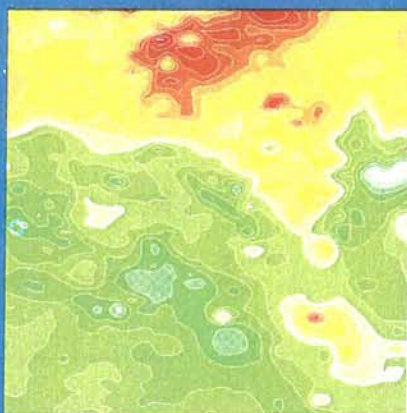


**Revista del CSN / Año I / Número 4
III Trimestre 1997**

Seguridad Nuclear



**La regulación nuclear ante
la desregulación del sector eléctrico**

**La gestión de los residuos
radiactivos en España**

**Resultados y aplicaciones
del proyecto Marna**

Inspección en servicio

**Computación y reactores
nucleares**

Seguridad Nuclear

Revista del CSN

Año 1 / Número 4

III Trimestre 1997

Director

Rafael Caro

Comité de redacción

Agustín Alonso, Alfonso
Arias, José A. Azuara, Aní-
bal Martín, Juan M. Kinde-
lán, Carmen Martínez Ten

Noticias

Directora

Matilde Ropero

Comité

A. Esteban Naudín, G. Ló-
pez Ortiz, Javier Reig, M.
Rodríguez Martí, M. P. Sán-
chez Ojanguren, M. A. Vi-
llar Castejón.

Secretaría de redacción

Fátima Rojas

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

Ibergráficas S.A.

Lope de Rueda 11 y 13

28009 Madrid

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: Proyecto Marna,
fragmento de uno de los
mapas.

Los autores asumen la total
responsabilidad de los traba-
jos que firman. El CSN al pu-
blicarlos no pretende expresar
su acuerdo con ellos.

Editorial

La regulación nuclear en el horizonte de la desregulación del sector eléctrico

 Juan Manuel Kindelán

La gestión de los residuos radiactivos en España

 Antonio Colino

Resultados y aplicaciones del proyecto Marna

 Enrique Suárez Mahou y José Ángel Fernández Amigot

Inspección en servicio: origen, estado y tendencias actuales

 Mariano Cereceda, Juan Bros, José Luis Rembado, Juan Ortega y Gustavo Bollini

Estado de la computación y su aplicación en reactores nucleares

 Luis García de Viedma

Noticias

38 Consejo de Seguridad Nuclear / **42** Información general / **43** Tecnología / **44** Centrales nucleares / **45** Ciclo del combustible y gestión de residuos / **45** Protección radiológica / **46** Cursos y seminarios / **47** Publicaciones

Resúmenes

(viene de la página anterior)

ca, Límites de dosis equivalente del reglamento sanitario contra radiaciones ionizantes, Aspectos operacionales de la protección radiológica, Criterios de seguridad, Clasificación y gestión de los residuos radiactivos, Transporte de materias radiactivas, y Aspectos normativos y reglamentarios.

En ambos volúmenes hay una serie de anexos que cubren los siguientes temas: Estadística aplicada a las medidas nucleares, Unidades, Constantes físicas fundamentales, Elementos químicos, Características de algunos nucleidos, Valores del coeficiente másico de absorción de energía, Valores del coeficiente másico de atenuación, Ley de creación del Consejo de Seguridad Nuclear, Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

Dado que la obra ha sido escrita por varios autores, los editores han tenido que desarrollar una tarea de coordinación para alcanzar un nivel

adecuado de homogeneidad técnica y terminológica, y de equilibrio en la profundidad y extensión de los diversos contenidos. No obstante, algunas reiteraciones, aunque ciertamente escasas, parecen haber resultado inevitables.

Los autores que han participado en este volumen tienen una amplia experiencia, tanto en la docencia como en la práctica profesional. El doctor Francisco Lomeña es médico adjunto del Servicio de Medicina Nuclear del Hospital Clínico y Provincial de Barcelona; el doctor Xavier Ortega es catedrático de universidad en el área de Ingeniería Nuclear en la UPC y director del Instituto de Técnicas Energéticas; la doctora Montserrat Ribas es jefa del servicio de Radiofísica y Radioprotección del hospital de la Sta. Creu y St. Pau de Barcelona; el doctor Pedro Coll es profesor de la UPC e imparte enseñanzas de Protección Radiactiva en la ETS de Ingenieros Industriales de Barcelona; la doctora Mercè Ginjaume es investigadora del Instituto

de Técnicas Energéticas de la UPC y responsable del Laboratorio de dosimetría y calibración del mismo; el doctor Carlos Tapia es profesor titular de la UPC e imparte enseñanzas de ingeniería nuclear, especialmente en temas de seguridad nuclear y residuos radiactivos; y el doctor Josep Baró es el responsable de Protección Radiológica de la Universidad de Barcelona. También han colaborado los siguientes profesores e investigadores de la UPC: los doctores Jaume Jorra, Agusti Poch, Manuel Sevilla, Javier Dies, Juan J. Rosell y la doctora Isabel Vallés.

En resumen, esta es una obra que en gran medida recoge los conocimientos que sobre el tema de las radiaciones ionizantes y sus interacciones con la materia, viva e inerte, existen hoy en el mundo, con mención explícita y detallada de su presencia en España; es ciertamente un libro que tendría que estar en las bibliotecas privadas y públicas de todos quienes están relacionados con esta rama de la tecnología. **Rafael Caro.**

gilancia de dichos vertidos. CRESP fue, fundamentalmente, un programa de investigación científica que pretendía aumentar el conocimiento de los procesos que controlan la transferencia de radionucleidos al ambiente marino, de manera que las evaluaciones se basaran en datos científicos más precisos. En noviembre de 1993, la decimosexta asamblea consultiva de las partes intervinientes en la Convención de Londres de 1972 votó la prohibición total de los vertidos de residuos y de cualquier otro material radiactivo. Considerada esta decisión junto con las conclusiones del análisis de seguridad de 1985 y la opinión de los técnicos de CRESP, el Comité de Dirección de la NEA para la energía nuclear decidió en octubre de 1995 dar por finalizado el programa, por lo que el presente informe refleja la experiencia acumulada por CRESP tras 15 años de existencia.

Nuclear decommissioning. Recycling and reuse of scrap metals

NEA. OECD. 1996.

Los volúmenes materiales que se generan por el desmantelamiento de las centrales nucleares van aumentando con el paso del tiempo. La mayor parte se clasifica como residuos radiactivos de bajo nivel, quedando directamente almacenados en instalaciones reguladas. Por otro lado, al incre-

mentarse la cantidad de residuos radiactivos se acentúan los problemas cuando la opinión pública muestra su oposición a la concesión de nuevas licencias para su almacenamiento.

El hormigón, el acero y otros materiales que componen una gran parte de los residuos generados por las actividades de desmantelamiento, junto con su valor intrínseco y la necesidad de reducir volúmenes, hacen necesario acometer la posibilidad de su recuperación mediante una descontaminación adecuada. Un grupo específico de expertos en reciclaje y reutilización, que se enmarca en el programa de cooperación sobre desmantelamiento de la NEA, examina en la presente publicación todas las dificultades y carencias de tipo científico-técnico existentes, así como otras de índole reguladora que manifiestan una ausencia de normas internacionales, en un proceso que se demuestra rentable.

Fe de erratas. Por un error de mecanografía, en el artículo *La percepción del riesgo radiológico en España*, publicado en el número 3 de la revista, se omitió a Enresa entre los cofinanciadores del proyecto Riskpercom.

Asimismo, por error mecanográfico se omitió entre los asistentes a la reunión de la Comisión Técnica entre España y Portugal a Eduardo de Carlos, coordinador de dicha reunión.

versos seminarios, dedicados a evaluación y comunicación de las consecuencias de sucesos, la escala INES y los procedimientos de comunicación, y la prevención de accidentes.

Curso básico sobre APS y sus aplicaciones

Entre los días 2 y 6 de junio tuvo lugar en el Ciemat un curso sobre los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), que se vienen realizando en las centrales nucleares españolas desde 1983. El curso estuvo dirigido al personal del CSN y otras organizaciones interesadas en el tema, y en su transcurso se repasaron todas las tareas y técnicas fundamentales que conlleva un APS.

PUBLICACIONES

A History of the International Atomic Energy Agency. 1957-1995

David Fischer. *A fortieth anniversary publication.*

Dentro del marco de conmemoración del cuadragésimo aniversario de la fundación del OIEA se van a publicar dos libros: *Historia y Reflexiones personales*. El primero, que se acomete con la participación del Instituto Monterrey de Estudios Internacionales (California), ha sido encargado a una persona tan experimentada como David Fischer. El texto

cubre el periodo de tiempo que transcurre desde el discurso de *Átomos para la Paz*, que pronunció el presidente Eisenhower en la Asamblea General de las Naciones Unidas en diciembre de 1953, hasta finales de 1995, en que se hizo definitivo el Tratado de No-Proliferación de Armas Nucleares. El segundo de los libros está escrito por un grupo de personas distinguidas en los campos científico y diplomático, que se dedicaron a las tareas de constitución del OIEA y posteriormente a trabajar en este organismo. El libro dedicado a las reflexiones personales colecciona *ensayos* que son menos formales y que ofrecen una visión complementaria de los temas que se tratan en la Historia. La publicación se efectuará en septiembre para conmemorar la primera reunión de la Conferencia General de este organismo.

Coordinated Research and Environmental Surveillance Programme Related to Sea Disposal of Radioactive Waste

CRESP. *Final Report. 1981-1995.*

El programa para la investigación coordinada y vigilancia medioambiental, en inglés Coordinated Research and Environmental Surveillance Programme (CRESP), dedicado al vertido de residuos radiactivos al mar, se creó en 1981 a tenor de la resolución de 1977 del Consejo de la OCDE, estableciendo la consulta multilateral y el mecanismo de vi-

Radiaciones ionizantes: su utilización y riesgos

Varios autores. *Ediciones UPC.*

La obra en dos tomos *Radiaciones ionizantes: su utilización y riesgos* es el resultado, por una parte, de la decisión del Instituto de Técnicas Energéticas (INTE) de la Universidad Politécnica de Cataluña (UPC), que ha recogido en esta publicación la experiencia de un conjunto de profesores e investigadores del área de ingeniería nuclear de la UPC, que a lo largo de 17 ediciones ha participado en el desarrollo de un curso anual de postgrado dedicado a la capacitación de supervisores de instalaciones radiactivas y, por otra parte, de la colaboración de los autores y del personal del instituto que han participado en la preparación del libro. Además, la reciente aparición de Ediciones UPC ha facilitado mucho esta empresa.

El lector al que va dirigido este texto puede encontrarse en un amplio espectro que va desde el estudiante que desea entrar en contacto

con la física de las radiaciones hasta el profesional que las utiliza como herramienta de trabajo, pasando por el estudiante que se inicia en el campo de la energía nuclear.

Así pues, la obra pretende ser un libro de estudio y de consulta que cumpla exigencias de rigor y de utilidad práctica. En este sentido, junto a la exposición de los diversos temas, se han incorporado diversos ejemplos y ejercicios prácticos con la intención de que sirvan de ayuda para mejor entender los fenómenos físicos y la percepción de los valores numéricos que alcanzan las magnitudes utilizadas en los casos reales. Por otra parte, se ha pretendido que para abordar la comprensión de su contenido no se necesite mayor preparación que la que proporcionan los estudios científicos de nivel universitario, e incluso el previo.

El primer volumen está dividido en dos grandes capítulos, que los autores llaman *libros*, que tratan de la Estructura y radiación atómica, Estructura nuclear, Radiactividad y

reacciones nucleares, e Interacción de la radiación con la materia, en el primero de ellos; y de Magnitudes y unidades radiológicas, Detección y medida de la radiación, y Dosimetría de la radiación, en el segundo.

El segundo volumen está dedicado a la presentación de aspectos más prácticos y consta de los siguientes tres capítulos o libros: el número 3 sobre Fuentes y efectos biológicos de las radiaciones, con Principios básicos de radiobiología, y Fuentes de radiación y su impacto radiológico; el número 4 sobre Aplicaciones biomédicas e industriales, con Aplicaciones médicas de las radiaciones ionizantes, Aplicaciones industriales, Técnicas de medida y control no destructivas, Efectos sobre la materia y trazadores, y el número 5 sobre Fundamentos y aplicación de la protección radiológica, con Conceptos, magnitudes y unidades utilizados en la protección radiológica, Principios básicos de la protección radiológica

(continúa en la página siguiente)

Estas normas servirán de guía práctica para las autoridades, los servicios públicos, los trabajadores, los organismos de protección radiológica, las empresas y los comités encargados de la seguridad y la protección de la salud. Para ello contemplan una amplia gama de prácticas y fuentes que producen o podrían producir exposición a la radiación.

El Bi-213 mejora el tratamiento de las leucemias

Investigadores del centro nuclear de Karlsruhe (Alemania) han producido muestras de Bismuto-213, que se están empleando experimentalmente en el tratamiento de diversos tipos de leucemia. El empleo de este isótopo ofrece ciertas ventajas por el menor recorrido de las partículas alfa que emite en su desintegración, su alta transferencia lineal de energía y su corto periodo de semidesintegración, lo que supone una menor irradiación de órganos y tejidos adyacentes al blanco y la eliminación de la necesidad de emplear blindajes pesados. Aunque su producción resulta excesivamente costosa, se está investigando el medio de producir esta sustancia mediante aceleradores de partículas, lo que abarataría su obtención.

