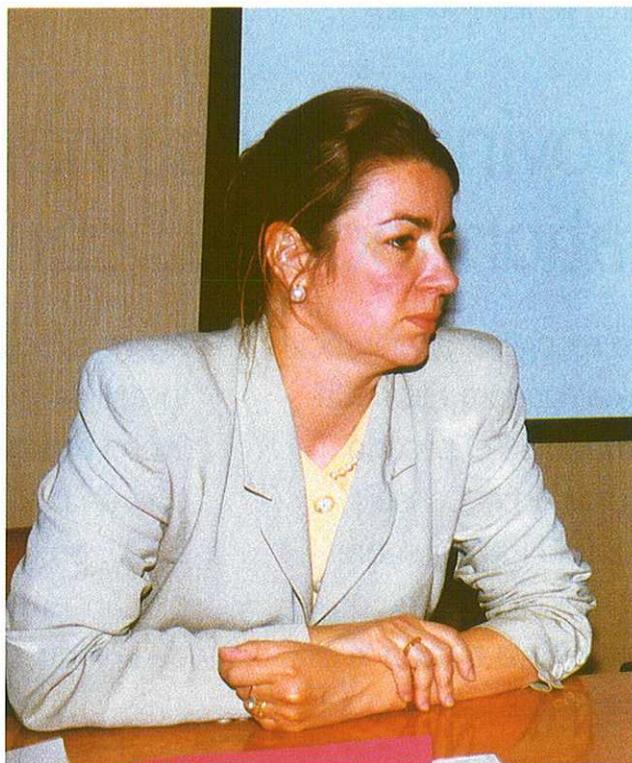
- Large numbers of workers (over one million world-wide) have been employed since the 1940s in the nuclear industry and they tend to form relatively stable populations.

- Workers with a potential for occupational radiation exposure must, by law in most countries since the beginning of the industry, be individually monitored for radiation with the use of a personal dosimeter and the dose estimates must be kept.

- The circumstances of exposures of the workers are generally well characterised.

2. Review of occupational studies

The carcinogenicity of lower doses, received in a protracted fashion, has been assessed directly in a large number of studies of nuclear industry workers (see Cardis *et al*, 1995b for a review). Results of recent studies in which *excess relative risk* (ERR) per Sv have been estimated are presented in table 1. Comparisons are restricted to ERR for mortality from all cancers and from leukaemia, the two groupings



► Figura 1. Elisabeth Cardis, durante su conferencia en el CSN.

of causes of death for which risk estimates have been provided by most international and national radiation risk assessment committees. Most of the studies to date have not shown a significant association between radiation dose and risk of all cancer mortality.

For all cancers and leukaemia, the risk estimates varied considerably from study to study. Despite the fact that some of these studies have covered large numbers of workers—as many as 37 000 in the Hanford site in the United States—and large numbers of cancer deaths, the confidence intervals (CI) in each study are large. The risk estimates are therefore consistent with a wide range of possibilities: from reductions of risks and even protective effects to risks over an order of magnitude that on which current international radiation protection recommendations (ICRP 1991) are based. Taken individually, therefore, studies of national cohorts can not provide conclusive information as to the validity of the current protection standards.

Recognising that these studies collectively represented most of the available information for the direct quantification of the risks following low dose protracted exposures, a decision was made to carry out formal international combined analyses at IARC in order to maximise their informativeness. Individual data from six of the cohorts in table 1 (Hanford, ORNL, AEA, AWE, Sellafield and AECL) and from the US facility of Rocky Flats (Wilkinson *et al*, 1987) were included.

Overall, 95 673 workers employed between 1943 and 1988 in one of the participating facilities were included. They contributed 2 124 526

person-years of follow-up (that is an average follow-up of 22.2 years). The collective dose was 3 843.2 Sv, most of which (98%) was received by men and was accumulated before 1970 (63%). The total number of deaths observed in these cohorts was 15 825, of which 3 830 were from cancers other than leukaemia and 121 from leukaemia.

Estimates excess relative risk were derived for all cancers excluding leukaemia and leukaemia excluding CLL; they were respectively -0.07 per Sv (90% CI -0.39-0.30) and 2.18 per Sv (90% CI 0.13-5.7) (table 2). These estimates—which correspond to relative risks of 0.99 for all cancers excluding leukaemia and 1.26 for leukaemia excluding CLL for a cumulative dose of 100 mSv—are the most comprehensive and precise direct estimate to date of the cancer risk following low-dose and low-dose rate radiation (IARC, 1994; Cardis *et al*, 1995).

These risk estimates were compared formally to those obtained

► **Table 1. Excess relative risk estimates from published studies of workers in the nuclear industry (from Cardis *et al*, 1995b).**

Country	Facility (reference)	Number of study subjects	All cancers excluding leukaemia			Leukaemia		
			Number of deaths	ERR per Sv	(90% CI)	Number of deaths	ERR per Sv	(90% CI)
USA	Hanford (Gilbert <i>et al</i> , 1993a)	36 971	1 413	-0.0	(<0,1.9)	44 ¹	-1.1	(<0,1.9)
	ORNL ² (Wing <i>et al</i> , 1991)	8 313	346	3.27	(1.26,5.3)	28	6.38 ³	(-11.2,24)
	Combined ⁴ (Gilbert <i>et al</i> , 1993b)	35 933	1 036	-1.0	(<0,0.4)	42 ¹	<0	(<0,3.4)
UK	AEA (Fraser <i>et al</i> , 1993)	21 545	720	0.8	(-1.0,3.1)	31	-4.2	(-5.7,2.6)
	AWE (Beral <i>et al</i> , 1988)	9 389	275	7.6	(0.4,15.3)	4	-	
	Sellafield (Douglas <i>et al</i> , 1994)	10 276	567	0.11	(-0.4,0.8)	13	13.9	(1.9-71)
	NRRW (Kendall <i>et al</i> , 1992)	95 217	1 435	0.47	(-0.12,1.2)	47 ¹	4.28	(0.40,13.6)
	Combined ⁵ (Carpenter <i>et al</i> , 1994)	40 761	1 824	-0.02	(-0.5,0.6)	49	4.18	(0.4,13.4)
Canada	AECL (Gribbin <i>et al</i> , 1993)	8 977	219	0.05	(-0.68,2.17)	4 ¹	19.0	(0.14,113)

¹Excluding CLL.

²ORNL: Oak Ridge National Laboratory; AEA: Atomic Energy Authority; AWE: Atomic Weapons Establishment; AECL: Atomic Energy of Canada Ltd.

³Doses are not lagged.

⁴Hanford, ORNL and Rocky Flats.

⁵Sellafield, AEA and AWE.

from the study of atomic bomb survivors. Data on male atomic bomb survivors exposed between the ages of 20 and 60 (the group closest to the worker population) were obtained from the Radiation Effects Research Foundation in Hiroshima, Japan and reanalysed, using the same method as that used for the nuclear workers. The resulting ERR are shown in table 2.

The risk estimate for all cancers excluding leukaemia derived from the workers data was close to zero. The confidence interval was wide, however, and compatible both with an absence of risk and with risks 1.7 times the linear extrapolation from atomic bomb survivors.

For leukaemia excluding CLL, the nuclear worker estimate, which was significantly different from zero, was 1.6 times the estimate based on a linear quadratic model and

0.6 times that based on a linear model derived from the reanalysis of data on male atomic bomb survivors. Again, the confidence interval was relatively wide; the possibility of a reduction of risk at low doses and that of a higher risk (up to 1.6 times the linear extrapolation from atomic bomb survivors) could not be ruled out.

The association between cumulative radiation dose and risk of mortality from specific cancer types was also examined. Only for multiple myeloma was a significant association observed. This association largely reflects the previously documented associations between radiation dose and multiple myeloma mortality in the Hanford and Sellafield cohorts. Further research into this relationship is of interest.

In summary, although estimates obtained in the study of nuclear

workers from Canada, the UK and US are lower than the linear estimates obtained from studies of atomic bomb survivors, they are compatible with a range of possibilities, from a reduction of risk at low doses, to risks twice those on which current radiation protection recommendations are based. Since many of the workers included in the study were still relatively young at the end of the follow-up period, and 84.5% of them were still alive, additional follow-up and inclusion of more workers into the study is important to further increase the precision of direct estimates of risk following low dose protracted exposures.

As a result, in 1993, following an extensive feasibility study carried out in 12 countries (Australia, Belgium, Canada, Finland, France, Germany, Japan, Spain, Sweden,

Table 2. Comparison of ERR per Sv between the nuclear workers and the atomic bomb survivors (adapted from IARC, 1994; Cardis *et al*, 1995a).