Evitar riesgos a mujeres embarazadas o lactantes

La ICRP y el National Council on Radiation Protection de Estados Unidos han publicado la Guía NUREG/CR-6397, en la que se recomiendan las precauciones razonables que deben tenerse en cuenta para asegurar el conocimiento de los estados de embarazo o lactancia de cualquier mujer que sea sometida a diagnóstico médico mediante el uso de radiaciones ionizantes. Se trata de evitar así los daños que pueden producir en el feto o el niño, como un posible retraso mental, la reducción de su coeficiente de inteligencia o el incremento de riesgo de cáncer, calculado en dos o tres veces el de un adulto por Sv recibido.

Dos herramientas informáticas para mejorar la protección radiológica

La red europea Alara (As Low As Reasonably Achievable), creada bajo el patrocinio de la Comisión de la Unión Europea, edita un boletín de información que en su segundo número presenta dos de las herramientas que han sido desarrolladas específicamente para la implantación del criterio Alara, así como la experiencia española en la aplicación práctica de este criterio en las centrales nucleares.

El programa informático OPTI-RP es una herramienta que facilita a los responsables de la toma de decisiones la selección de las distintas opciones de radioprotección, a través de análisis coste/beneficio y utilizando valores monetarios para la unidad de dosis colectiva. La segunda herramienta, IRID, es una nueva base de datos creada en el Reino Unido para recoger las lecciones aprendidas de los incidentes radiológicos en los campos de la industria y de la medicina, y mejorar la aplicación del criterio Alara en estos casos.

Nuevos niveles máximos de radiación en instalaciones clausuradas

La NRC estadounidense ha aprobado una enmienda a sus normas reguladoras en la que se establecen los niveles máximos de radiación permisibles para instalaciones nucleares clausuradas y que vayan a ser dedicadas a otro uso. En su nueva formulación se establece un nivel máximo procedente de la contaminación residual de 0,25 mSv por año para instalaciones que no vayan a tener restricciones de nuevo uso, como las destinadas a áreas de residencia. En el caso de zonas de uso restringido la dosis máxima de la contaminación superficial no deberá exceder de 1 mSv por año. La NRC prevé emplear criterios alternativos cuando los niveles superen esta cifra si se asegura la protección de la salud pública y sea improbable que las dosis procedentes de otras fuentes artificiales superen la cifra de 1 mSv por año.

CURSOS Y SEMINARIOS

Reunión preparatoria de la conferencia de Sevilla sobre bajas dosis de radiación

Dentro de los preparativos de la conferencia del OIEA sobre los efectos biológicos de las dosis bajas de radiación y su control regulador, que se celebrará en Sevilla y del que se informaba en el anterior número de esta revista, los días



Logotipo de la conferencia de Sevilla.

20 y 21 de mayo se celebró la cuarta reunión del comité organizador en la ciudad hispalense, durante la cual los representantes de la OMS y del OIEA visitaron las instalaciones. Entre otros aspectos, se aprobó el programa definitivo de la Conferencia y se estableció contacto con las autoridades locales.

Avances en radiobiología

Entre el 26 y el 30 de mayo pasado se celebró en la sede del Instituto de Estudios de Energía del Ciemat un curso sobre avances en radiobiología celebrado con la colaboración del CSN junto a otros organismos. En el curso, dirigido a expertos en protección radiológica, se presentaron los conocimientos más actuales sobre los efectos biológicos de la radiación ionizante en dosis bajas y se trataron aspectos de dosimetría biológica y epidemiología, así como sus implicaciones en la normativa vigente.

Clasificación de sucesos en la escala INES

Con el objetivo de familiarizar al personal de las instalaciones nucleares y del CSN con los procedimientos de clasificación de sucesos de acuerdo con la escala INES, el Instituto de Estudios de la Energía organizó un curso, entre el 18 y 20 de junio, impartido por dos expertos del OIEA que constó de di-

El arranque de Zorita se retrasó un mes y medio

Durante las pruebas realizadas en la central nuclear José Cabrera, tras la parada iniciada el 29 de enero para recarga y cambio de la tapa de la vasija, se detectó una fuga de agua del circuito primario al secundario a través del generador de vapor. El problema se debió a que durante la parada se habían cambiado los tapones de algunos tubos del generador y en ciertos casos se habían producido problemas de soldadura. Una vez subsanados, se procedió a realizar las pruebas, que obtuvieron la apreciación favorable del CSN, por lo que a mediados de mayo se pudo arrancar la central, con un mes y medio de retraso sobre la fecha prevista.

Retrasos en la inserción de las barras de control

Según la experiencia internacional, el retraso en la inserción de las barras de control es un problema generalizado en las centrales de diseño Westinghouse, como ha ocurrido en España en Almaraz y Vandellós. Aunque existe margen de parada suficiente, se está intentando reducir el problema en las centrales en operación mediante la inserción de elementos de combustible que no tengan un alto grado de quemado, ya que en éstos el problema es menor. En el caso de Vandellós II, se ha previsto una prueba al final del ciclo, que se realizará el próximo agosto.

Sucesos en las centrales de Ascó y Garoña

Durante la parada de recarga que realizó Ascó I en el pasado mes de marzo se produjo un suceso consistente en el mantenimiento del sistema RHR operando con un caudal inferior al permitido por las especificaciones técnicas, situación que pasó inadvertida para el personal de operación. El suceso se produjo dos veces, los días 23 y 25 de marzo, durante 10 y 15 horas respectivamente. La temperatura del agua de las cavidades de recarga no superó en ningún momento los 30° C, máximo admitido por las especificaciones, y los valores de caudal fueron siempre superiores a los admitidos en otras centrales (aunque inferior a los límites fijados para Ascó). El CSN ha propuesto la apertura de un expediente sancionador.

En Santa María de Garoña, los resultados de la prueba de una válvula de seguridad, realizada durante la última parada para recarga, fueron considerados satisfactorios por la central cuando no lo eran, por lo que debería haberse realizado la prueba en dos válvulas más, según las especificaciones técnicas de la central. El CSN ha requerido que se realice una parada programada para hacer la prueba en dichas válvulas.

● CICLO DEL COMBUSTIBLE Y GESTIÓN DE RESIDUOS

Japón construye un laboratorio para residuos de alta actividad

La Power Reactor and Nuclear Fuel Development Corporation (PNC) nipona ha iniciado la construcción de la pri-

mera instalación destinada a realizar pruebas sobre residuos radiactivos de alta actividad. Con un coste de unos 20.000 millones de yenes y un plazo de dos años de construcción, la denominada Geological Radiochemical Research Facility permitirá obtener datos del comportamiento de los radionucleidos a gran profundidad, su configuración química y solubilidad en aguas subterráneas, el comportamiento de las barreras artificiales y naturales, y la acción de coloides y microbios.

Plutonio de armas atómicas en centrales nucleares

Según ha concluido un grupo de trabajo del Instituto de Energía Nuclear estadounidense, el DOE deberá colaborar con la industria nuclear para desarrollar su plan de utilizar el plutonio de las armas atómicas como combustible MOX en las centrales nucleares. El grupo de expertos se mostró favorable a esta posibilidad, señalando que se trataba de una buena opción para avanzar en la no proliferación de estas armas, pero advirtieron que el DOE debe resolver antes numerosos problemas.

● PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Normas definitivas del OIEA para la protección contra la radiación ionizante



Las normas del OIEA servirán de guía práctica, entre otros colectivos, a los trabajadores de las centrales nucleares.

Con la colaboración de diversas instituciones internacionales, el OIEA ha publicado la edición definitiva de las Normas Básicas Internacionales de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante y para la Seguridad de las Fuentes de Radiación, en el número 115 de su Colección de Seguridad. Estas normas son el fruto de los numerosos trabajos realizados desde hace varios decenios y se han establecido a partir de los principios contenidos en los *Anales* de la ICRP y las recomendaciones del Grupo Asesor en Seguridad Nuclear (INSAG). Su objetivo es establecer los requisitos fundamentales relativos a la protección contra riesgos derivados de la exposición a la radiación ionizante y la seguridad de las fuentes que la producen.

tereses directos en temas computacionales. Además de intercambiar información se preparó el material para la reunión de la NEA celebrada entre el 9 y el 13 de junio, en la que se presentaron las actividades computacionales de los países miembros dentro del Nuclear Science Committee.

Primera jornada técnica del proyecto CAMP-España

En la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Cataluña se celebró, el pasado 2 de abril, la primera jornada técnica del proyecto CAMP-España que, bajo la coordinación del CSN, intenta aunar los esfuerzos de organizaciones industriales, centros de investigación y universidades españolas para la validación y mantenimiento de los códigos de cálculo que se usan en el análisis termohidráulico de las centrales nucleares. El proyecto se encuadra dentro de una iniciativa internacional auspiciada por la NRC estadounidense, en la que España está representada a través del CSN.

El programa incluyó tres sesiones y un coloquio final. Las sesiones contemplaron, respectivamente, las ayudas informáticas al usuario, las aplicaciones a plantas en explotación, y los fenómenos físicos y modelos constitutivos.

CENTRALES NUCLEARES

Finalizó la reparación del barrilete de Garoña

Tras un mes de parada, a mediados de abril arrancó la central nuclear de Santa María de Garoña para operar un ciclo completo de 24 meses. Además de la recarga de combustible, la parada sirvió para realizar la prevista reparación estructural del barrilete del reactor, que se realizó sin complicaciones.

Metodología probabilista en las actuaciones de licenciamiento del CSN

El CSN está incorporando técnicas probabilistas de análisis de seguridad en sus actuaciones de licenciamiento de las centrales nucleares, de forma complementaria a las técnicas deterministas y en coincidencia con la tendencia internacional. Estas técnicas permiten la determinación cuantitativa de la incidencia en el riesgo de la adopción de una medida concreta, y entre sus numerosas aplicaciones destacan las siguientes:

- Cumplimiento de normativa:
 - Mejoras en las centrales para hacer frente a sucesos más allá de las bases de diseño (transitorios previstos sin parada rápida y pérdida completa de energía eléctrica alterna).
 - Implantación de la nueva reglamentación sobre mantenimiento.
- Otras aplicaciones propuestas por los titulares de las centrales:
 - José Cabrera: tiempo máximo de indisponibilidad de



Central nuclear de Coferentes.

la línea eléctrica de Zorita Hidráulica. Redundancia en tramos de tuberías de seguridad.

- Santa María de Garoña: tiempo de inoperabilidad de generadores diesel. Cambio de duración de ciclos de operación de 18 a 24 meses. Eliminación de la lógica de selección del lazo roto del sistema LPCI.
- Almaraz: exención de requisitos del Apéndice R del 10CFR50
- Almaraz y Ascó: eliminación del enclavamiento de cierre automático de la válvula de aislamiento del RHR.
- Ascó: cambios en las ETF del sistema de distribución de corriente alterna vital.
- Coferentes: cambios en las frecuencias de vigilancia y tiempos de inoperabilidad de ETF. Cambio en la clasificación del suceso de introducción de un elemento roto en el reactor.

Finalizado el programa de sustitución de generadores de vapor con el arranque de Almaraz II

El pasado 1 de marzo se inició una parada en Almaraz II para la sustitución de la tapa de la vasija del reactor y de los tres generadores de vapor. Las operaciones finalizaron en el tiempo previsto y la central se puso en marcha tras realizar las pruebas correspondientes. Ha finalizado así el programa de sustitución de generadores de vapor en las centrales españolas.



Introducción de un generador de vapor en el edificio de contención de la central nuclear de Almaraz.

In memoriam

Lorenzo Martín Martín cultivó la amistad, la generosidad y el optimismo. Distribuyó la amistad con prodigalidad entre sus amigos. Fue generoso a la hora de ceder su tiempo al estudio de las ciencias que cultivó. Transmitió optimismo en todas sus actividades —las lúdicas y las serias—, tanto en momentos favorables como adversos. Pero Lorenzo se fue poco después de haberse jubilado, cuando estaba en las mejores condiciones para disfrutar de la naturaleza de su carácter. Poco antes había practicado el fútbol, uno de sus deportes favoritos, y unos días antes había visitado la biblioteca del Con-

sejo, donde seguía encontrando fruición por la ciencia y solaz con sus amigos.

Conoci a Lorenzo cuando era doctorando en la Cátedra de Química-Física de la Universidad de Valladolid, bajo la profunda y también optimista dirección del profesor F. Sement Pérez. Allí introdujo en muchos los conceptos de amistad, generosidad y optimismo, como él los veía. Sobre todo, convenció a su co-alumna, la profesora Pilar Escudero, que fue después su esposa. El doctorado le sirvió para ingresar en la Junta de Energía Nuclear, primero en el Departamento de Química y posteriormente en el de Seguridad Nuclear, de

donde pasó al Consejo de Seguridad Nuclear.

Lorenzo pertenece ya a la creciente lista de pioneros de la seguridad nuclear que formaron parte del antiguo Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN y que se han ido para siempre. Se une así a Antonio Carramiñana Pérez, Javier de Enciso Herrero, Juan Julián Pérez González, Jesús García Arnedo, Juan Lobo Méndez, José Antonio de la Cerda y Consuelo Pérez del Moral. Los que permanecemos les debemos el homenaje a sus ejemplos y virtudes; los que se han añadido posteriormente y los futuros, el reconocimiento de su esfuerzo y dedicación. Que así sea Agustín Alonso.



El profesor Velarde, a la izquierda, recibe el Premio Edward Teller.

peo, tras el otorgado al académico ruso Nicolai Basov, premio Nobel por el descubrimiento del láser, y el del académico francés Robert Dautray, en la actualidad Alto Comisario de la Comisión de Energía Atómica.

Este premio significa no sólo el reconocimiento internacional a la labor investigadora del profesor Velarde sino también al institu-

to que dirige, considerado como uno de los centros más prestigiosos del mundo en su especialidad.

Centro de entrenamiento en la central húngara de Paks

El pasado 29 de abril se inauguró en la central nuclear húngara de Paks un centro de entrenamiento para el personal de mantenimiento, con componentes a escala real y financiación y soporte técnico proporcionado en su mayor parte por el OIEA, incluyendo los fondos extrapresupuestarios de los gobiernos de España y otros países.

La ceremonia inaugural contó con la presencia de la Delegación Permanente de España ante el OIEA y personalidades de Tecnatom. La idea central del llamado modelo húngaro consiste en la implantación de un nuevo sistema de entrenamiento, nuevas instalaciones para el mismo y el establecimiento de un sistema de entrenamiento según la

experiencia propia de la central y la práctica internacional de SAT (Systematic Approach to Training).

Presentación de resultados del PISGV

El pasado 11 de junio tuvo lugar una presentación de los resultados del Proyecto de Investigación sobre Generadores de Vapor (PIGSV), en una jornada organizada por Unesa. La apertura del acto corrió a cargo de Luis del Val, subdirector general de Energía Nuclear del Ministerio de Industria y Energía, y fue clausurado por el consejero del CSN, Agustín Alonso.

Durante la sesión se expusieron los logros técnicos que han sido alcanzados durante los diez años de duración del proyecto con un coste cercano a los 3.000 millones de pesetas y financiados por Ocide con aportaciones de las centrales y empresas colaboradoras. Por otro lado, se remarcaron los beneficios de un proyecto que nació por la necesidad de atender los diversos tipos de defectos que algunos generadores de vapor presentaron de manera irremediable, ya que la sustitución pareció más oportuna, y que han permitido al sector y a las empresas colaboradoras alcanzar un nivel y un prestigio internacional.

TECNOLOGÍA

Soporte computacional en tecnología nuclear

El pasado 14 de mayo tuvo lugar en el Ciemat la primera reunión del grupo FIRE sobre el tema genérico *Soporte computacional en tecnología nuclear*. La reunión, convocada por el consejero del CSN Rafael Caro, contó con la participación de representantes de los centros españoles relacionados con la tecnología nuclear y su entorno, y con in-

Nueva Guía de Seguridad del CSN

El Consejo de Seguridad Nuclear acaba de editar la Guía de Seguridad 1.7, que establece la información a suministrar por los titulares en relación con la explotación de las centrales nucleares. La nueva guía recoge y homogeneiza la

práctica actual. La información, que puede ampliarse si se juzga conveniente, se proporcionará en el soporte material que a cada tema y en cada momento corresponda. Los formatos y tablas recogidos en cada apartado facilitan la presentación de la información, siendo opcional para el titular su utilización, siempre y cuando los datos aportados se ciñan a lo establecido en la guía.



CSN



Guía de Seguridad 1.7 del CSN.

INFORMACIÓN GENERAL

Nombramientos

Luis Echávarri Lozano, consejero del CSN entre 1987 y 1994, ha sido nombrado director de la Agencia de Energía Nuclear (NEA) de la OCDE. Ingeniero industrial, licenciado en Ciencias de la Información y diplomado en Organización Industrial, Echávarri ha sido consejero y director técnico del CSN, director de Proyectos de Westinghouse Nuclear Española, vicepresidente del Comité de Seguridad de Instalaciones Nucleares de la NEA y director del Foro de la Industria Nuclear Española.

El hasta ahora presidente de Enusa, Alfredo Llorente, que desempeñaba este cargo desde octubre de 1991, ha sido nombrado director general del Área Internacional de Endesa. Para ocupar la presidencia que deja vacante ha sido elegido José Luis González, que ha desarrollado su carrera principalmente en la empresa, donde ha ocupado diversos cargos, el último de ellos como director de la División de Uranio.

Por otra parte, los delegados de los 35 países miembros de la Junta de Gobernadores del OIEA han elegido al doctor Mohamed M. ElBaradei como nuevo director general de este organismo, en sustitución del doctor Hans Blix, que llevaba 16 años al frente del mismo. Nacido en Egipto en 1942, ElBaradei es doctor en derecho y diplomático de carrera y ha ocupado diversos cargos en el OIEA.

Avances en la Convención sobre Seguridad Nuclear

Una delegación del CSN, encabezada por el consejero Agustín Alonso, asistió a la reunión preparatoria de la Convención sobre Seguridad Nuclear, celebrada en Viena entre los días 21 y 24 de abril, con la asistencia de todos los paí-

ses que hasta la fecha han ratificado el acuerdo, 25 con instalaciones nucleares y nueve sin ellas. Durante las sesiones se alcanzaron acuerdos en los temas previos más polémicos: los idiomas de trabajo y la participación en los grupos de revisión de informes nacionales. En el primer caso se aceptó la propuesta de la delegación española en cuanto a la utilización de los idiomas oficiales. Los grupos de revisión se han formado provisionalmente y hasta 1998 no se decidirá su formación definitiva. España ha adquirido, entre otros, los compromisos de remitir el informe nacional requerido por la Convención antes del 29 de septiembre de 1998, participar en la reunión organizativa que se iniciará ese mismo día y remitir los comentarios a otros informes nacionales antes del 12 de febrero de 1999.

Las centrales francesas controlarán el consumo de drogas de sus empleados

El grupo de Operación de plantas nucleares francesas, perteneciente a EDF, y los servicios médicos van a iniciar una vigilancia sobre el consumo de drogas entre determinados colectivos de trabajadores de dichas instalaciones. El examen se realizará de forma periódica, especialmente entre los grupos de personal que desempeñan trabajos considerados más relevantes en cada planta, cuya definición dependerá en cada caso de la dirección de la misma. Los resultados serán considerados estrictamente confidenciales.

Sanciones a instalaciones radiactivas médicas

La NRC ha propuesto multar a una instalación médica de New Jersey por las seis supuestas deficiencias de seguridad radiológica detectadas durante una inspección. Se hallaron faltas en la realización de la vigilancia semanal y de la monitorización de la concentración en aire de yodo-131 de la zona de almacenamiento de los residuos radiactivos y diversas deficiencias relativas a la vigilancia requerida en el programa de seguridad radiológica, entre otros aspectos.

Por su parte, el CSN ha propuesto, durante los primeros meses de 1997, la apertura de siete expedientes sancionadores a otras tantas instalaciones radiactivas. Los motivos han sido, entre otros, la posesión y uso de equipos de rayos X sin disponer de la correspondiente autorización, la retirada anómala de material radiactivo, la falta de notificación al CSN de incidentes que figuraban en el diario de operaciones y la realización de la verificación de equipos de rayos X no homologados sin la realización de las comprobaciones oportunas.

Premio Edward Teller al profesor Guillermo Velarde

El 15 de abril se celebró en Monterrey (California) la ceremonia oficial de concesión del premio internacional Edward Teller a la investigación en el campo de la fusión nuclear inercial al catedrático de Física Nuclear Guillermo Velarde, director del Instituto de Fusión Nuclear. Es la tercera vez que dicho premio se concede a un científico euro-

Consultas al servidor de información del CSN en Internet

Las páginas en Internet que el CSN tiene en funcionamiento desde el pasado 1 de abril recibieron entre el 5 y el 31 de mayo 18.775 impactos. Las llamadas se efectuaron desde 763 servidores diferentes. El 6 de mayo fue el día de mayor afluencia de *internautas*, con 2.139 llamadas. Los usuarios son en su mayoría españoles (75% de las llamadas), aunque también se recibieron más de 600 llamadas de Estados Unidos, más de 100 de Argentina, y de otros países, como Brasil, Italia o Chile. Las páginas más visitadas son la primera y las dedicadas a las instalaciones nucleares y radiactivas de España, así como aquella en la que se ofrecen enlaces a otros sistemas de Internet relacionados con las actividades del CSN. La dirección es <http://www.csn.es>.

Información sobre transporte de material radiactivo y tratamiento de chatarras

El CSN ha editado un tríptico donde se recogen los aspectos básicos a tener en cuenta para realizar el transporte de material radiactivo de forma segura y de acuerdo con la normativa vigente. En él se recogen, entre otras cosas, diversas definiciones, se especifican las señalizaciones preceptivas, las fichas resumen del reglamento, la documentación que debe acompañar al transporte, las normas básicas de protección radiológica y las medidas a tomar en caso de emergencia. Este tríptico se enviará a

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR TRANSPORTE DE MATERIAL RADIATIVO		
SEÑALIZACIÓN DEL BULTO		
Índice de transporte	Nivel de radiación máximo en cualquier punto de la superficie externa	Señalización
0*	Nada 0,000 mSv/h (0,0 mrem/h)	EXEMPTED
Mayor que 0 pero no mayor que 1	Mayor que 0,005 mSv/h (0,5 mrem/h) pero no mayor que 0,5 mSv/h (50 mrem/h)	ADVERTENCIA
Mayor que 1 pero no mayor que 10	Mayor que 0,5 mSv/h (50 mrem/h) pero no mayor que 2 mSv/h (200 mrem/h)	ADVERTENCIA
Mayor que 10	Mayor que 2 mSv/h (200 mrem/h) pero no mayor que 10 mSv/h (1000 mrem/h)	ADVERTENCIA

* Si el IT no es mayor de 0,05, el IT se considera cero.

Arriba, tríptico sobre el transporte de material radiactivo. Derecha, folleto informativo dirigido al sector de recogida de chatarra.



CSN

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

todas las empresas relacionadas con el transporte de estas sustancias.

En la misma línea, se ha editado un folleto y un cartel informativos dirigidos al sector de recogida de chatarra, alertando de las precauciones a tomar ante la sospecha de encontrarse con un bulto radiactivo y las medidas aconsejables para evitar los perjuicios que pudiera ocasionar.

fiere homogeneidad a los alcances de los APS españoles para llegar a un alcance final común a todas las instalaciones.

Desmantelamiento del reactor Argos

El proyecto de desmantelamiento del reactor de investigación Argos, ubicado en la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Cataluña, ha sido informado favorablemente por el Pleno del CSN. Construido en 1960 en el Centro de Energía Nuclear Juan Vigón de la Junta de Energía Nuclear, el Argos es un pequeño reactor (potencia máxima de 1 kW), tipo Argonaut, destinado a labores docentes y de investigación, que estuvo operativo entre 1963 y 1977. El proyecto de desmantelamiento es de nivel 3, ya que persigue la recuperación de todo el edificio y sus instalaciones para usos convencionales.

Informe sobre desarrollo tecnológico y revisión del Plan I+D

El Pleno del CSN ha aprobado el *Informe sobre desarrollo tecnológico*, que contiene información relativa a nuevos conocimientos, criterios, requisitos, métodos, herramientas, procesos y formas de trabajo que puedan dar lugar a una mejora significativa en la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente, frente a los riesgos derivados de las radiaciones ionizantes.

La revisión del *Plan Quinquenal de Investigación y Desarrollo*, que cubrirá el periodo entre 1997 y 2001, ha sido aprobada por el Pleno del CSN. El nuevo Plan establece dos grandes campos de actividad: seguridad nuclear y protección radiológica. Incluye, además, una nueva línea de investigación sobre instalaciones para el almacenamiento de residuos radiactivos.

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas industriales, médicas y de investigación

A lo largo de las reuniones celebradas entre el 31 de enero y el 12 de mayo de este año, el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear ha adoptado las siguientes resoluciones relativas a las instalaciones radiactivas situadas en industrias, centros médicos y centros de investigación: 111 licencias de nuevas instalaciones; 7 propuestas de expediente sancionador; 13 homologaciones de cursos; 290 nuevas licencias de operador; 375 nuevas licencias de supervisor; 200 nuevas acreditaciones para operar y 46 para dirigir equipos de rayos X; 11 autorizaciones de servicios médicos especializados; 3 autorizaciones de servicios de protección radiológica y 4 homologaciones de equipos radiactivos.

nuevas tendencias del sector eléctrico y de la efectividad de los programas de asistencia a países del Este europeo y de Asia. La INRA pretende reunirse dos veces al año y celebrará su próximo encuentro en San Francisco en enero de 1998.

Nuevo secretario general del CSN

Luis del Val Hernández ha sido nombrado nuevo secretario general del CSN, tras el cese, a petición propia, de Alfonso Arias, que ejercía el cargo desde febrero de 1995.

Ingeniero industrial, pertenece al cuerpo de ingenieros industriales del Ministerio de Industria y Energía, siendo subdirector general de Energía Nuclear desde 1985. Ha formado parte de diversos grupos de trabajo de la NEA y del OIEA, formando parte de la delegación española de la Junta de Gobernadores del OIEA.