Population	All cancers excluding leukaemia		Leukaemia excluding CLL	
	ERR per Sv	(90% CI)	ERR per Sv	(90% CI)
Nuclear workers ¹	-0.07	(-0.39, 0.30)	2.18	(0.13, 5.7)
Male atomic bomb survivors ² (20-60 year old at exposure)				
Linear model	0.18	(0.05, 0.34)	3.67	(2.0, 6.5)
Linear-quadratic model	—	—	1.42	(<0, 6.5)

¹Adjusted for age, sex, socio-economic status, facility and calendar time.

²Adjusted for age, city and calendar time.

Switzerland, the UK and the USA) (Cardis and Estève, 1992) an International Collaborative Study, coordinated by IARC, was set up for this purpose.

3. The International Collaborative Study of Cancer Risk among Radiation Workers in the Nuclear Industry

3.1. Principles, design and population

The primary objective of the International Collaborative Study is to estimate as precisely as possible the radiation-induced risk of leukaemia, excluding CLL, and of all cancers excluding leukaemia, and their relationship to currently accepted risk estimates. A secondary goal is to study the association between cumulative occupational radiation dose and specific cancer types, including multiple myeloma, the only cancer site that was significantly associated with radiation dose in the three-country study.

The study principles and overall design are generally similar to those used in the three-country study. A common core protocol and detailed procedures document are in use in all countries to ensure comparability of study design and analyses (Cardis and Estève, 1992; Cardis *et al*, 1997). In addition, studies aimed at assessing and ensuring the comparability, across countries and over time, of occupa-

tional external dose estimates and of cause of death coding are underway within the project.

The participating nuclear facilities include power stations, atomic research centres and fuel reprocessing plants from 14 countries (countries and facilities included in the study are shown in table 3).

The study population is defined as all workers who have been monitored for external ionising radiation exposure, through the use of personal dosimeters, at some time during their employment in a public or private facility of the nuclear industry in a participating country, and for whom dose records are kept. Inclusion in the study is restricted to those facilities where 95% or more of workers can be identified and traced for vital status. With few exceptions, the eligible facilities contacted agreed to participate, and 5-600 000 workers are included in the study. Care is taken not to duplicate information for workers who have been employed in more than one facility.

3.2. Data collected

Each worker is identified with a unique numeric code that does not allow identification of the subject outside of the study. The minimum set of variables which will be collected for all study subjects is given in the procedures document of

the International Collaborative Study. It includes:

- Personal identifiers. Which are necessary for linking all data on an individual at the national level and *which will not be sent to IARC*.
- Occupational history. Dates of beginning and end of employment and broad job category.
- Radiation exposure history. For each worker and for each year of monitoring, at least:

- Year.
- Total annual dose equivalent from external exposures.
- Estimate of annual whole body dose, separately for high energy photons and neutrons (where applicable).
- Flag indicating substantial unquantified exposure to neutrons, high energy photons, activation products, fission products, transuranic and uranium/thorium nuclides (where applicable).
- Transfer doses.
 - Mortality follow-up data.
 - Cancer morbidity data (in countries where national cancer registries exist).

As for all epidemiological studies, it is essential that, while collecting and analysing data, allowance is made for confounding factors, i.e., variables statistically associated both with radiation dose and with cancer frequency which can lead, if ignored, to wrong results. For example, looking at the crude association between dose and cancer, a strong relationship could be found, because older subjects, with a higher cancer risk than young people, may have received higher cumulative doses, since they worked longer and in earlier period when protection standards were less strict than today. In other words, age would act as a confounder, and such effect can be accounted for by stratification, that is analysing the dose-cancer association within groups of workers with similar age.

Data on some known or suspected confounding variables, inclu-

ding age, sex, calendar year, socioeconomic status, facility and duration of employment, are collected in the framework of the study and are taken into account in the analysis. Complete information on smoking and on occupational exposures other than ionising radiation is not, however, available systematically in the records of the participating facilities. Smoking surveys among current employees are therefore planned in many cohorts and information on occupational exposures from detailed job-exposure matrices and occupational hygiene records will be used when available. Case-control studies² are also envisaged in a second step to examine the extent of possible confounding by tobacco and other factors. It should be noted that, in the combined analyses of data from Canada, UK and USA, no association was observed between cumulative dose and smoking-related causes of mortality. It is therefore unlikely that smoking is strongly related to radiation dose and that adjustment for smoking would substantially alter the results (Cardis *et al*, 1995b).

3.3. Analyses

As the aim of the International Collaborative Study is to estimate as precisely as possible the carcinogenic risk associated with low doses of radiation, the combined analyses will be restricted to comparisons by level of exposure within cohorts and will not involve comparison with external (national or regional) cancer rates. In contrast, national analyses of country –or facility– specific cohorts will generally in-

²Case control studies: studies in which exposure levels are compared between the cases of a specific disease of interest and a limited number of *non cases*. Such studies have the advantage that the number of study subjects is considerably less than in a full *cohort* study, thus permitting the collection of much more detailed individual information on factors of interest such as smoking and other occupational studies.

Table 3. Countries and facilities participating in the International Collaborative Study of Cancer Risk among Radiation Workers in the Nuclear Industry.

Country	Facilities	Approximate number of workers
Australia	all	4 500
Belgium	SCK, BP, BN Doel, Tihange	4 900 3 000
Canada	all	50 000
Finland	all	13 000
France	CEA-COGEMA, civil CEA-COGEMA, other EDF Contracting companies	25 000 - 27 000 10 000 - 15 000 21 000 10 000
Germany	all	6 000 - 8 000
Hungary	all	3 500
Japan	all	115 000
Slovak Republic	all	2 800
Spain	all	3 800
Sweden	all	22 500
Switzerland	all	2 000
UK	all	125 000
USA	Savannah River ORNL Hanford Portsmouth INEEL	9 600 8 300 36 200 10 000 not yet known

SCK: Studiecentrum voor Kernenergie; BP: Belgoprocess; BN: Belgonucléaire; CEA: Commissariat à l'Energie Nucléaire; COGEMA: Compagnie Générale des Matières Nucléaires; EDF: Electricité de France; INEL: Idaho National Environmental Laboratory.

clude comparisons with external rates and the derivation of standardised mortality ratios (SMR).

Statistical analyses will include both the calculation of risk estimates with confidence intervals, and of trend test statistics, for obtaining an indication of the strength of the statistical evidence for an association between radiation dose and mortality.

3.4. Study of errors in dosimetry

Although radiation exposure in the nuclear industry has been assessed more precisely than exposure to most other occupational carcinogens, the accuracy of individual dose estimates varies with time and place. In particular, it depends on characteristics of the radiation ex-

posure in the work environment –such as radiation type, energy, geometry and other conditions– and of the dosimetry technology in use in a given facility and time period –such as detection level, radiation response, precision and accuracy of the technology–, and on administrative practices adopted to determine and record dose. Comparability of dose estimates is essential when evaluating risk estimates across facilities and time. Systematic errors in dose estimates can result in either under or overestimates of cancer risk. Random errors in dose measurement can also have an impact on the study's results. In recent re-analyses of data from the atomic bombing survivors, for example, the slope of the dose-res-

ponse line has been shown to be underestimated by a factor of 6-17% due to dose random measurement errors (Pierce *et al*, 1990). A study of errors in dosimetry is therefore under way to collect and review the needed dosimetric information, to identify the main sources of systematic and random error, and to quantify through expert judgement the magnitude of the error.

The material for this study is being obtained through detailed questionnaires concerning historical radiation monitoring and recording practices in the facilities under study, as well as from interviews with experts and reviews of historical intercomparison studies carried out in each country. The protocol for this study is included in the procedures document (Cardis *et al*, 1997).

4. Discussion

Although much is known concerning risks associated with radiation exposure, there remain important scientific and radiation protection questions concerning radiation risks. The study of survivors of the atomic bombs dropped on Hiroshima and Nagasaki in 1945 is currently the most important single study of radiation risks in humans. Because of the nature of the exposure, however, remaining questions concerning exposure protraction, exposure type and some host and environmental factors that may

modify radiation risks cannot be answered from studies of the atomic bomb survivors and other high dose studies. Studies of other populations are therefore needed.

The previous international study of cancer risk among nuclear workers from Canada, the UK and the USA has shown that careful, large-scale studies of nuclear industry workers can be informative for radiation risk assessment. The risk estimates from this study were consistent across cohorts as well as with the estimates derived from high-dose, high dose-rate studies. These estimates provided an upper bound on the magnitude of the risk at low doses: one can effectively rule out risks of the order of twice the linear estimates derived from the atomic bomb survivors study. A dose-related increase in leukaemia risk was also demonstrated in a relatively low dose range.

The International Collaborative Study of Cancer Risk among Radiation Workers in the Nuclear Industry, now under way in 14 countries, should substantially increase the precision of direct estimates of the risk of cancer resulting from protracted low doses exposures to low-LET ionising radiation. Results from the International Collaborative Study will be valid only if comparability of information across countries and facilities is assured, however. In order to achieve a uniform quality of data, the nation-

al studies are centrally co-ordinated by an international study group and follow a common core protocol, which includes intercomparison and validation studies.

In occupational and environmental epidemiology, studies of nuclear industry workers are an exception. Large populations of workers have been exposed in generally well characterised situations and individual estimates of doses are available from measurements made in real time with the use of personal dosimeters. Most other studies of occupational or environmental carcinogens, in contrast, must rely on surrogate measures of exposure such as job title, duration of employment or expert judgement. Even so, because the study objective is to estimate the effects of relatively low doses of radiation—and thus, presumably small cancer risks—special care in ensuring comparability and adequacy of the information collected is essential.

At present the study is progressing well in all countries. Preliminary results of the dosimetry study indicate that dose estimates for external photon radiation are generally comparable over time and across facilities. The main sources of systematic and random errors have been identified and the magnitude of these errors is being assessed. Results of the International Collaborative Study are expected in the year 2000. 

Referencias

- Beral, V., Fraser, P., Carpenter, L., Booth, M., Brown, A., Rose, G. *Mortality of employees of the Atomic Weapons Establishment, 1951-82*. Br Med J 1988; 297: 757-70.
- Cardis, E. and Estève, J. *International Collaborative Study of Cancer Risk Among Nuclear Industry Workers, I - Report of the Feasibility Study, II - Protocol*. Lyon: International Agency for Research on Cancer. 1992. IARC Internal Report 92/001.
- Cardis, E., Gilbert, E.S., Carpenter, L. *et al. Effects of low doses and low dose-rates of external ionizing radiation: Cancer mortality among nuclear industry workers in three countries*. Radiat Res 1995; 142: 117-32.
- Cardis, E., Gilbert, E.S., Carpenter, L. *et al. Combined analyses of cancer mortality among nuclear industry workers in Canada, the United Kingdom and the United States of America*. 25: Lyon: International Agency for Research on Cancer, 1995b.
- Cardis, E., Martuzzi, M. and Amoros E. *International Collaborative Study of Cancer Risk among Nuclear Industry Workers, III - Procedures document, rev. 1*. Lyon: International Agency for Research on Cancer 1997. IARC Internal Report 97/002 (revision of 93/003).
- Carpenter, L., Higgins, C., Douglas, A.J., Fraser, P., Beral, V., Smith, P. *Combined analysis of mortality in three United Kingdom nuclear industry workforces, 1946-1988*. Radiat Res 1994; 138: 224-38.
- Douglas, A.J., Omar, R.Z., Smith, P.G.

Cancer mortality and morbidity among workers at the Sellafield plant of British Nuclear. Br J Cancer 1994; 70: 1232-43.

□ Fraser, P., Carpenter, L., Maconochie, N., Higgins, C., Booth, M., Beral, V. *Cancer mortality and morbidity in employees of the United Kingdom Atomic Energy Authority, 1946-86.* Br J Cancer 1993; 67: 615-24.

□ Fry, R.J.M. *Experimental Radiation Carcinogenesis: What Have We Learned?* Radiat Res 1981; 87: 224-39.

□ Gilbert, E.S., Omohundro, E., Buchanan, J.A., Holter, N.A. *Mortality of workers at the Hanford site: 1945-1986.* Health Phys 1993a; 64: 577-90.

□ Gilbert, E.S., Cragle, D.L., Wiggs, L.D. *Updated analyses of combined mortality data for workers at the Hanford Site, Oak Ridge National Laboratory, and Rocky Flats Weapons Plant.* Radiat Res 1993b; 136: 408-21.

□ Gribbin, M.A., Weeks, J.L., Howe, G.R. *Cancer mortality (1956-1985) among male employees of Atomic Energy of Canada Limited with respect to occupational exposure to external low-linear-energy-transfer ionizing radiation.* Radiat

Res 1993; 133: 375-80.

□ IARC Study Group on cancer risk among nuclear industry workers. *Direct estimates of cancer mortality due to low doses of ionizing radiation: an international study.* Lancet 1994; 344: 1039-43.

□ ICRP (International Commission on Radiological Protection). *Recommendations of the International Commission on Radiological Protection.* ICRP Report 60: Oxford: Pergamon Press, 1991.

□ Kendall, G.M., Muirhead, C.R., MacGibbon, B.H. *et al. Mortality and occupational exposure to radiation: first analysis of the National Registry for Radiation Workers.* Br Med J 1992; 304: 220-5.

□ Kondo, S. *Health Effects of Low-level Radiation.* Osaka, Japan: Kinki University Press; 1993.

□ Luckey, T.D. *Radiation Hormesis.* Boca Raton, Fl. CRC Press; 1992.

□ Pierce, D.A., Stram, D.O., Vaeth, M. *Allowing for random errors in radiation dose estimates for the atomic bomb survivor data.* Radiat Res 1990; 123: 275-84.

□ Stewart, A.M., Kneale, G.W. *Late Effects of A-Bomb Radiation: Risk Problems Unrelated to the New Dosimetry.*

Health Phys 1988; 54: 567-9.

□ UNSCEAR (United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation). *Sources and Effects of Ionizing Radiation.* UNSCEAR 1994 Report: New York: United Nations, 1994.

□ US NAS (US National Academy of Sciences). *Health Effects on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation.* BEIR V Report: Washington DC: US National Academy of Sciences, 1990.

□ US NAS (US National Academy of Sciences). *The Effects on Populations of Exposure to Low Levels of Ionizing Radiation: 1980.* BEIR III Report: Washington DC: US National Academy of Sciences, 1980.

□ Wilkinson, G.S., Tietjen, G.L., Wiggs, L.D. *et al. Mortality among plutonium and other radiation workers at a plutonium weapons facility.* Am J Epidemiol 1987; 125: 231-50.

□ Wing, S., Shy, C.M., Wood, J.L., Wolf, S., Cragle, D.L., Frome, E.L. *Mortality among workers of Oak Ridge National Laboratories -evidence of radiation effects in follow-up through 1984.* J Am Med Assoc 1991; 265: 1397-402.

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	38	● Protección radiológica y medio ambiente	45
● Información general	41	● Tecnología	45
● Centrales nucleares.....	42	● Cursos y seminarios	45
● Ciclo del combustible y gestión de residuos...	44	● Publicaciones.....	46

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

El CSN informa al Ministerio de Industria sobre los defectos encontrados en el combustible de Cofrentes

A finales del pasado mes de octubre, el CSN envió al Ministerio de Industria y Energía un informe sobre las actuaciones del organismo relacionadas con los defectos encontrados en el combustible fabricado por Enusa para la central nuclear de Cofrentes. Tales defectos fueron detectados en la central el pasado mes de junio en la inspección del combustible suministrado para la recarga número 10. El combustible se devolvió a la fábrica de Juzbado, donde se puso en marcha una investigación para conocer el origen de los defectos, llegando a la conclusión de que fueron consecuencia de una acción deliberada.

El informe del CSN, que recoge un resumen de los hechos y de las actuaciones llevadas a cabo por el Consejo en aquellos aspectos en los que el organismo tiene competencias, incluía las siguientes conclusiones:

- Desde el punto de vista de la seguridad nuclear y de la protección radiológica, las actuaciones de Enusa y de la central de Cofrentes pueden considerarse correctas.
- Los defectos no se produjeron durante el proceso de fabricación del combustible y el proceso de garantía de calidad que el CSN controla fue aplicado correctamente.
- Los defectos no han supuesto un riesgo para la seguridad nuclear ni han tenido consecuencias de tipo radiológico.

Comparecencias del CSN en la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados

Diversos representantes del CSN comparecieron durante el pasado mes de noviembre ante la ponencia especial para el estudio de los informes semestrales del CSN correspondientes a 1996, creada en la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados. El secretario general del CSN, Luis del Val, el subdirector de Centrales Nucleares, Ignacio Lequerica, el subdirector de Instalaciones Radiactivas, Víctor Senderos, y los inspectores residentes de Vandellós I y José Cabrera, Antonio García y Luis Gascó, informaron sobre la situación de las instalaciones y las actuaciones del organismo durante 1996.