Entrevista con el presidente de la Generalitat de Cataluña

El pasado 10 de junio tuvo lugar una entrevista entre el presidente de la Generalitat de Cataluña, Jordi Pujol, y el presidente del CSN, Juan Manuel Kindelán, a la que asistieron el consejero de Industria, Antoni Subirà, y el director general de la Energía, Pere Sagarra; los consejeros del CSN, Agustín Alonso y José Ángel Azuara; el secretario general, Alfonso Arias; el director técnico, Antonio Gea, y la jefa del Gabinete de Presidencia, Carmen Martínez Ten.

Durante la entrevista se analizaron, entre otros temas, el acuerdo de encomienda entre la Generalitat de Cataluña y el Consejo de Seguridad Nuclear, el proceso de desmantelamiento y clausura de la central Vandellós I y la situación y perspectivas de la producción nuclear en energía.



Arriba, de izquierda a derecha José Ángel Azuara, Antoni Subirà, Jordi Pujol, Juan Manuel Kindelán y Agustín Alonso. A la izquierda, los presidentes de la Generalitat y del CSN.

Principales acuerdos del Pleno del CSN

Utilización de simuladores para entrenamiento del personal de operación de las centrales nucleares

El Pleno del CSN considera como principio básico que la formación del personal de las centrales nucleares debe incluir el entrenamiento en simuladores de alcance total y en simuladores gráficos interactivos adaptados a su diseño. Recientemente, ha acordado por mayoría la conveniencia de que todas las centrales españolas tengan simuladores gráficos interactivos adaptados a su diseño y que Cofrentes, Almaraz y Trillo tengan simuladores réplica de alcance total. Por otra parte, se deberá desarrollar un proyecto para las centrales Westinghouse de tres lazos, y Vandellós y Ascó deberán identificar sus diferencias sobre él, propo-

niendo medidas complementarias. José Cabrera y Santa María de Garoña deberán tener acceso a simuladores de alcance total apropiados a su diseño.

Propuesta de expediente sancionador a Enusa

En su reunión del 30 de abril, el Pleno del CSN acordó proponer la apertura de un expediente sancionador a Enusa por diversos incumplimientos relacionados con el envío de unos contenedores desde la fábrica de Juzbado a la empresa General Electric de Estados Unidos el pasado 5 de febrero. El suceso fue clasificado en el nivel I de la escala INES.

La inspección del CSN concluyó que no se produjo daño radiológico ni en las personas ni en el medio ambiente.

Informe favorable al Plan de Desmantelamiento de Vandellós I

El Pleno del CSN decidió el 30 de abril informar favorablemente al Ministerio de Industria y Energía sobre el Plan de Desmantelamiento de Vandellós I elaborado por Enresa. Se han establecido una serie de límites y condiciones de seguridad nuclear y protección radiológica en aspectos como la gestión de residuos, la vigilancia de la radiación, la protección contra incendios o la facultad del CSN para dictar instrucciones complementarias. La evaluación del Plan ha sido realizada por los técnicos del CSN durante más de dos años y ha dado lugar a numerosos informes técnicos.

Revisión del Plan Integrado de APS

El Pleno ha aprobado la revisión del Plan Integrado de Análisis Probabilistas de Seguridad (APS), que con-

Visita al CSN de Nils J. Díaz, "commissioner" de la NRC



Nils Díaz, durante su conferencia en el CSN.

Entre los días 19 y 22 de mayo visitó España una delegación de la Nuclear Regulatory Commission, de Estados Unidos, presidida por Nils J. Díaz, consejero de este organismo. Entre otras actividades, el grupo se reunió con el presidente y el Pleno del CSN, visitó la Sala de Emergencias, el almacenamiento de residuos radiactivos de El Cabril y las instalaciones de Tecnatom y de Ensa (Santander).

El profesor Díaz pronunció una conferencia el 21 de mayo en el CSN en torno a los cambios en la estructura reguladora para el próximo siglo. El conferenciante recordó su vinculación con el CSN, ya que colaboró en su organización inicial, y esbozó las mejoras que el organismo regulador estadounidense pretende introducir.

Conferencia de Carlos Robles Piquer

Carlos Robles Piquer, miembro del Parlamento Europeo, dictó una conferencia en el CSN el día 6 de junio titulada *Futuro energético en la Unión Europea*. Durante su charla, el europarlamentario, que pertenece al Grupo Popular Europeo, pasó revista a las diversas iniciativas del Parlamento tendientes a la consolidación de una política energé-



Carlos Robles, durante su conferencia en el CSN.

tica común. Carlos Robles recordó que dos de los tres tratados constitutivos del entonces Mercado Común hacían referencia, precisamente, a temas energéticos (el Tratado del Carbón y del Acero y el Euratom), pero no se mostró optimista sobre la posibilidad de tener una política energética común en el futuro próximo. Comentó el incremento en la utilización de las energías renovables, que podrían llegar a un 15% del total, aunque destacó la imposibilidad de prescindir en el futuro a corto y medio plazo de las fuentes energéticas que se utilizan en la actualidad.

Información a los alcaldes de la zona de Vandellós

Cinco alcaldes de los municipios cercanos a la central nuclear de Vandellós visitaron el 1 de abril el CSN y la Sala de Emergencias y recibieron información sobre la evolución del proceso de desmantelamiento de la unidad I. Posteriormente, y tras la aprobación por el Pleno del CSN del



Una delegación del CSN, presidida por J.M. Kindelán, informó a los responsables municipales y medios de comunicación sobre el desmantelamiento de Vandellós I.

Plan de Desmantelamiento de Vandellós I, una delegación del CSN, encabezada por el presidente del organismo, acudió a Tarragona el 9 de junio para ofrecer información de la evaluación del CSN a los responsables de los municipios cercanos y a los medios de comunicación, en un acto organizado por la Generalitat de Cataluña, que contó con la presencia del consejero de Industria, Antoni Subirà.

Constituida la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares

París acogió, a finales del pasado mes de mayo, la reunión de constitución de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), organización que reúne a los ocho países más avanzados del mundo en seguridad nuclear (Alemania, Canadá, España, Estados Unidos, Francia, Japón, Reino Unido y Suecia) y cuyo propósito es mejorar el intercambio entre sus organismos reguladores. Durante la reunión se trataron temas organizativos y de relación con otras instituciones internacionales existentes y se debatió en torno a la seguridad nuclear en función de las

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	38
● Información general	42
● Tecnología	43
● Centrales nucleares.....	44

● Ciclo del combustible y gestión de residuos...	45
● Protección radiológica	45
● Cursos y seminarios	46
● Publicaciones.....	47

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Información del CSN al Congreso de los Diputados

Tras la habitual presentación del informe semestral del CSN ante la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, que realizó el presidente del organismo, Juan Manuel Kindelán, a principios de año, esta Comisión dictó una serie de resoluciones instando a la presentación de 23 informes complementarios. La remisión de dichos informes se está realizando dentro de los plazos previstos, destacando entre los ya enviados uno sobre la situación del proyecto de construcción del almacén para contenedores en seco del combustible gastado en la central nuclear de Trillo y otro sobre el resultado de la revisión del fondo de la vasija de la central José Cabrera.

Por otra parte, a principios del mes de junio, el CSN remitió al Parlamento el preceptivo informe de sus actividades correspondiente al segundo semestre de 1996.

Representantes de los municipios suecos próximos a centrales nucleares, en el Consejo de Seguridad Nuclear

El pasado 24 de marzo visitó la sede del CSN y su Sala de Emergencias una delegación de la Asociación de Municipios Suecos afectados por las Centrales Nucleares, que fue recibida por el consejero José Ángel Azuara. Los visitantes manifestaron su interés por los aspectos organizativos de la gestión de emergencias, especialmente en lo relativo a los sistemas de comunicación a la población y la participación local en la toma de decisiones.

Consejeros del CSN en la NRC

El vicepresidente del CSN, Aníbal Martín, asistió, los días 1 y 2 de abril, a la Conferencia Reguladora de la NRC, junto con el director técnico y el subdirector general de Centrales Nucleares. Por su parte, y con ocasión de la reunión CSARP-97, el consejero Agustín Alonso visitó este organismo entre los días 5 y 9 de mayo, junto con el subdirector general de Tecnología Nuclear y otros técnicos. En ambas ocasiones los visitantes fueron recibidos por la presidenta de la NRC, Shirley A. Jackson y otros miembros de la Comisión.

La Comisión de Industria y Energía del Congreso visita el CSN

El pasado 16 de abril visitó el CSN y su Sala de Emergencias una delegación de la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados, integrada, entre otros miembros, por los portavoces del Grupo Popular, Antonio Landeta; del Grupo Socialista, Juan Pedro Hernández Moltó; de Izquierda Unida-Iniciativa per Catalunya, Presentación Urán, y del Grupo Catalán, Ramón Companys. Durante la visita se realizó una presentación de las actividades del organismo, especialmente de los sistemas de respuesta y actuación ante una emergencia en instalaciones nucleares.

Ejercicio internacional de emergencia nuclear

El pasado 17 de abril se llevó a cabo el segundo ejercicio internacional de emergencia nuclear organizado por la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE dentro del programa INEX iniciado en 1996. El supuesto accidente ocurrió en la central nuclear de Loviisa (Finlandia) y activó los mecanismos de seguridad de 27 países de Europa, Asia y Norteamérica. Con ello se pretendía probar la capacidad de respuesta para poner en marcha los dispositivos de emergencia nacionales y los mecanismos de comunicación e intercambio de información entre los diferentes países y de cara al público. Los próximos ejercicios INEX se celebrarán en 1998 en Canadá y Hungría.



Seguimiento del ejercicio internacional en la Sala de Emergencias del Consejo de Seguridad Nuclear.

Otras técnicas usadas para resolver este problema, como el método nodal o el de probabilidades de colisión, cuentan también con esfuerzos recientes en la paralelización de sus códigos más relevantes como: Intpn, Apollo-II o Variant.

Los códigos más populares en el análisis de accidentes (Relap, Trac, Melcor, Cathare Athlet, etcétera) han sido paralelizados en estructuras de diferente naturaleza y existen actualmente múltiples versiones de alguno de estos. Del análisis de la información disponible actualmente puede concluirse que este tipo de programas requiere una severa reestructuración de sus datos y la implementación de nuevos algoritmos numéricos para poder ser utilizadas como herramientas capaces de realizar simulaciones en tiempo real. La metodología basada en *gradiente conjugado precondicionado* ha demostrado su eficacia en algunos estudios de particular importancia.

Otros capítulos importantes en nuestro sector, en el que el uso de facilidades paralelas tiene una enorme relevancia y donde un importante esfuerzo está siendo realizado, pueden ser: gestión de residuos, modelos atmosféricos y dispersión en el aire, mecánica computacional y fluidodinámica; por razones de espacio estos temas no son tocados en este artículo.

8. El ordenador de cálculo del CSN

El ordenador de cálculo actual del CSN es el HP-9000 Exemplar X-Class, que consta de un hipernodo



Figura 4. Ordenador de cálculo del CSN.

con 16 procesadores PA-RISC 8000 y 1 Gbyte de memoria central compartida por todos ellos (figura 4).

El acceso de los procesadores a la memoria central se efectúa a través de un dispositivo de tipo *crossbar* de gran ancho de banda. Cada dos procesadores comparten mediante un *switch* un único canal de acceso al *crossbar*.

La instalación se complementa con un dispositivo de almacenamiento en disco de 40 Gbytes.

El equipo está gestionado por el sistema operativo SPP-UX v5.1 y dispone de los compiladores habituales (Fortran 77, Fortran 90, C, C++). La programación de procesos concurrentes se puede realizar a través de las funciones IPC que provee el sistema para la preparación y gestión de zonas de

memoria compartida, o mediante las librerías de paso de mensajes PVM y MPI. Además, los compiladores Fortran y C incluyen un conjunto de directivas que permiten utilizar modelos de programación basados en el paralelismo de datos.

Este sistema está destinado a soportar todo el cálculo científico del CSN, el posproceso estadístico y gráfico, y gran parte del conjunto de programas de gestión de emergencias.

Por decisión del Pleno del CSN dicho equipo podrá ser utilizado por organismos de investigación e instituciones o empresas que colaboren con el CSN, ya sea dentro de marcos genéricos de colaboración o para la realización de trabajos técnicos contratados por el CSN. 

paralela eficientemente. Quizá la mejor conocida y la más extendida de estas herramientas es la librería de paso de mensajes PVM (*parallel virtual machine*).

Procedimientos internos de paralelización existen evidentemente en muchas de las arquitecturas mencionadas, pero adolecen del defecto de su falta de portabilidad, pues utilizan características exclusivas de los diferentes fabricantes.

Quizá sea aún temprano para esperar que la industria de ordenadores fije unos estándares de fabricación, pero la tendencia, impuesta como siempre por las leyes del mercado, parece encaminarse hacia las arquitecturas conocidas como *virtual shared machines* (equivalente a la tercera subclase de ordenadores antes descrita) y al uso de librerías de paso de mensajes tipo MPI o similar. Lenguajes como el Fortran 90 o el HPF (High Performance Fortran) disponen de facilidades de paralelización.