Representantes de municipios suecos próximos a centrales nucleares visitan el CSN

El pasado 29 de octubre una delegación sueca compuesta por responsables municipales de localidades próximas a centrales nucleares y responsables de planes de emergencia nuclear visitó la sede del CSN. La delegación, compuesta por 44 personas, fue recibida por el presidente del organismo y visitó las instalaciones de la sala de emergencias (Salem), donde recibió explicaciones sobre las actuaciones del CSN en caso de emergencia. Los visitantes calificaron de excelentes las instalaciones y procedimientos del Salem.

Conferencias en el CSN



Greta J. Dicus y Juan Pérez Mercader, conferenciante en el CSN.

El 17 de octubre, el doctor Juan Pérez Mercader, director del Laboratorio de Astrofísica Espacial y Física Fundamental, centro mixto INTA-CSIC radicado en Madrid, pronunció una conferencia titulada *Un puente entre el big bang y la biología*. Durante su charla, el profesor Pérez Mercader puso de relieve los paralelismos de diversa índole que se pueden observar en el origen y la evolución de las especies vivas en nuestro planeta y el Universo. Esta hipótesis de trabajo, una de las más novedosas en el campo de lo que se ha dado en llamar *bioastronomía*, está aún en una fase primitiva de investigación, pero tanto sus presupuestos como sus conclusiones resultan originales y llamativos, aunque queda mucho camino científico por recorrer.

Greta J. Dicus, consejera de la NRC, quien visitó España con motivo de la celebración de la conferencia internacional del OIEA/OMS en Sevilla sobre bajas dosis de radiación, pronunció el 24 de noviembre una conferencia en el CSN sobre el estado en su país de los temas relacionados con la protección radiológica. Dicha conferencia abordó los éxitos y dificultades en la coordinación con la Agencia de Protección Ambiental (EPA), como agencias responsables del desarrollo y aplicación de normativa en este tema. La consejera Dicus, quien ha ocupado puestos relacionados con temas de gestión de residuos y protección radiológica con anterioridad a su nombramiento en la NRC, valoró muy positivamente la conferencia de Sevilla y consideró que sus conclusiones constituirán un hito en este campo.



Arriba, Y. Kostenko y J.M. Kindelán firman el acuerdo de colaboración entre los organismos reguladores de Ucrania y España. Debajo, L. Holm y J.M. Kindelán ratifican el acuerdo de cooperación entre Suecia y España.

Aprobados los criterios técnicos para la realización de estudios epidemiológicos

Tras varios meses de reuniones e intercambio de opiniones, el Instituto de Salud Carlos III y el Consejo de Seguridad Nuclear acordaron los criterios técnicos para el desarrollo de estudios epidemiológicos de poblaciones del entorno de las centrales nucleares. Con la intención de impulsar la realización de esta clase de estudios, el CSN firmó un acuerdo marco de colaboración con el Ministerio de Sanidad y Consumo el pasado 8 de abril. En el marco de este convenio, el CSN trasladó al Instituto de Salud Carlos III su interés en participar en el estudio de mortalidad por cáncer en las poblaciones cercanas a las instalaciones nucleares que dicho instituto está realizando. Además, el CSN planteó la posibilidad de ampliarlo con estudios de morbilidad (incidencia) de determinadas patologías que los habitantes de algunas poblaciones han relacionado con la cercanía a centrales nucleares, como malformaciones congénitas, abortos y algunos tipos muy específicos de cáncer.

Los expertos del Carlos III han considerado que antes de iniciar estudios de morbilidad es necesario tener evidencias positivas, desde el punto de vista epidemiológico, de que existe un exceso de riesgo, por lo que consideran oportuno esperar a los resultados del estudio actualmente en marcha, que podrían estar disponibles el próximo año. Por otra parte, el Carlos III ha aceptado la sugerencia del CSN de incluir la mortalidad por malformaciones congénitas en su estudio.

Dado que el Instituto de Salud Carlos III es el organismo competente en materia de epidemiología y que es el designado por el Ministerio de Sanidad para el desarrollo de trabajos sobre poblaciones cercanas a centrales nucleares, el CSN acepta los criterios establecidos y se mantiene a la expectativa de los resultados, aportando los datos y la información que se requiera.

Nuevos acuerdos bilaterales

El CSN ha firmado dos nuevos acuerdos con organismos reguladores extranjeros de responsabilidades similares. Con ocasión de la 41 Conferencia General del OIEA, que tuvo lugar la primera semana de octubre en Viena, se firmó

el acuerdo bilateral con el Ministerio de Medio Ambiente y Seguridad Nuclear de Ucrania. El 1 de octubre, en la embajada de España, el ministro ucraniano, Yuri Kostenko, y el presidente del CSN, Juan Manuel Kindelán, formalizaron unas relaciones que vienen existiendo desde hace varios años. El CSN ha colaborado muy activamente en los programas de asistencia de la Unión Europea en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Este acuerdo facilitará una colaboración más específica en temas como respuesta ante emergencias y financiación de las actividades reguladoras, en los que el CSN es considerado como el modelo más idóneo para la situación ucraniana.

Por otra parte, con ocasión de la conferencia internacional de Sevilla sobre bajas dosis de radiación, el presidente del CSN y el director del Instituto de la Radioprotección de Suecia (SSI), firmaron un acuerdo de cooperación en temas de interés mutuo. Lars E. Holm y J. Manuel Kindelán mencionaron que la cooperación en temas de gestión de residuos y protección radiológica en países de características similares, supone un beneficio claro para ambas partes, citando como ejemplo las actividades de formación.

Guías de seguridad del CSN

Una de las actividades que el *Plan de Orientación Estratégica* del CSN prevé reforzar es la elaboración de guías de la Colección de Seguridad del CSN. Durante 1997 este programa se ha venido desarrollando a buen ritmo, de forma

PRINCIPALES ACUERDOS DEL PLENO DEL CSN

Los acuerdos específicos de cada central nuclear se resumen en el apartado de centrales nucleares (página 42).

Vigilancia radiológica ambiental

El Pleno del CSN considera que es preciso aclarar las competencias del Consejo de Seguridad Nuclear en la vigilancia radiológica ambiental fuera del entorno de las instalaciones nucleares y radiactivas. El CSN viene realizando ciertas actividades en este campo, pero no responden a ninguna función explícitamente asignada en las normas legales, por lo que es conveniente asignar con claridad el ejercicio de dicha actividad al CSN o a los órganos competentes de la Administración. La atribución de estas responsabilidades al CSN exigiría una norma legal que resolviera el régimen económico en el que deben desarrollarse.

Retrasos en expedientes administrativos de instalaciones radiactivas

El Pleno del CSN ha mostrado su preocupación por los retrasos que se vienen acusando en diversas co-

munidades autónomas que tienen transferidas funciones del Ministerio de Industria y Energía en materia de industria en la tramitación de los expedientes administrativos de instalaciones radiactivas, tanto para la concesión de autorizaciones como en la resolución de expedientes sancionadores. Se iniciarán contactos con las citadas comunidades para intentar resolver el problema.

La página web del CSN incorporará información práctica para el licenciamiento de instalaciones radiactivas

Con el objetivo de facilitar a los titulares de las instalaciones radiactivas el cumplimiento de las normas reglamentarias y requisitos impuestos en los condicionados de las autorizaciones, el CSN está elaborando unos procedimientos y formularios que contribuirán a que dicho cumplimiento se realice de forma sencilla, cómoda y sistematizada. Se utilizará la página web como medio de difusión de estos modelos, proporcionando así una fuente fácilmente accesible de información práctica para el licenciamiento de estas instalaciones.

La experiencia se iniciará con los modelos relativos a la presentación de los informes anuales de instalaciones radiactivas de segunda y tercera categoría y de rayos X.

Informe del CSN del primer semestre de 1997

El Pleno ha aprobado el contenido del informe de las actividades del organismo correspondiente al primer semestre de 1997, que ha sido enviado al Congreso de los Diputados y al Senado durante el mes de diciembre.

Proyecto de nuevo reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas

El Pleno del CSN, en su reunión del 3 de noviembre de 1997, acordó la remisión al Ministerio de Industria y Energía del proyecto de Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas que habrá de sustituir al actual, aprobado en 1972.

La revisión se hace necesaria para adaptar el texto a las normas legales aprobadas con posterioridad y para recoger la experiencia que, en el campo de las autorizaciones y de la inspección y control, se ha ido acumulando en los años transcurri-

que está prevista la inmediata finalización de las siguientes guías:

- G.S. 1.11. Modificaciones de diseño en centrales nucleares.
- G.S. 5.9. Documentación técnica para solicitar la inscripción en el Registro de Empresas de Venta y Asistencia.
- G.S. 5.12. Homologación de cursos de adiestramiento para las personas que dirijan u operen instalaciones de rayos X.
- G.S. 10.9. Garantía de calidad de las aplicaciones informáticas relacionadas con la seguridad de las instalaciones nucleares.
- G.S. 7.4. (Revisión). Bases para la vigilancia médica de los trabajadores expuestos a las radiaciones ionizantes.
- G.S. 5.13. Homologación de cursos de adiestramiento de supervisores y operadores de instalaciones radiactivas.

Las guías, que han sido remitidas para comentarios a organizaciones relacionadas, está previsto que sean aprobadas por el Pleno del CSN en el primer trimestre de 1998.

Relaciones con la autoridad de seguridad nuclear china

El CSN y la NNSA, autoridad responsable de la seguridad nuclear en la República Popular China, renovaron su acuerdo bilateral de cooperación el pasado mes de octubre. El acuerdo, vigente desde 1991, favorece el intercambio de información y las actividades de cooperación entre ambos organismos. En aplicación de este acuerdo, una delegación china de alto nivel presidida por C. Zhang, director general adjunto de la NNSA, permaneció en España durante 9 días (12-21 octubre), para familiarizarse con la situación actual del programa nuclear español y las actividades del CSN. En

dos desde la entrada en vigor del texto vigente.

En el caso de las instalaciones nucleares, las principales modificaciones se refieren a la adecuación de la documentación requerida en la solicitud de autorizaciones a los actuales requisitos de seguridad, a la sustitución de las prórrogas de los permisos de explotación provisional y definitiva por autorizaciones sometidas a plazo y a la regulación de las autorizaciones de desmantelamiento y declaración de clausura. En las instalaciones radiactivas el reglamento actualiza las actividades de radionucleidos exentos de control y las actividades que determinan la clasificación de las instalaciones.

Visto bueno a los criterios de calidad en radioterapia

El CSN ha remitido al Ministerio de Sanidad y Consumo un escrito comunicando la conformidad del organismo al texto propuesto para el proyecto de Real Decreto sobre Criterios de Calidad en Radioterapia.

Renovación de las autorizaciones sobre protección física de materiales nucleares

El Pleno del CSN, en su reunión del día 24 de noviembre de 1997, informó favorablemente, en cumplimiento de lo previsto en el Real Decreto

158/1995, de 3 de febrero, la prórroga de las autorizaciones de posesión, manipulación y almacenamiento de materiales nucleares para todas las centrales nucleares. En su reunión del 9 de diciembre el Pleno aprobó la prórroga para las instalaciones de Enresa y el Ciemat. Las autorizaciones tienen una vigencia de dos años.

Planes de emergencia interiores

El CSN ha acordado la creación de un grupo de trabajo mixto CSN/Unesa para el estudio de la dotación mínima de que deben disponer los titulares de las centrales nucleares para el adecuado cumplimiento de las previsiones del Plan de Emergencia Interior.

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas industriales, médicas y de investigación

A lo largo de las reuniones celebradas entre el 12 de septiembre y el 25 de noviembre de este año, el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear ha adoptado las siguientes resoluciones relativas a las instala-



Aplicación de técnicas de medicina nuclear.

ciones radiactivas situadas en industrias, centros médicos y centros de investigación: 43 licencias de nuevas instalaciones y modificaciones de algunas ya vigentes; 7 clausuras de instalaciones y retirada de material radiactivo; una inscripción en el Registro de Empresas de Venta y Asistencia Técnica de Equipos de Rayos X; 240 licencias de operador, tanto nuevas como renovaciones, y 124 licencias de supervisor, también entre nuevas y renovaciones; 203 acreditaciones para operar y para dirigir equipos de rayos X; autorizaciones de un servicio médico, de una unidad técnica de protección radiológica y de un servicio de protección, dos homologaciones de equipos radiactivos y una licencia de jefe de servicio de protección radiológica.

el programa se incluyeron, además de las reuniones con el CSN, visitas a Sepi, Ciemat, Enresa, Ensa, Enusa, Tecnatom y Vandellós II, así como diversas reuniones con el Foro de la Industria Nuclear e ingenierías españolas.



J.M. Kindelán y Q. Huang, director general del NNSA, se saludan tras la firma del acuerdo de colaboración hispano-chino.

► INFORMACIÓN GENERAL

Reunión anual de la Sociedad Nuclear Española

La Sociedad Nuclear Española celebró en La Coruña su XXIII reunión anual durante los días comprendidos entre el 5 y el 7 de noviembre. La conferencia inaugural fue pronunciada por Manuel Fraga Iribarne, presidente de la Xunta de Galicia. Gregorio Varela, catedrático emérito de Nutrición y Bromatología, dictó la lección magistral inaugural con el título *Hacia un mundo sin hambre*.

Las sesiones plenarias fueron presididas por Antonio Colino (*Residuos radiactivos, presente y futuro*), Manuel Acero (*Reactores avanzados*) y Elías Velasco (*Energía nuclear y desarrollo sostenible*). En las mesas participaron



M. Fraga visita la exposición de la Sociedad Nuclear Española.

personalidades internacionales como Lake Barrett (DOE, EEUU), M. Allegre (Andra), Moris Rosen (OIEA), Neville Chamberlain (BNFL) y Philippe Savelli (NEA), entre otros. El CSN estuvo representado por varias ponencias técnicas y por la participación de los consejeros Rafael Caro y Aníbal Martín en la mesa redonda sobre reactores avanzados y en la presidencia de la clausura, respectivamente.

III Semana de la Calidad

Entre los días 10 y 16 de noviembre se celebró la III Semana de la Calidad, organizada por la Asociación Española para la Calidad (AEC), el Club de Gestión de Calidad y el Ministerio de Industria y Energía, actuando el Consejo de Seguridad Nuclear como entidad patrocinadora.

Aníbal Martín, vicepresidente del CSN, intervino en la sesión de clausura y señaló que la gestión de calidad y la seguridad de las instalaciones son inseparables, de manera que no es posible una explotación segura sin una gestión comprometida con la calidad. Se refirió, asimismo, al carácter pionero de la regulación nuclear, ya en los primeros años de los setenta, con el establecimiento en España de criterios básicos de calidad aplicados a la construcción de centrales nucleares, que fueron una pauta para la industria y que generaron un cambio de cultura que transformó los procesos de fabricación y la capacidad de las empresas de servicios del sector nuclear.

Reunión sobre apoyo computacional

El pasado 13 de noviembre tuvo lugar en el Ciemat la segunda reunión del grupo FIRE (física de reactores), presidida por el consejero del CSN Rafael Caro y con el apoyo del Instituto de Estudios de la Energía. Las ponencias presentadas, todas ellas dentro del entorno computacional, cubrían los siguientes temas: paralelización, daño a materiales por irradiación, transmutación neutrónica y criticidad. Se decidió realizar una publicación de resúmenes con carácter anual o semestral.

Conferencia para el proyecto del sarcófago de Chernóbil

El G-7 y el Gobierno de Ucrania discutieron y aprobaron, el pasado mes de junio, el llamado Plan de Mejora del Sar-

cófago (SIP) de Chernóbil, cuyo objetivo es transformar el sarcófago en una estructura estable que proteja adecuadamente al público y al medio ambiente. El coste del proyecto se ha estimado en unos 750 millones de dólares y se espera que los trabajos se desarrollen entre finales de 1997 y el año 2005. El Gobierno de Ucrania destinará unos 150 millones de dólares y el G-7 y la Unión Europea contribuirán con otros 300 millones de dólares.

Para recaudar los 300 millones restantes tuvo lugar el pasado 20 de noviembre en Nueva York, una reunión con el fin de ampliar las contribuciones a este proyecto. A la reunión, presidida por el ministro de Energía de EEUU y el ministro de Medio Ambiente de Ucrania, asistieron 48 países, que se han comprometido a donar otros 40 millones de dólares adicionales. España, que estuvo representada por el Ministerio de Asuntos Exteriores, con el apoyo técnico del CSN, se ha comprometido a donar 3 millones de dólares, además de su contribución a través de la UE.