6. Paralelización de códigos

¿Por qué y cuándo un código de cálculo intensivo debe ser paralelizado? Esta es una pregunta oportuna porque el coste no es banal. Que solamente códigos de un alto coste computacional deban ser considerados como candidatos a paralelización es obvio; la considerable capacidad de cálculo de las modernas estaciones de trabajo hace posible resolver en ellas un alto número de los códigos de cálculo usuales en un tiempo razonable. Consideraciones como la memoria requerida por el número de datos que el problema en cuestión requiera (los WS tiene una memoria reducida), la parte de código con una estructura apta a ser considerada como *paralelizable* y el coste adicional debido a las comunicaciones entre memorias y procesadores son factores tan importantes como el tiempo de reloj de sus microprocesadores. Para decidir si un código de cálculo debe ser paralelizado, como regla general, puede de

todas maneras indicarse que sólo programas de cálculo que efectúen diversos (¿cientos?) gigaflops deban ser considerados como merecedores del trabajo que requiere su paralelización. Obviamente códigos de esta magnitud deben ser desarrollados con esta tecnología. El problema fundamental en el procesamiento paralelo es, por lo tanto, reducir a un mínimo la parte secuencial de un programa y los gastos asociados en la parte paralela con la comunicación de datos de un procesador a otros.

Los algoritmos matemáticos que se han utilizado para resolver los diversos problemas relacionados con la tecnología nuclear, ¿son los apropiados para ser implementados con estas características de paralelización de proceso y de agrupamiento de datos? Un gran número de conferencias internacionales se organizan muy frecuentemente sobre este tema, reuniones muy populares como el Mathematics and Computation del ANS incluyen muchas presentaciones dedicadas a nuevos algoritmos o a técnicas de programación o de comunicaciones entre ordenadores paralelos.

Vamos a intentar concretar algunos de los problemas más significativos de la tecnología nuclear y cómo se ha afrontado la paralelización de códigos en este campo.

7. Estado del arte de la computación en tecnología de reactores

A continuación vamos a indicar el estado del arte en algunas áreas que, de entre las relacionadas con nuestro trabajo, nos han parecido más significativas:

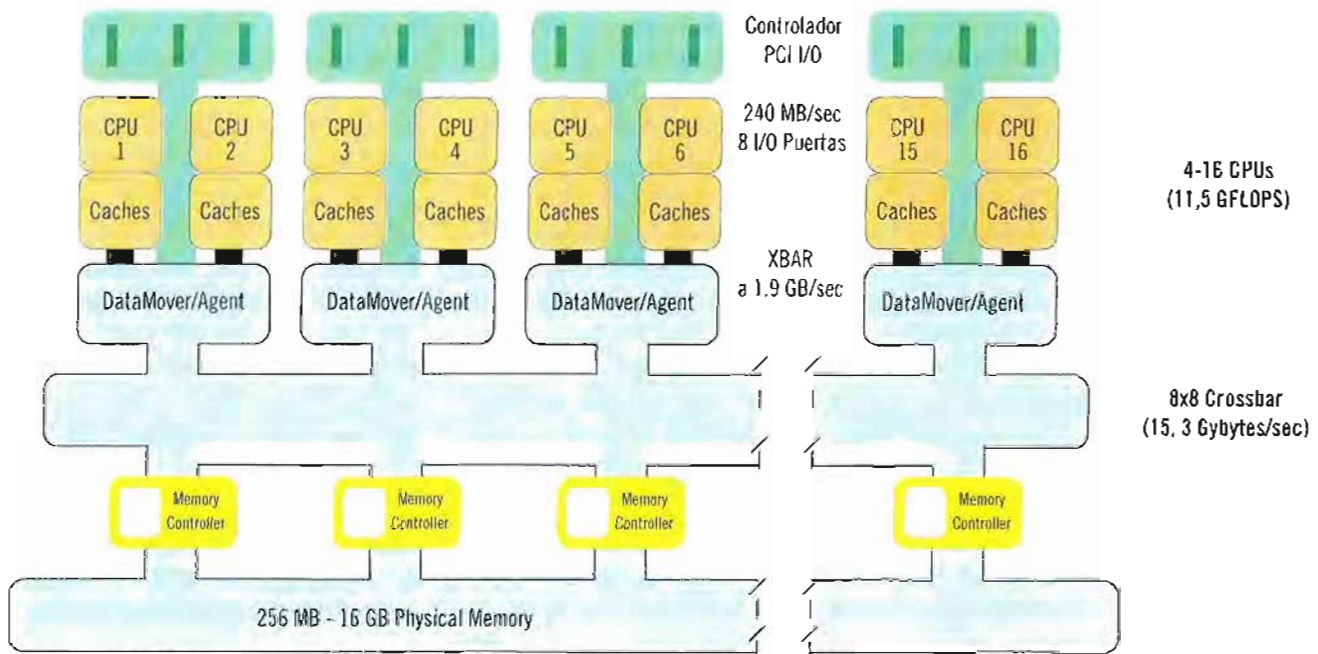
– *Ecuación básica de transporte*. Las diversas técnicas usadas en su resolución se pueden clasificar en estocásticas (método de Montecarlo) y determinísticas (ordenadas discretas, elementos finitos, métodos nodales, probabilidades de colisión, etcétera).

– *Análisis de accidentes y seguridad*.

El trabajo reportado en primer lugar (ecuación de Boltzman) es el más extenso y en el que más se evidencian las ventajas del paralelismo. La aplicación de Montecarlo al problema del transporte de partículas es particularmente indicado para ser tratado por ordenadores MIMD. Los resultados experimentados con la paralelización de diversos *códigos* (Racer, Dsmc, Mcbend, Keno, Monk, Vim Mcnp, Morse, Tripoli, etcétera) han confirmado esta excelente eficiencia. Estos resultados adquiridos con *herramientas* de paralelización aún no muy depuradas permiten prever en un futuro inmediato incrementos de velocidad en el orden de 100-1.000 sobre las capacidades actualmente conseguidas en procesadores escalares, obteniéndose así resultados finales en el orden de segundos en lugar de horas/días como actualmente.

El algoritmo básico de la ecuación de transporte es, como se ha visto, fácilmente paralelizable. Éste está frecuentemente inmerso en un procedimiento de cálculo más extenso, que podría ser, en algunos casos, mejor tratado por un procesador vectorial. Algunos ejemplos podrían ser: problemas dependientes del tiempo analizados como serie discreta de pasos de tiempo con realimentación termohidráulica o problemas no lineales de distinta naturaleza, etcétera. En este tipo de problemas podría ser más apropiado la utilización de máquinas híbridas (paralelo/vectorial).

Códigos que resuelven el problema con métodos determinísticos han sido también implementados con éxito en máquinas paralelas (Pentran, Tort, Thredant, Dantsys, etcétera), con mejoras de rendimiento valoradas en un factor de 10 a 100, utilizando métodos basados en descomposición de dominios angular y espacial. Esto permite la aplicación de técnicas determinísticas a problemas de radiosondeo o cálculos de dosis en tres dimensiones antes reservado a Montecarlo.



► Figura 3. Arquitectura de un hipernodo X-Class. Cada hipernodo es un SMP de memoria compartida con 16 CPU.

da en el *network concept*. En este último concepto, con procesadores que pueden ser de distinto fabricante, geográficamente distantes entre sí, la solución de *paso de mensajes* alarga las posibilidades de uso de grandes recursos a bajo coste (se pueden utilizar los tiempos muertos de un número muy grande de procesadores de bajo coste). Esta utilización de recursos a gran escala abre desde luego grandes posibilidades para cierta clase de aplicaciones y en ciertas condiciones ambientales.

5. Modelos de programación

Un modelo de programación es un conjunto de abstracciones que permiten que el programador vea un sistema de computación de una forma transparente y simplificada. Los modelos de programación paralela son aquellos especialmente diseñados para sistemas multiprocesadores. Los principales modelos de este tipo son los basados en variables compartidas, paso de mensajes y paralelismo de datos. Veamos cada uno de estos modelos.

Un programa es un conjunto de procesos. El paralelismo se logra haciendo que los procesos se ejecuten en parte de forma concurren-

te, de forma que necesitarán compartir/intercambiar información y sincronía en su ejecución, o ambas cosas a la vez. Es lo que se denomina IPC (*interprocess communication*). El paralelismo depende de la forma en que se implemente el IPC.

El modelo basado en variables compartidas se basa en la implementación del IPC mediante la utilización de variables residentes en zonas de memoria comunes accesible por todos los procesos cooperativos. En este tipo de modelo de programación el control de la ejecución de las partes críticas es vital. Partes críticas son aquellas partes de código que deben ser ejecutadas por un proceso en un momento determinado y que, una vez comenzada su ejecución, ésta no puede ser interrumpida.

En el modelo de paso de mensajes los diferentes procesos cooperativos se intercambian información mediante el intercambio de *mensajes*. De una forma simplista, un mensaje se puede definir como un elemento de información que contiene datos y la dirección del proceso destinatario. Quizás lo más crítico en este modelo de programación es el cuidado que ha de

tenerse con la cantidad de tiempo invertido en las comunicaciones (pasos de mensajes); un exceso en este sentido provocaría ineficiencia e invalidaría el trabajo de paralelización.

Un tercer modelo de programación es el basado en el paralelismo de datos (*data parallel*), consistente en operar de forma concurrente con gran cantidad de datos estructurados. El programador declara la ubicación de los datos, cómo pueden ser segmentados—partición—para su proceso en paralelo y ciertos criterios de distribución del cálculo entre los distintos procesadores.

Han sido desarrolladas tecnologías de *software* que permiten trabajar sobre diferentes clases de ordenadores paralelos, con uno o varios modelos de programación de los citados—o algún híbrido de los mismos—, y se ha desarrollado una cantidad cada vez más relevante de código paralelo en distintas áreas.

En general, todas estas arquitecturas trabajan sobre diferentes dialectos de Unix e incluyen diferentes herramientas que proveen los servicios de sincronización y comunicación necesarios para desarrollar y ejecutar una aplicación

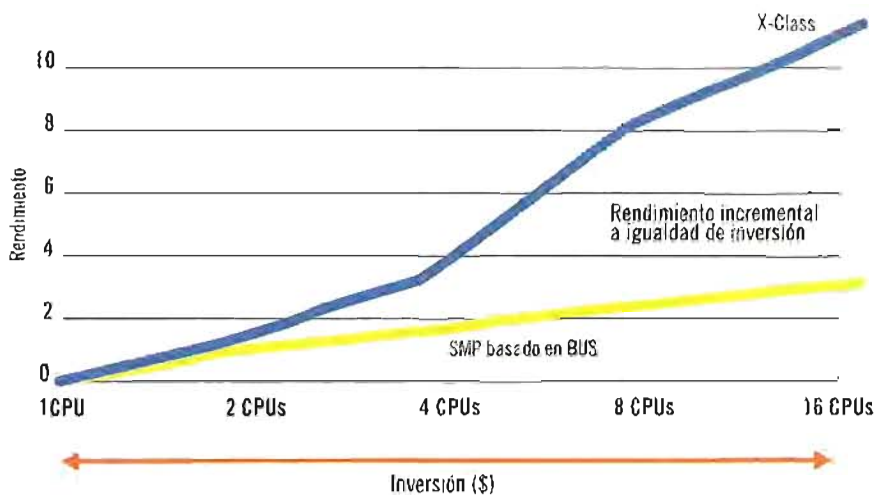


Figura 2. Escalabilidad X-Class. La escalabilidad afecta directamente al valor de la inversión. El diagrama adjunto corresponde a una simulación de un choque de un Ford Taurus contra un muro, desarrollada por el National Crash Analysis Center (NCAC). El problema (de 28.000 elementos y una superficie de contacto) fue analizado en un Power Challenge SGI a 195 MHz con procesadores R 10.000. El tiempo de CPU se redujo en un factor 4 al pasar de 1 a 16 CPU.

4. Ordenadores paralelos SIMD y MIMD

Los ordenadores tipo Von Neumann, antes mencionados, atienden evidentemente a un tipo SISD (*single instruction single data*), siendo capaces de ejecutar secuencialmente una sucesión de instrucciones sobre un único flujo de datos. Los ordenadores vectoriales serían clasificados como SIMD (*single instruction multiple data*); en estos ordenadores una instrucción se ejecuta simultáneamente sobre múltiples datos (vector).

Los ordenadores MIMD (*multiple instructions multiple data*) pertenecen a la clasificación más interesante, siendo capaces de realizar en la misma unidad de tiempo operaciones diferentes sobre conjuntos distintos de datos. Esta es la clase más popular actualmente en el mercado.

Evidentemente, estos ordenadores necesitarán disponer de varias CPU para procesar varias instrucciones simultáneamente; las características de las unidades de memoria y sus diferentes modalidades de acceso serán las claves que nos servirán para su clasificación.

Los ordenadores de memoria compartida son la primera subclase con arquitectura MIMD; son, esencialmente, una colección de CPU de alta velocidad, escalares o vectoriales, conectadas a una memoria común a través de un bus de alta velocidad o *crossbar*. Normalmente cada CPU está equipada con una *cache* (memoria de alta velocidad), y los procesos de transferencia de datos son efectuados automáticamente sin control del programa. Los lenguajes de programación utilizados están dotados con funciones que permiten al programador sincronizar procesos, proteger áreas críticas del código en cuestión, etcétera, con el fin de coordinar las acciones de las diferentes CPU en un mismo proceso. En este tipo de arquitectura, al servir un solo bus todas las CPU el coste de las comunicaciones es proporcional al número de CPU, limitando por tanto su escalabilidad (posibilidad de aumentar el número de ordenadores conservando la portabilidad). Un segundo inconveniente son los posibles conflictos de memoria que se producen cuando distintos procesadores intentan acce-

der a datos residentes en la misma subdivisión de memoria.