Vista de la central nuclear de Chernóbil con el sarcófago.

CENTRALES NUCLEARES

Se recoge la información relativa a las centrales nucleares españolas desde la edición del número anterior de la revista hasta la fecha de cierre de este número.

José Cabrera

La central operó a plena potencia sin incidencias destacables. El CSN aprobó una revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, en la que fundamentalmente se incorporan cambios para la adaptación del documento a una edición más actual del estándar para el mismo elaborado en EEUU (NUREG 452 rev. 5 draft 0). Durante el periodo reseñado el CSN realizó dos inspecciones a la central.

Santa María de Garoña

La central operó a plena potencia sin incidencias destacables. El CSN aprobó una revisión del Estudio Final de Seguridad, en la que se incorpora al documento la actualización del análisis de algunos de los accidentes considerados en el mismo. Durante el periodo reseñado el CSN realizó tres inspecciones a la central.

Almaraz

La unidad I inició la parada para recarga el 1 de noviembre. Entre las actividades realizadas durante esta parada destacan la sustitución de pequeños elementos de sujeción (*split pins*) de los internos superiores de la vasija a presión del reactor y las modificaciones realizadas en la turbina para aumentar su rendimiento. En relación con los sucesos de inserción incompleta de barras de control, ocurridos en el pasado, se han introducido modificaciones en los elementos de combustible y se ha limitado el quemado previsto de los mismos para eliminar la deformación de los elementos que daba lugar al frenado de las barras de control. Durante la recarga, al extraer los elementos de combustible del reactor, se encontraron dos de ellos con pequeños fragmentos de rejilla rotos. Las causas de este fenómeno están siendo investigadas por el titular.

La unidad II realizó el día 26 de octubre una parada programada para reparar defectos en una tubería de pequeño diámetro de drenaje de la turbina.

Entre los días 5 y 6 de noviembre, debido a las intensas lluvias caídas en la región, se produjo la subida del nivel en el embalse de Arrocampo que refrigera la central, alcanzando el nivel establecido en el Plan de Emergencia Interior de la central para la declaración de situación de *pre-alerta de emergencia*. Esta situación, para ambas unidades de la central, fue declarada por el titular a las 5:45 horas del día 6, permaneciendo en ella por espacio de aproximadamente 8 horas hasta que, debido a la disminución de la intensidad de las lluvias, el nivel del embalse descendió por debajo del nivel indicado, no existiendo previsiones de nuevas subidas.

Por otra parte, el CSN ha propuesto la apertura de un expediente sancionador por incumplimiento del Reglamento de Funcionamiento, debido a que no se anotaron en el Diario de Operaciones de la sala de control las maniobras realizadas para dejar fuera de servicio una de las motobombas del sistema de agua de alimentación auxiliar de la unidad I de la central, con el objetivo de facilitar la realización de operaciones de mantenimiento en el sistema de agua de alimentación principal.

Durante el periodo reseñado el CSN realizó diez inspecciones a la central.

Ascó

La central operó a plena potencia sin incidencias destacables. Durante el periodo reseñado el CSN realizó diez inspecciones a la central.

Trillo

La central realizó entre los días 12 de octubre y 9 de noviembre la parada para recarga. Entre las actividades más significativas realizadas durante la parada destaca la realización de modificaciones para el cierre de temas derivados del Programa de Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS) que se viene realizando desde 1995 y la inspección de una bomba de refrigeración del reactor.



Central nuclear de Trillo.

El CSN ha aprobado una propuesta de revisión de las Especificaciones de Funcionamiento de la central asociada al nuevo ciclo de operación.

El día 13 de noviembre se produjo la parada automática de la turbina sin parada automática del reactor, debido a la actuación de la protección contra falta a tierra del alternador eléctrico. Una vez subsanada la anomalía, la central volvió a acoplarse a la red, continuando su operación.

La Dirección General de la Energía, con el informe favorable del CSN, ha concedido a la central una nueva prórroga del Permiso de Explotación Provisional por un periodo de dos años. El plazo de vigencia de la prórroga es inferior al de otras centrales españolas por encontrarse Trillo realizando el mencionado Programa de Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas. Una vez finalizado este programa, se procederá a la actualización del Estudio Final de Seguridad, incorporándose los hallazgos y modificaciones derivados del mismo.

El CSN realizó nueve inspecciones a la central.

Cofrentes

La central realizó la parada para recarga entre los días 21 de septiembre y 27 de octubre. Entre las actividades realizadas durante la misma destacan la realización de modificaciones en el Sistema de Inyección de Seguridad de Baja Presión (LPCI) y la preparación de los sistemas para el aumento de la potencia.

Durante la recarga se procedió al examen de las soldaduras horizontales y verticales del barrilete mediante técnicas de inspección visuales y ultrasonidos, encontrándose defectos en la soldadura horizontal H4 situada en el centro del barrilete. Los defectos se situaban en ambas caras de la soldadura, distribuidos en los 360° de la soldadura, siendo la suma de sus longitudes de 6.430 milímetros (18% de la longitud total de la circunferencia del barrilete), con una profundidad máxima de 17,4 milímetros (35% del espesor de la pared del componente). El titular de la central, asesorado por General Electric, realizó un análisis estructural del barrilete, encontrando que existen factores de seguridad superiores a los requeridos por la normativa técnica aplicable para la operación de la central durante el siguiente ciclo

(18 meses). En la próxima parada para recarga el titular realizará una nueva inspección del barrilete, debiendo tener prevista la reparación estructural del mismo en caso de que los resultados así lo aconsejen.

El CSN ha aprobado el aumento de la potencia de la central hasta el valor de 3.015 megawattios térmicos (104,2% de la potencia nominal). Una vez apreciados favorablemente por el CSN los resultados de las pruebas previas, la central procederá a aumentar la potencia de forma escalonada desde el 102% de la potencia nominal, previamente autorizado, hasta el nuevo valor del 104,2%.

El CSN realizó ocho inspecciones a la central.

Vandellós II

La central operó a plena potencia sin incidencias destacables. El CSN realizó 14 inspecciones a la central.

Vandellós I

A principios del mes de diciembre finalizaron las operaciones de extracción y acondicionamiento de los residuos radiactivos almacenados en los silos de grafito. El CSN, tras el análisis de la situación final de los sistemas de la central, de las operaciones de retirada de residuos de operación y del cumplimiento de las condiciones anexas a la orden ministerial por la que quedó sin efecto el Permiso de Explotación de la central y la resolución de autorización para la retirada del emplazamiento del combustible irradiado, ha informado favorablemente el cambio de la titularidad de la central desde Hifrensa a Enresa para el inicio por esta empresa de las actividades previstas en el Plan de Desmantelamiento.

En el mes de marzo de 1997 se produjo la contaminación interna de un trabajador en la nave de piscinas de la central, debido a que el trabajador no tomó las precauciones respiratorias previstas durante las operaciones de revisión de una sonda de medida de radiación. El informe final de los exámenes dosimétricos realizados al trabajador, emitido a finales de septiembre, indica que se ha sobrepasado el límite anual de dosis al órgano en un 15% (la dosis integrada en la superficie ósea recibida por el trabajador fue de 576 mSv, frente al límite anual de 500 mSv). En base a estos resultados, el suceso ha sido clasificado de nivel 1 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

El CSN realizó dos inspecciones a la central.

► CICLO DEL COMBUSTIBLE Y GESTIÓN DE RESIDUOS

Curso internacional sobre metodologías de evaluación de la seguridad de instalaciones de residuos

Durante las dos últimas semanas de octubre y la primera de noviembre se celebró en el Instituto de Estudios de la Energía del Ciemat el *Curso interregional sobre metodologías de evaluación de la seguridad de instalaciones superficiales de evacuación de residuos radiactivos*, organizado y financiado conjuntamente por el OIEA, el CSN, el Ciemat y



Centro de L'Aube en Francia, instalación de almacenamiento en superficie de residuos de baja y media actividad.

Enresa, con la colaboración de Initec para las sesiones prácticas.

Participaron alumnos de 26 países de Europa del Este, Hispanoamérica, África, Oriente Medio y del Este y Sudeste asiáticos. El objetivo era proporcionar formación y entrenamiento en el uso de metodologías de evaluación de la seguridad en instalaciones superficiales de evacuación de residuos radiactivos de baja y media actividad a personas con formación científica o técnica de grado universitario, y que tuvieran responsabilidad sobre la seguridad de estas instalaciones en sus países.