Los ordenadores *paso de mensajes*, que se pueden considerar como la segunda subclase de los MIMD, son una *desviación* genuina de las arquitecturas secuenciales. Son típicamente una serie de nodos, cada uno formado por uno o más procesadores del tipo PC o WS equipados con una memoria modesta. Estos nodos están conectados entre sí por una topología de cableado muy diversa según las implementaciones, cuya eficiencia tiene, evidentemente, una señalada influencia en la capacidad final de proceso. Ejemplo de esta topología son los hipercubos que proporcionan conexiones entre 2ⁿ nodos, dispuestos en los vértices de un hiper-cubo de *n*-dimensiones, a través de sus aristas.

El ordenador del CSN pertenecería al tercer modelo de los MIMD. Esta tercera subclase está formada por sistemas que presentan una memoria físicamente distribuida, pero que aparece al usuario como compartida. Los procesadores en este tipo de máquinas están conectados a la memoria distribuida a través de un *switch* de alta velocidad, como en el caso de los BBN Butterfly o alternatively cada CPU está equipada con su propia memoria, que se comparte con otras CPU a través de un mecanismo jerárquico de búsqueda (Kendall Square). En el caso del HP-Exemplar X-Class, cada hiper-nodo contiene una memoria a la que se conectan cada uno de sus 16 procesadores a través de un *crossbar* (se diferencia de un bus en sus mejores prestaciones y en su posibilidad de comunicación simultánea entre todos sus elementos) (figuras 2 y 3).

La aparición en estos últimos años de WS a bajo coste y muy alto rendimiento, junto con las enormes mejoras en la tecnología de las comunicaciones da cabida, al menos en teoría, al último modelo de arquitectura MIMD, que esta basa-

paquetes de cálculo actualmente utilizados, aunque hoy el coste de computación ya ha decrecido en varios órdenes de magnitud y, por lo tanto, se presenta como objetivo el desarrollo de nuevos métodos de cálculo para ajustarse en mayor grado al modelo teórico.

3. Paralelismo, ¿dónde quedan los vectoriales?

En estos últimos años las tendencias de desarrollo de los ordenadores de altas prestaciones han sido muy claras (figura 1), y podrían señalarse las siguientes:

- Gran incremento del mercado en los ordenadores de potencia media (algunos cientos de megaflps) basados en una tecnología RAAS (*risc advanced architecture server*). Este aumento en mercado se espera que continúe a un crecimiento anual aproximado de un 20%.

- El mercado de los superordenadores tradicionales vectoriales (Cray, Convex, Fujitsu, etcétera) ha experimentado al contrario un aumento nulo en el mercado y existen dudas muy importantes sobre su futuro, más aún por las recientes absorciones de los fabricantes estadounidenses de esta clase de equipos por fábricas de estaciones de trabajo (Convex adquirida por Hewlett & Packard y Cray Supercomputers por Sylicon Graphics).

- Como resultado de los avances en la tecnología de microproceso y del aumento enorme del mercado, el precio de los procesadores de cálculo (el coste del gigaflop/seg) disminuye, haciéndose cada vez más disponibles a un coste reducido máquinas cuya potencia de cálculo se incrementa en órdenes de magnitud superior.

Podríamos sacar como consecuencia lógica de estos diferentes puntos que en el ámbito técnico/científico existe un aumento importante de la demanda de WS tipo RAAS, y una tendencia de incremento todavía más señalada de aumento de sistemas con una arquitectura paralela de tipo SMP (mul-

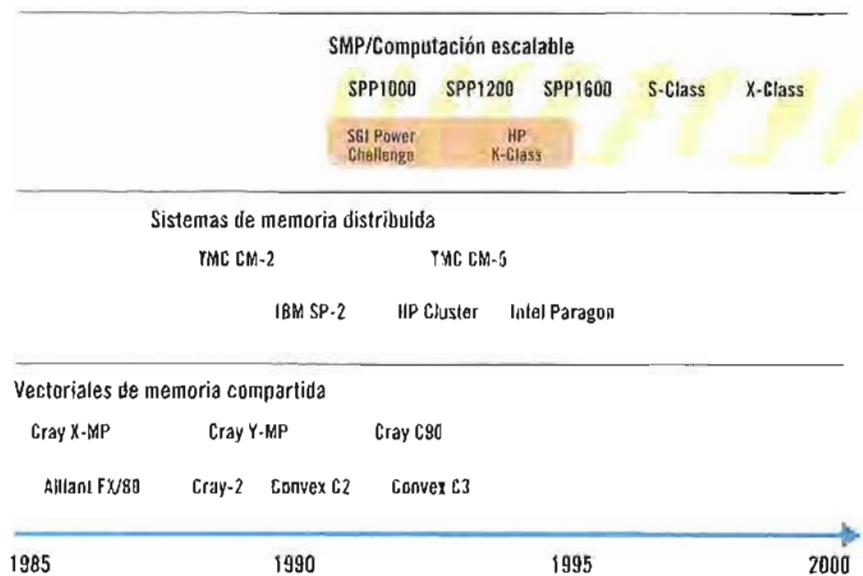


Figura 1. Tres eras de multiproceso. La computación escalable es el último escalón del cálculo avanzado (adaptado del NCSA, University of Illinois).

tiprocesadores simétricos). Introduzcamos estos conceptos en una forma cuasi-ordenada.

Por arquitectura de un sistema entendemos el conjunto de sus componentes: procesadores, módulos de memoria, dispositivos de I/O, de almacenamiento, etcétera, así como la forma en que estos componentes se comunican e interactúan entre sí. La clásica arquitectura de Von Neumann, en la que han estado basados todos los ordenadores conocidos hasta la llegada de los vectoriales, estaba formada por los siguientes componentes básicos: una sola Unidad Central de Proceso (CPU) encargada de procesar datos y ejecutar instrucciones, un procesador de *input/output* encargado de la transacción de datos entre la CPU y el usuario, y un único módulo de memoria encargado de almacenar el conjunto de instrucciones que forma el código ejecutable y los datos que éste manipula. Estos tipos de ordenadores trabajaban secuencialmente, es decir, la máquina estaba comprometida enteramente en cada operación con independencia de que cada uno de sus componentes participasen o no en su ejecución.

El factor que posibilitó el multiproceso fue el desarrollo hacia la

mitad de los años 70 de microprocesadores a bajo coste. Esta revolución tecnológica hizo posible el acceso a un gran número de usuarios ampliando el espectro de uso a muchos otros aspectos de la tecnología o de la ciencia y creando las motivaciones económicas para el desarrollo del multiproceso. Esta arquitectura implica la cooperación de diferentes CPU en una única carga de trabajo. Paralelismo es un ejemplo que será desarrollado a continuación. Vectorización es otro ejemplo de paralelismo que, por considerarse quizá erróneamente obsoleto, no se desarrollará en este artículo, pero que está basado en *hardware* capaz de enviar vectores a la CPU en lugar de datos aislados, siendo capaz de tratar estos vectores como elementos únicos.

El concepto de paralelismo hace referencia a la posibilidad de que diversas unidades sean capaces de realizar simultáneamente operaciones sobre un conjunto único o diferente de datos.

Es esta característica la que nos permitirá establecer y definir los tipos más comunes de ordenadores paralelos y de encuadrar en alguno de estos tipos el sistema de cálculo que el CSN ha instalado recientemente.

Estado de la computación y su aplicación en reactores nucleares

El CSN se ha dotado recientemente de un ordenador de última generación para atender con visión de futuro sus necesidades de cálculo. Con el fin de presentarlo a los lectores, en este artículo se recogen los conceptos de la últimas tecnologías de la computación, con referencias

históricas a la evolución de las diferentes arquitecturas y a los distintos ordenadores de similares prestaciones existentes en el mercado. Asimismo, se mencionan algunas áreas en las que el cálculo paralelo tiene, o puede tener en el futuro, una gran importancia.

1. Introducción histórica

Si bien la pila de Enrico Fermi fue diseñada sin la ayuda de ordenadores, es conocimiento común que los centros nucleares de investigación fueron de los primeros –si no los primeros– en usar e impulsar la tecnología de la computación y desarrollar los primeros códigos de cálculo científico y toda la tecnología asociada. La interacción entre estas dos tecnologías, la nuclear y la de computación, ha sido total. Las industrias nucleares fueron de las primeras en utilizar ordenadores de cálculo (*supercomputers* en su tiempo, como el IBM 7044 o el revolucionario CDC 7600) y los lenguajes de programación adoptados desde el primitivo Fortran 2 –primera versión de Fortran en ser aceptada como estándar– al moder-

no Fortran 90 o al por venir HPF, se impusieron a otros, quizá mejor diseñados o más aptos para traducir los algoritmos científicos, como el Algol, que sólo tuvieron vida en el mundo universitario o de investigación pura.

Siguiendo este desarrollo paralelo, las industrias nucleares fueron de las primeras en usar ordenadores cuasi-vectoriales en los primeros años 70, años en los que ya estaba desarrollado el *software* básico –hoy aún en uso–, con el que fue diseñada la mayoría de los reactores nucleares actualmente en funcionamiento.

La exigencia de mayores prestaciones y la transformación por Seymour Cray de su CDC 7600 en el primer superordenador Cray-1 (mejoraba las prestaciones de los ordenadores existentes en varios órdenes de magnitud), inicia la era de la computación vectorial en que la velocidad-pico de los procesadores más potentes era aproximadamente 250 Mflops (millones de operaciones decimales por segundo).

2. Workstations o supercomputers

Del Cray-1 al Cray-YMP la evolución ha sido más en términos de cantidad que en calidad. Nuevos productos vectoriales (*pipe-lining*) aparecen en el mercado, pero su arquitectura y diseño no aportan soluciones revolucionarias.

¿Cómo es la situación hoy?

La potencia-pico de las estaciones de trabajo más rápidas y disponibles en el mercado el año pasado se acercaba a los 600 Mflops, es decir, que todo el *software* desarrollado para *supercomputers*, incluyendo el usado para diseño, *assessment* y operación de los reactores nucleares, podía ser usado en económicas estaciones de trabajo. La velocidad de los microprocesadores –aunque cercana a sus límites físicos– sigue aumentando en proporciones notables, y el gigaflop (10^9 fops) estará disponible en el inmediato futuro. La industria nuclear podría, por lo tanto, estar satisfecha con el uso de las estaciones de trabajo disponibles y con los

* Matemático por la Universidad Complutense de Madrid, ha sido administrador principal del banco de datos de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE. En la actualidad es jefe del Departamento de Sistemas de Información del CSN.

europea basada en la armonización y el consenso de todos los países participantes.

En ENIQ tiene organizados distintos comités, siendo el principal de ellos su Comité de Dirección, donde participan las empresas eléctricas europeas de Alemania, Bélgica, España, Finlandia, Francia, Holanda, Italia, Gran Bretaña y Suecia, y empresas u organismos relacionados con la inspección en servicio que actúan como expertos y asesores técnicos en este tema. Adicionalmente, existe un comité denominado *Task Force*, integrado exclusivamente por representantes de las empresas eléctricas europeas, donde se fija la estrategia industrial del sector. Finalmente, se han definido una serie de actividades prioritarias consideradas a través de diferentes grupos de trabajo.

El primer resultado de estas actividades ha sido la elaboración del documento de la Comisión Europea *European Methodology for Inspection Qualification of Non Destructive Testing*, publicado en 1996, donde se reflejan los principios generales que deben gobernar el proceso de validación.

Esta metodología prevé dos tipos de aproximación posibles para optar a la validación de técnicas de inspección. Una de ellas se basa en la *demonstración práctica*, similar a la propuesta por el Apéndice VIII, es decir, basada en exámenes sobre maquetas del componente con defectos representativos, y la otra, basada en la elaboración de *justificaciones técnicas* que permiten recoger todas las evidencias existentes sobre el procedimiento de inspección a validar, provenientes tanto de experiencia en centrales como de laboratorios, programas internacionales como el PISC, etcétera, que permitan concluir que el procedimiento en cuestión tiene ya suficientemente demostrada su fiabilidad. Este último tipo de método de validación, que no está contemplado por el Apéndice VIII,

basa su existencia en la diferente experiencia industrial que en el tema de inspección en servicio han desarrollado los países europeos más avanzados. La combinación de la justificación técnica y los resultados de las demostraciones prácticas constituyen el documento de validación que debe ser aprobado por una organización independiente de validación.

El documento de metodología define también las responsabilida-



des de las organizaciones, la preparación del documento de validación, el análisis de factores humanos, etcétera. Sin embargo, no define específicamente el número de defectos, sus dimensiones y localizaciones ni los criterios de aceptación/rechazo, entre otros. La definición de estos parámetros de la validación deben desarrollarse para cada tipo de componentes en cuestión y para ello se ha comenzado a trabajar en la preparación de una serie de documentos aplicables a cada componente, que completarán el documento metodológico.

El primero de los componentes en estudio que ha priorizado el ENIQ, es la tubería austenítica, para lo cual se está llevando a cabo el proyecto denominado *Pilot Study and Experiment for the Application of the European Methodology of Inspection Qualification on NDT to Wrought Stainless Steel Piping Assemblies*. Su objetivo principal es establecer, entre otros, los criterios

del tipo y número de defectos necesarios a incluir en las demostraciones prácticas, y los criterios de aceptación/rechazo para la detección, localización, dimensionamiento y clasificación de defectos. Una vez completado este estudio se hará una simulación de validación por diferentes empresas de inspección en servicio para corroborar los criterios establecidos. Los estudios pilotos se ampliarán a las distintas áreas de la vasija del reactor, otros tipos de tubería, tubos de generadores de vapor, etcétera.

Cabe señalar que las actividades y documentos elaborados en el marco del ENIQ están siendo analizados por el European Nuclear Regulators Task Force, que agrupa a los representantes de las autoridades reguladoras europeas, donde la dirección del ENIQ participa como observador, y que a su vez han elaborado una posición consensuada desde el punto de vista de la regularización de los requisitos para la validación de técnicas de inspección, reflejadas en el documento de la Comisión Europea *Common Position of European Regulators on Qualification of NDT System for Pre-and In-Service Inspection of Light Water Reactor Components*, publicado a comienzos de 1996.

En consecuencia se puede concluir que, en los países industrializados donde operan centrales nucleares se considera que la inspección en servicio lleva asociada de forma inherente su validación o demostración de su fiabilidad, por lo que se han desarrollado diferentes iniciativas, principalmente en los EEUU y en Europa, para definir los requisitos de esta validación. Asimismo, las autoridades reguladoras de los países involucrados en estas actividades están definiendo los requisitos para implementar la validación de los procedimientos de inspección en servicio. ☺

superficial con la capacidad de los ultrasonidos para determinar con precisión su profundidad.

En la actualidad existen Sistemas de Adquisición de Datos que combinan estas dos técnicas y estos datos provenientes de diferentes técnicas se pueden procesar y presentar de forma simultánea al usuario, lo que facilita la discriminación, caracterización y dimensionamiento de los potenciales defectos.

Adicionalmente, en la actualidad las técnicas de inspección, lejos de estandarizarse su aplicación, cada vez se están especializando más, de ahí que cada problemática pueda requerir el empleo de conceptos de inspección específicos. Para casos geométricos muy especiales el uso de palpadores Array puede resolver algunos de los problemas de acceso o interferencias detectados en determinadas aplicaciones. El concepto Array es el empleo de un conjunto de sensores independientes pero que su activación es sincronizada electrónicamente de tal manera que se pueda con un mismo sensor y cambiando las leyes de sincronización, focalizar o dirigir el haz ultrasónico de la forma deseada consiguiéndose con ello que diferentes tipos de exploraciones con un mismo sensor. No obstante estas aplicaciones están reservadas únicamente a aquellos casos en los que la técnica convencional presenta grandes limitaciones.

3.2 Evolución en sistemas de adquisición de datos

Se entiende por Sistemas de Adquisición de Datos el conjunto de equipos electrónicos y componentes periféricos que permiten activar los diferentes sensores, procesar la información recibida, almacenarla y disponer de la capacidad de analizar y evaluar los resultados, e incluso posibilitar la emisión del informe de resultados.

Es uno de los componentes de la cadena de ensayo en donde se ha visto reflejado con un mayor deta-

lle la evolución tecnológica que ha revolucionado la tecnología de los END.

Se ha pasado de unos sistemas de adquisición analógicos, que únicamente permitían la visualización de la señal básica de cada tipo de ensayo, a la actualidad en donde sistemas totalmente computerizados son encargados de realizar todos los procesos de acuerdo con una secuencia previamente programada.

En la actualidad, los Sistemas de Adquisición de Datos se componen de tres subsistemas:

- *Electrónica de adquisición.* Es la parte básica del sistema y la encargada de adecuar el tipo de señal que activa el sensor y amplificar la señal originada en el defecto.

- *Ordenador de adquisición.* Es el subsistema que gobierna y controla todo el proceso de inspección.

- *Programa de evaluación.* Dado el volumen de datos que se adquieren en las inspecciones en la actualidad, es en programas de evaluación donde se ha centrado gran parte de los esfuerzos de desarrollo. El programa de evaluación procesa los datos previamente adquiridos y que se encuentran almacenados en un sistema de gran capacidad. Debe pues leer, procesar y aplicar diferentes criterios, previamente programados, para evaluar los resultados.

4. La validación de procedimientos de inspección en servicio

El Apéndice VIII (Performance Demonstration for Ultrasonic Inspection) de la Sección XI del Código ASME publicado en 1989, establece que las técnicas de inspección en servicio que se aplican en la vasija del reactor y la tubería asociada, deben ser sometidas a una validación sobre maquetas a escala real con la presencia de defectos artificiales y reales del tipo de grietas de fatiga.

Con el fin de abordar los requisitos previstos en este Apéndice

VIII, las empresas eléctricas americanas organizaron el proyecto denominado *Performance Demonstration Initiative*, cuya administración ha sido delegada al EPRI NDE Center de Charlotte (Carolina del Norte, EEUU), quien se ha encargado de especificar, diseñar y fabricar un número importante de maquetas, así como la infraestructura administrativa y de calidad para la ejecución de las demostraciones prácticas por parte de las empresas de inspección en servicio.

La metodología ASME está basada en demostraciones prácticas aplicables al conjunto del procedimiento de inspección, equipos y personal sobre maquetas del componente a escala real, en la cual se han incluido defectos artificiales y del tipo grieta, cuyo número, tamaños y localizaciones son desconocidas -ciegas- para quien se somete a la demostración. El Apéndice VIII define además los criterios de aceptación/rechazo, en función del número de defectos no identificados, falsas indicaciones reportadas, etcétera, de forma precisa de tal manera que aquellos que no cumplen estos requisitos de aprobación deben revisar el conjunto de procedimientos, equipos y personal y someterse nuevamente al proceso de validación.

Es previsible que estos requisitos sean referenciados por la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de EEUU durante 1997.

A comienzos del año 1992, el Joint Research Centre (JRC) de la Unión Europea que dirigía el programa internacional PISC, cuyo principal objetivo era determinar la fiabilidad de los distintos procedimientos de inspección en servicio aplicables en los países europeos, EEUU, Japón, etcétera, tomó la iniciativa de organizar el actual European Network for Inspection Qualification (ENIQ), con el fin de analizar el impacto que la publicación del Apéndice VIII tenía en la validación de técnicas de inspección y establecer una metodología

previa, precisándose por ello claramente los criterios para su aceptación.

Ello ha motivado, desde una situación que requería el uso de una técnica cuyos resultados no estaban cuestionados, una evolución a una situación en donde los resultados tienen que estar garantizados; de ahí que se observe una tendencia a emplear incluso técnicas complementarias e incluso redundantes para incrementar la fiabilidad final.

A esta evolución en las técnicas END forzada por los diferentes cambios reguladores se le ha añadido un sinnúmero de razones provenientes de los cambios y desarrollos tecnológicos en base a nuevos conceptos físicos o a nuevos métodos que debido a la evolución de la tecnología informática asociada, se han podido incorporar a aplicaciones prácticas.

Todo ello se puede resumir en la tabla 3.

Los sistemas de adquisición de datos en la década de los 80 sólo permitían registrar la amplitud y recorrido del sonido de la máxima señal que superaba un nivel umbral, lo que limitaba ostensiblemente la capacidad de evaluación de señales de pequeña amplitud. Al comienzo de los 90, el empleo de sistemas de procesamiento en tiempo real permitió extraer y registrar de forma simultánea un mayor número de señales de menor amplitud, lo que permitía incrementar una mejor caracterización y dimensionamiento de los posibles defectos a detectar. En la tecnología actual la señal completa es registrada y almacenada. Ello posibilita tener en cada inspección la *firma* o huella del material inspeccionado y por lo tanto se garantiza una mayor precisión en la completa caracterización de los defectos, así como poder corroborar su precisa evolución.

Esta capacidad de almacenar mayor información ha supuesto un cambio radical en las inspecciones.

► Tabla 3. Evolución en técnicas END.

Pasado	Presente
Técnicas END independientes o aisladas	Asociación de técnicas complementarias (p.e. UT y ET)
Conceptos básicos de técnicas END	Nuevos conceptos; TOFD, Arrays inyección de frecuencia
Registros limitados	Registros permanentes; base de datos de señales; comparaciones históricas; etc
Registro/almacenamiento de señales por encima de un nivel discreto	Registro/almacenamiento de señal completa
Aplicación normalizada	Aplicación desregularizada Calificación requerida
Evaluación personal e independiente	Evaluación regularizada. Tendencia a la evaluación automática
Velocidad de exploración baja	Alto rendimiento en inspecciones. Exploraciones en paralelo.

Como ejemplo de esta evolución tecnológica una inspección ultrasónica de un componente crítico como una vasija de un reactor requería en los 80 tratar una información cifrada en unos 200 Mby de datos. En los comienzos de los 90 se necesitaban unos 2 Gby —es decir 100 veces más— y en la actualidad se almacena por inspección más de 200 Gby —es decir, el volumen de información almacenado y tratado se ha multiplicado por 10.000 en este periodo—.

Esta capacidad de almacenar datos de las señales completas ha permitido emplear nuevos conceptos en las técnicas de inspección. Como ejemplo de estas nuevas técnicas de inspección ultrasónicas se puede identificar el concepto TOFD (Time of flight diffraction). Esta técnica tiene en cuenta que todo defecto con aristas agudas —tipo grieta— emite señales de difracción en sus bordes y que estas señales de bordes opuestos se diferencian en su fase (positiva/negativa).

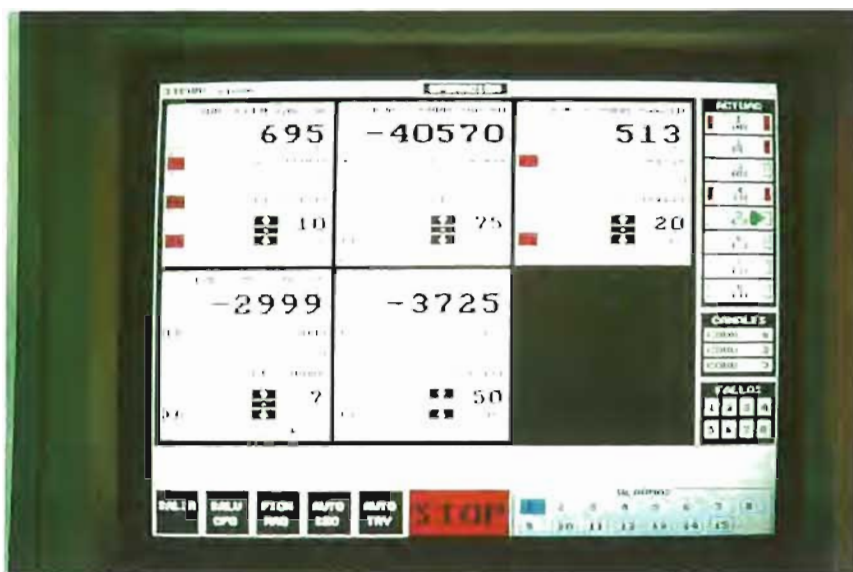
Obviamente todos estos avances han ido acompañados de mejoras en su aplicación mediante el empleo de sistemas mecánicos más complejos y, a su vez, más rápidos y precisos. Por ejemplo, mientras que para completar una inspección ultrasónica de una vasija eran ne-

cesarios más de 9 días, en la actualidad el mismo alcance se puede completar en menos de 5 y todo ello con un almacenamiento de una información más completa (10.000 veces mayor) y precisa. Es fácil imaginar a raíz de estos datos el grado de mejora obtenido en la aplicación de las técnicas END en la última década.

En relación con la otra técnica END comúnmente aplicada en las inspecciones de componentes como son las corrientes inducidas (ET), los avances más significativos se han centrado en el procesamiento de la señal básica. De tal manera que, de una técnica basada en el análisis de la señal de Lissajous (tipo de señal inducida por el campo magnético creado, que aflora a la superficie por la existencia de una discontinuidad) en fase y en amplitud, se ha pasado a un procesamiento automático por ordenador.

En los últimos años, sin embargo, la necesidad de una alta calidad en las inspecciones de componentes críticos ha originado que para algunas problemáticas se empleen más de una técnica simultánea, de tal manera que se puedan combinar las ventajas de la técnica de corrientes inducidas para la determinación de la longitud de un defecto

► Figura 5. Controlador Siroco-PC.



► Tabla 2. Características del controlador Siroco.

Características	Siroco-PC	Siroco-VME
Máximo nº ejes en control simultáneo	6	32
Máximo nº ejes en control coordinado	6	8
Actuadores digitales	8	96
Indicadores digitales	8	96
Actuadores analógicos	No	16
Indicadores analógicos	3	32
Tarjeta de control de ejes	Desarrollo propio	PMAC
Sistema de coordenadas robótico	No	Sí
Trayectorias	Sí	Sí
Comunicación remota	Desarrollo propio	Ethernet
Máxima distancia remota	1 km	1 km
Interfase gráfica de operación	Sí	Sí
Sistema operativo consola operación	DOS	W95/NT
Hardware consola operation	≥ 386	Pentium
Sistema operativo controlador remoto	No	OS9
Hardware controlador remoto	Desarrollo propio	VME

sirviera para todos los manipuladores, particularizando para cada uno la interfase de potencia en función de las características de cada uno (figura 5).