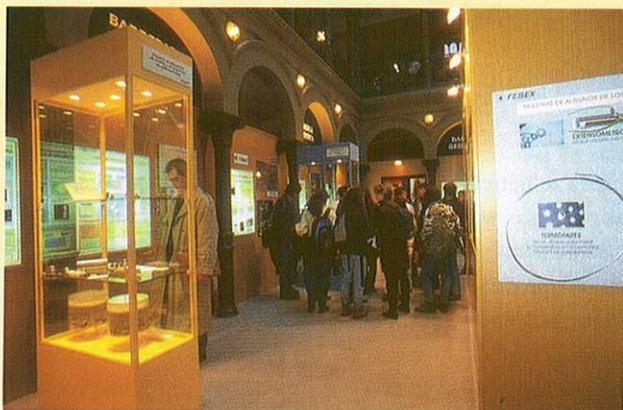
El programa incluía lecciones teóricas y sesiones prácticas en las que se utilizaron las herramientas de análisis más actuales y se estudiaron escenarios de emisión radiactiva, vías de exposición, modelos de transferencia, consecuencias radiológicas de la evacuación y sensibilidad e incertidumbre del análisis.

I+D y tecnologías de gestión de residuos radiactivos

Durante los días comprendidos entre el 24 y el 29 de noviembre se celebraron las terceras jornadas de I+D y tecnologías de gestión de residuos radiactivos, organizadas por Enresa. En las jornadas se presentaron, en sesiones científicas y mediante la exposición audiovisual Terra-97, las bases científicas y tecnológicas que soportan la gestión de los residuos radiactivos, los avances y desarrollos conseguidos y las prioridades para lograr en el futuro soluciones plenamente seguras.

Las sesiones técnicas, que fueron seguidas diariamente por una media de 300 personas, recogieron un total de 46 ponencias sobre temas tan diversos como residuos de baja y media actividad, campo próximo –combustibles, cápsulas y barreras de arcilla–, geosfera, biosfera, protección radiológica, desmantelamiento y clausura de instalaciones radiactivas y nucleares, y evaluación de comportamiento.

El presidente del CSN intervino en el acto de clausura, destacando la importancia de las actividades de investigación y desarrollo y del progreso tecnológico para la búsqueda de un lugar para el almacenamiento geológico pro-



Exposición Terra-97, organizada con motivo de las terceras jornadas de I+D de Enresa.

fundo en condiciones seguras, y de la participación social en las decisiones relacionadas con los residuos radiactivos. Hizo notar, asimismo, la preocupación del CSN sobre la necesidad de contar con un emplazamiento donde llevar el combustible gastado, como requisito a la hora de plantear el cierre de las centrales nucleares.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIO AMBIENTE

Criterios radiológicos en la finalización de licencias

Con motivo de la necesidad de establecer y regular los condicionados a que queda sujeto un explotador como consecuencia de la formalización de la licencia para la actividad a que esté autorizado, han sido publicados en el Registro Federal de EEUU (FR Vol. 62, de 18 y 21 de julio de 1997) los asuntos relacionados con el impacto radiológico debido al cierre definitivo de la instalación y las etapas de desmantelamiento, incluyendo en dicha publicación la minería del uranio.

Alta de pacientes tratados con radiofármacos o implantes radiactivos

A consecuencia del estudio llevado a cabo por el organismo regulador de Estados Unidos sobre el tiempo de permanencia en el hospital de los pacientes con implantes radiactivos o tratados con radiofármacos, se ha llegado a la conclusión, después del análisis de diversos parámetros, como el coste, la permanencia y la dosis, de que dichas personas pueden abandonar el hospital cuando parezca probable que la dosis efectiva a terceras personas no exceda de 5 mSv. También se ha concluido que a dichos pacientes se les debe entregar por escrito las recomendaciones para que se minimice dicha dosis, incluyendo entre los pacientes a las mujeres lactantes, ya que debe incluirse al bebé como nuevo elemento a considerar. Dicho estudio y sus conclusiones sustituyen al documento 10CFR 35, 75 de la NRC.

TECNOLOGÍA

Reunión de la NRC sobre investigación en seguridad de reactores

Del 20 al 22 de octubre pasado se celebró en Bethesda, Maryland (EEUU) la vigesimoquinta reunión de la NRC, en la que se presentaron los resultados de los programas de investigación financiados por este organismo, junto con algún otro proyecto procedente de la industria. El CSN, atento a la actualización permanente de su plan de investigación, participó activamente en la reunión, que contó con las intervenciones del consejero del CSN, Agustín Alonso, y del subdirector general de Tecnología Nuclear, José Ignacio Villadóniga. A lo largo de las doce sesiones celebradas se trataron temas de investigación relacionados con la vasija del reactor, la degradación de los materiales de los componentes de los reactores de agua ligera, las mejoras y aplicaciones de los códigos de accidentes severos, la fiabilidad humana, el combustible de alto quemado, la termohidráulica y el desarrollo de códigos, la instrumentación y control digitales, y el comportamiento estructural, entre otros.

Investigación de la Unión Europea sobre accidentes severos

Durante los días 17 a 19 de noviembre se celebró en Luxemburgo la reunión Fisa-97, organizada por la Comisión Europea con el objetivo de discutir los frutos de la investigación subvencionada por la UE sobre accidentes severos.

La reunión consideró los avances realizados en el IV Programa Marco de Investigación en temas como la degradación y refrigerabilidad del núcleo en el interior de la vasija, cargas sobre la contención y su comportamiento, envejecimiento de componentes estructurales, gestión de accidentes severos y sistemas de seguridad avanzados, entre otros.

La representación española incluyó diez especialistas de distintas instituciones. El consejero del CSN Agustín Alonso participó en la sesión introductoria, exponiendo las repercusiones actuales de los accidentes ocurridos en TMI-2 y Chernóbil-4, con especial énfasis en los modernos estudios probabilistas del riesgo.

CURSOS Y SEMINARIOS

Curso superior de protección radiológica

El Instituto de Estudios de la Energía del Ciemat ha organizado un curso superior de protección radiológica que se celebrará en sus instalaciones entre el 26 de enero y el 24 de abril de 1998. Dirigido a titulados superiores y especialistas técnicos de la protección radiológica con un nivel de conocimientos equivalente al de supervisor de instalaciones radiactivas, el curso consta de 300 horas lectivas y finalizará con dos apartados de especialidad dedicados a instalaciones nucleares e instalaciones radiactivas. El objetivo del curso es formar técnicos en protección radiológica para las unidades técnicas de protección contra las radiaciones.



Conferencia internacional sobre bajas dosis de radiación

La conferencia internacional organizada por el OIEA y la OMS sobre los efectos en la salud de las bajas dosis tuvo lugar en Sevilla del 17 al 21 de noviembre. La conferencia constituyó un éxito en cuanto a la participación y la calidad técnica de los trabajos presentados. El interés del tema ha conseguido reunir a más de 500 expertos que representaban a 65 países y cinco organizaciones internacionales. Durante la conferencia se expusieron más de 120 carteles y reconocidos especialistas mundiales presentaron sus puntos de vista y los últimos trabajos de investigación.

La conferencia se desarrolló agrupando los temas a presentar a la audiencia en tres fases sucesivas: las cuestiones más básicas y fundamentales, es decir, los resultados de las investigaciones a nivel intracelular; los estudios epidemiológicos, que proporcionan una información integrada de estos efectos, y las teorías sobre las estimaciones de riesgos asociados con estas exposiciones; y, finalmente, la problemática práctica de establecer un sistema de regulación para aquellas actividades en que intervienen las radiaciones ionizantes.

El establecimiento de un modelo de iniciación y desarrollo de un pro-

ceso cancerígeno resume la temática a la que se dedicaron las primeras sesiones, en las que se identificaron los principales problemas a los que debe dirigirse la investigación: qué genes son los supresores de tumores; cuáles son los genes que, si mutan, conducen a la inestabilidad del genoma; y cuál es la información básica para deducir la forma de la relación dosis-efectos, tanto en lo que se refiere a leucemias como a cánceres sólidos. La incorporación a este modelo de los fenómenos de respuesta adaptativa de la célula hace más complicada su formulación.

Al considerar los posibles efectos hereditarios se concluyó que los riesgos genéticos de la radiación parecen estar sobreestimados, aunque esto no significa que tales riesgos estén ausentes. La investigación debe dirigirse a identificar cuáles son los genes más propicios para inducir mutaciones que causen disfunciones hereditarias y buscar medios para distinguir las mutaciones radioinducidas de aquellas que se denominan actualmente espontáneas.

Los estudios epidemiológicos, la base actualmente más importante para estimar valores de los riesgos radiológicos, concluyen en la necesi-

dad de que sus resultados sean complementados por los principios de la radiobiología. Estos estudios sólo permiten garantizar que el riesgo radiológico no será superior a un cierto valor. El deseo de ir a *modelos mecanicistas* indica, de nuevo, la necesidad de mayores investigaciones, dado que los disponibles actualmente no permiten añadir ninguna precisión adicional a los factores de riesgo en uso.

En los últimos foros se revisaron sistemáticamente las condiciones establecidas en el sistema de protección radiológica propuesto por la ICRP, aplicado tanto a las *prácticas* (aquellas actividades en las que, en busca de un objetivo beneficioso, se ocasiona una cierta exposición de personas a las radiaciones ionizantes), como a las *intervenciones* (situaciones reales en las que se busca disminuir las exposiciones como beneficio directo; destaca el caso particular de la recuperación de terrenos contaminados).

Se concluye de estas sesiones que la principal característica de este sistema para la gestión reguladora de las *prácticas* es su alto grado de control, que hace posible establecer un amplio rango de condiciones que tienen en cuenta las exposiciones potenciales. Esto permite establecer límites de dosis que respetan el principio de optimización mediante la introducción de

► PUBLICACIONES

Reactores nucleares

José María Martínez-Val y Mireia Piera

La Sección de Publicaciones de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid acaba de publicar esta física de reactores, donde personas de tan alto prestigio como José María Martínez-Val y Mireia Piera han vertido en un libro una parte de sus conocimientos; y nos viene a la memoria la frase de Salustio: "...omnes homines qui se student praestare coetiris animalibus, sumae ope niti decet", porque aparte de otras publicaciones de estos autores, marido y mujer, parece que por el momento, ésta sea su obra cumbre. Y así debe ser porque refleja el cúmulo de más de veinte años dedicados a esta disci-

plina —investigación y docencia— y, por lo tanto, escrupulosamente depurado en los temas que debe incluir, y la profundidad con que debe incluirlos.

La introducción histórica es un acierto; la base nuclear (al estilo de Glasstone y Edlund, pero mejor y más moderna, ajustadísima para la docencia), el planteamiento de la teoría de los campos neutrónicos, el clásico, inevitable y sin concesiones a la galería, comprende el fundamento físico, el transporte de los neutrones —difusión, termalización y moderación— el aunamiento en el entorno del reactor-homogéneo y heterogéneo, y la cinética/dinámica/control. Finalmente, la componente termohidráulica, tantas veces ignorada en este tipo de obras, por fin felizmente aunada con la neutrónica.

Es, en definitiva, una obra que tiene que figurar en cualquier biblioteca de estudiantes y de profesionales de esta disciplina. **R.C.**



Sesión inaugural de la conferencia, presidida por M. Chaves, presidente de la Junta de Andalucía. Le acompañan, entre otras personalidades, H. Blix, director general del OIEA (a su derecha), H. Nakajima, director general de la OMS (a su izquierda) y J. M. Kindelán, presidente del CSN (tercero por la izquierda).

valores de restricciones de dosis. Queda, sin embargo, por desarrollar una aplicación más amplia del concepto de restricción de dosis y el desarrollo de modelos más realistas en las estimaciones de las exposiciones a la radiación, sobre todo en aquellos casos en que estas exposiciones hacen referencia al público en general.

La exposición sobre las denominadas *intervenciones* puso de manifiesto que el papel que juega la protección radiológica está seriamente condicionado por la consideración simultánea de otros tipos de factores,

en muchos casos más importantes y de mayores repercusiones que el riesgo radiológico. Estos factores, en buena medida de origen social o político, hacen difícil la gestión reguladora de estas situaciones y los expertos en protección radiológica sólo pueden ofrecer a los responsables de la toma de decisiones un asesoramiento, que tales responsables deben integrar, de modo que la respuesta global sea la más beneficiosa para la población con un mínimo de perjuicios. La aceptación por parte de la población afectada de la solución

propuesta es, sin duda, uno de los factores más importantes en la decisión final.

Como elemento complementario a los diez foros, se presentaron sendos informes de UNSCEAR y de la OMS, así como las conclusiones de dos seminarios recientes, relacionados con el tema de la conferencia; se expusieron las evidencias científicas en que se basa el sistema promovido por ICRP, y la aplicación de este sistema en el ámbito de la Unión Europea; y, por último, se celebró una mesa redonda, en la que representantes seleccionados de los cinco continentes expusieron su punto de vista sobre las relaciones entre la investigación científica y el control regulador.

La interacción entre las autoridades reguladoras y el mundo científico provocó un animado debate que contribuyó al éxito de la reunión, ya que uno de los objetivos iniciales era identificar las áreas donde se deberían concentrar los recursos disponibles, y las necesidades de los científicos y los reguladores no se habían discutido en un foro común con anterioridad. En este sentido, la conferencia de Sevilla ha constituido un paso importante en el proceso de búsqueda del consenso técnico necesario para optimizar las medidas de protección y la utilización de los recursos disponibles.

CSNI Integral Test Facility Validation Matrix for the Assessment of Thermal Hydraulic Codes for LWR Loca and Transients

NEA/OECD

Este informe del Comité para la Seguridad de las Instalaciones Nucleares de la AEN/OECD detalla la matriz de instalaciones para ensayos integrales que internacionalmente se ha acordado para validar los códigos de ordenador que, con la mejor estimación, tratan los temas termohidráulicos. En primer lugar, se identifican los fenómenos que ocurren durante los accidentes considerados, se especifican los tipos de ensayo y se seleccionan las instalaciones adecuadas. En segundo lugar, se establece una lista de experimentos llevados a cabo en dichas instalaciones.

Aged and Decommissioned Material Collection and Testing for Estructural Integrity Purposes

NEA/OECD

Este informe, también de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE, recoge el contenido de un seminario, patrocinado conjuntamente por CEC DG XI&XII/JRC Petten/AMES y por el Grupo de Trabajo N°3 de NEA/CSNI, en el que se trató sobre la integridad de los componentes del reactor y que se celebró en Mol (Bélgica). Durante la reunión se discutió acerca del posible interés de obtener probetas y analizar el material procedente de plantas que han sido clausuradas y cuya vida de servicio es conocida, para poder determinar la predicción de propiedades en los materiales degradados fundamentalmente por los efectos de la irradiación.

(Page 2)

The OECD'S Rasplav project
 **José Ángel Martínez**

Failure of a nuclear reactor vessel's bottom during a hypothetical, serious accident is a problem which various international research projects are addressing. The OECD's Rasplav project is included amongst them and this article presents a summary of the project's experimental and theoretical development activities, as well as the prospects for Spanish participation.

(Page 9)

Treatment of operating experience in Spanish nuclear power plants
 **Adolfo González de Ubieta,
Manuel Ibáñez, José Félix Agorría**

The knowledge, analysis and application of lessons learned from operating experience is an indispensable tool for the on-going improvement of safety in nuclear power plants. The authors of this article describe the programme of operating experience carried out by Spanish facilities, which takes into consideration the analysis of their own and others' events.

Resúmenes

(Page 16)

OECD-Halden reactor project: man-machine systems area
 **Benito Gil**

The safe and efficient operation of the NPPs relies, among other aspects, on the role played by plant personnel during normal and abnormal conditions. The HRP area on man-machine systems has a well founded and internationally recognised R&D programme in several human factor fields. This article describes the main on-going activities within such area and the Spanish national agreement constituted to participate in the HRP.

(Page 23)

Lifetime extension in Spanish nuclear power plants
 **Vicenç Torres**

Programmes for extending the lifetime and managing the remaining lifetime in nuclear power plants, together with associated equipment aging surveillance, monitoring and assessment activities are attracting an increasing amount of interest. The author of the article discusses the basic aspects of these programmes and the activities undertaken in Spain.

(Page 31)

Improving estimates of the radiation induced cancer risk
 **Elisabeth Cardis
and Marco Martuzzi**

The article discusses the lecture given by the researcher Elisabeth Cardis last June at the CSN on the epidemiological study currently being carried out by the International Research Agency on Cancer. This study, the results of which will be available in the year 2000, seeks to estimate the cancer risk in nuclear industry workers.

Seguridad Nuclear Boletín de suscripción

Institución/Empresa

Nombre

Tel.

Fax

Dirección

CP

Localidad

Provincia

Fecha

Firma

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