Las características generales principales del sistema (tabla 2) son las siguientes: configuración de la consola en función del manipulador; operación remota; operación manual, secuencial automática y automática con trayectorias

complejas; movimientos simultáneos y coordinados de varios ejes; simulación de movimientos; control de elementos auxiliares (actuadores neumáticos, luces, etcétera); y funciones de seguridad operacionales y del equipo.

Actualmente se están utilizando dos versiones del Siroco, a saber Siroco-PC y Siroco VME. En la tabla 2 se presentan las características específicas de cada uno.

3. Sistemas de adquisición de datos y técnicas de inspección

La inspección en servicio por *ensayos no destructivos* (END) de componentes nucleares críticos tiene como objetivo garantizar su fiabilidad estructural incluso en las condiciones mas severas de operación como pueden ser los transitorios en situación de emergencia. Entre las técnicas END mas ampliamente aplicadas se encuentran los *ultrasonidos* (UT) y las *corrientes inducidas* (ET). La metodología de inspección esta normalizada por los diferentes códigos y normas emitidas por diferentes organismos reguladores así como en algunos casos por recomendaciones de los fabricantes de los diferentes componentes afectados, que hacen uso de normas genéricas de los END apoyadas en experiencias contrastadas.

3.1 Evolución de técnicas END

Mientras que en el pasado —década de los 70 y principios de los 80— estas normas de inspección establecían de una forma bastante detallada las metodologías de inspección a seguir y cuyos resultados no se cuestionaban, la rápida evolución de la tecnología de END, unos requisitos cada vez mas estrictos en base a diferentes experiencias que han cuestionado la eficacia de técnicas estandarizadas (proyectos PISC, problemática de la corrosión intergranular en aceros austeníticos, etcétera), así como nuevos conceptos emergentes de validación o cualificación, han motivado una tendencia menos reguladora en el detalle de las técnicas END y sí en cambio, una mayor exigencia en cuanto a la fiabilidad final de los resultados en su aplicación.

Por ello, a partir de mediados los 80, se impone una cierta liberalización en cuanto al detalle —tipo de ensayo, modos de calibración, niveles de sensibilidad, tipo de análisis, etcétera— de las técnicas UT y ET a emplear, mientras que se enfatizó su cualificación

para cambio de módulos.

El Time trabajará con todas sus partes sumergidas y las operaciones de ensamblaje, pruebas y desensamblaje se reducirán al mínimo tiempo de interferencia con el resto de las operaciones dentro de la cavidad del reactor y del recinto de contención.

– *Penetraciones de las tapas de las vasijas PWR.* Dentro del proyecto Petava (Penetraciones Taps de Vasijas) se han desarrollado varios equipos para realizar la inspección por ultrasonidos, corrientes inducidas, líquidos penetrantes y visuales de las penetraciones, con o sin manguito térmico, para el accionamiento de las barras de control en las tapas de las vasijas del reactor de las centrales PWR (figura 2).

– *Penetraciones de fondo de las vasijas PWR.* Dentro del Proyecto PIV (Penetraciones Instrumentación de las Vasijas) se ha desarrollado un equipo para las inspecciones por ultrasonidos y corrientes inducidas cuya característica específica es que se pueda realizar la inspección sin extraer los internos inferiores.

– *Vasijas BWR.* Para la inspección por el exterior de las soldaduras verticales y horizontales del cuerpo de las vasijas BWR, se utiliza un equipo que se mueve a lo largo de carriles instalados entre la vasija y el muro de blindaje biológico, permitiendo hacer la inspección sin interferir con las actividades en la cavidad del reactor.

– *Toberas de las vasijas BWR.* Para la inspección de las soldaduras de las toberas a la vasija y el radio interior de las vasijas de las centrales BWR por el exterior se han desarrollado varios equipos. El más reciente permite con un único equipo inspeccionar en cada tobera las dos áreas mencionadas.

– *Vasijas VVER.* Para la inspección de las soldaduras del cuerpo de la vasija y toberas de las vasijas de agua a presión de diseño ruso (VVER) por el exterior, se han de-



► Figura 4. Sistema de inspección de barras de control Sibaco.

sarrollado y suministrado diversos equipos para su utilización en varias centrales de diferentes modelos (VVER 440, modelos 230 y 213).

– *Penetraciones de las vasijas BWR.* Para la inspección de las penetraciones para el accionamiento de las barras de control de las vasijas BWR se han desarrollado varios equipos de inspección, desde el interior y exterior de la vasija, de soldaduras y penetraciones (CRD-ID, Temis, CRD-OD, CRD-ID-IV, CRD-EXC).

– *Escudo de las vasijas BWR.* Para la inspección de las soldaduras verticales del escudo del núcleo de las vasijas de las centrales BWR se está desarrollando un equipo (Teide) que se instalará desde el interior del escudo, y se está colaborando con General Electric en el desarrollo de un equipo para la inspección de las soldaduras horizontales del escudo de las vasijas BWR-6.

– *Discos de turbinas.* Para la inspección de los encastrados de los discos y de los álabes de los rotores de baja presión de las turbinas, Tecnatom ha desarrollado varios equipos. El último modelo, TDISC-3, permite la inspección de rotores de diversos fabricantes, habiéndose suministrado a Elec-

tric Power Research Institute (EPRI) de Estados Unidos y a Korean Heavy Industries and Construction (Hanjung) de Corea del Sur.

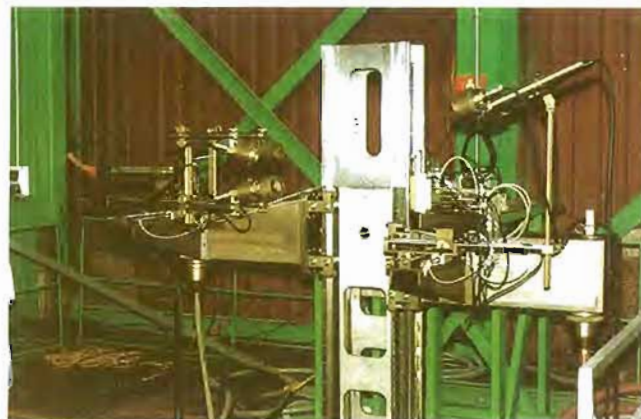
– *Ejes de los rotores de turbina y alternador, turbinas y pernos.* La inspección se realiza con el equipo Boresonic, el Pipe y el Suip (Perci), respectivamente.

– *Elementos combustibles.* Para la inspección del estado general, control dimensional y de la capa de óxido de las barras periféricas de los elementos combustibles se ha desarrollado el equipo Sicom (figura 3). El control dimensional se realiza mediante visión artificial y la capa de óxido mediante corrientes inducidas.

– *Barras de control.* El equipo Sibaco permite realizar la inspección de la integridad, desgastes y deformaciones de las barras de control por corrientes inducidas (figura 4).

Controladores

Dada la variedad de manipuladores que se han mencionado anteriormente, cada uno con distintos movimientos, tipos de motores, codificadores, actuadores, etcétera, Tecnatom decidió desarrollar el controlador universal Siroco (Sistema Robotizado de Control), que



► Figuras 2 y 3. A la izquierda, inspección de penetraciones de tapas de vasijas PWR-Potava. Arriba, módulos de inspección Sicom.

herramientas de representación gráfica y análisis automático.

2.1 Objetivos en el desarrollo

Cuando se lleva a cabo un desarrollo de un sistema mecanizado de inspección, bien sea para mejorar un sistema existente o bien para un nuevo área o componente, tres objetivos básicos han de tenerse en cuenta.

En primer lugar, la *calidad* como elemento básico que permita detectar, posicionar y dimensionar los posibles defectos que pudieran aparecer. Para verificar la calidad se han de utilizar maquetas a escala real del área a inspeccionar con defectos implantados o inducidos similares a los que se requiere detectar. La puesta a punto de las técnicas de examen, así como la validación del sistema mecanizado, procedimiento y personal ejecutor utilizando estas maquetas, es fundamental.

Otro objetivo es la optimización de *costos* tanto en la realización de la inspección, con la repercusión en el tiempo de parada y, por tanto, en

puede conseguir con la estandarización de ciertos equipos. Cada manipulador debe ser diseñado teniendo en cuenta la geometría del componente y área a inspeccionar, que definen la cinemática del mismo. La posibilidad de emplear el mismo manipulador en dos aplicaciones distintas es muy baja; pero sí se pueden utilizar diseños de subconjuntos de un manipulador a otro. Por el contrario la estandarización en los controladores del manipulador y en los sistemas de adquisición y análisis de datos, permiten reducir en costo y tiempo el desarrollo de nuevos sistemas. Asimismo la polivalencia del personal ejecutor aumenta con estos equipos ya que la operación general es la misma, con pequeñas particularizaciones.

El tercer objetivo que se debe conseguir con los sistemas mecanizados es la reducción de *dosis de personal* que realiza la inspección. Esto es posible con el control y adquisición de datos remoto.

2.2. Sistemas desarrollados

Un sistema mecanizado de inspec-

ción está formado básicamente por tres subconjuntos:

- *Manipulador* o robot para posicionar y mover los sensores a lo largo del componente y área a inspeccionar.

- *Controlador* del manipulador para gobernar sus movimientos y obtener la posición de los sensores.

- *Sistema de adquisición y análisis de datos* que adquiere, procesa, representa, analiza y almacena las señales de los sensores con su posición.

A continuación se describen someramente los equipos, manipuladores, controladores y sistemas de adquisición y análisis de datos, que Tecnatom ha desarrollado o están en curso de desarrollo.

Manipuladores

Los manipuladores que Tecnatom ha desarrollado o está desarrollando en este momento (tabla 1, en página anterior) son los siguientes:

- *Vasijas PWR*. Actualmente se está desarrollando un nuevo manipulador (Time) para la inspección de las vasijas de los reactores de las centrales de agua a presión (figura 1, en página anterior).

El objetivo principal del Time es realizar la inspección en servicio completa de todas las áreas en cinco días. Para ello, dispondrá de cuatro brazos que permitan realizar la inspección completa sin necesidad de sacar el equipo de la vasija

occidental, la inspección ha de realizarse por el interior de las mismas durante las paradas de recarga. Debido a la radiación y a tener que trabajar bajo agua, fue necesario desarrollar sistemas específicos para posicionar y mover los sensores a lo largo de las áreas de inspección.

Para la inspección de los tubos de los generadores de vapor, los sensores o sondas deben ser introducidos por el interior de los tubos y desde las cajas de agua. Debido al número de tubos –del orden de 5.000 por generador de vapor–, los manipuladores tenían como misión básica el posicionamiento de las sondas en cada tubo, evitando que personas entrasen en las cajas de agua. La evolución de estos manipuladores no sólo ha permitido aumentar la fiabilidad y tiempo de inspección sino utilizarlos para otras aplicaciones como puede ser el taponado de tubos, montaje y desmontaje de las tapas de aislamiento de las tuberías del primario, etcétera.

La necesidad de inspeccionar nuevas áreas y componentes con altos niveles de radiación y bajo agua o bien con acceso físico reducido, ha requerido el desarrollo de nuevos manipuladores. Dentro de este grupo cabe destacar aquellas áreas relacionadas con la vasija del reactor que en un principio no estaban requeridas a inspección, pero que la aparición de defectos han conllevado el desarrollo de nuevos sistemas. Cabe destacar las penetraciones para las barras de control e instrumentación y de los internos de las vasijas PWR y BWR.

Desde el punto de vista del control de los manipuladores, en los años 70 el control era manual y local, para lo cual se debía realizar próximo al componente que se inspeccionaba y, por lo tanto, dentro del recinto de contención. El desarrollo de nuevos manipuladores, la necesidad del control automático para aumentar la fia-

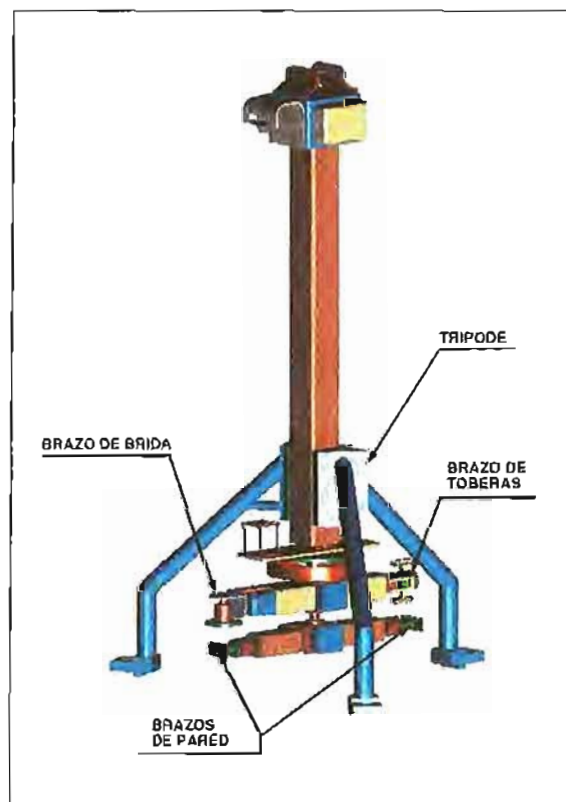
► Tabla 1. Manipuladores sistemas mecanizados.

Componente	Áreas	Manipuladores
Vasijas reactor PWR	Recipiente	PaR II/ TIME
	Toberas	
	Brida	
	Penetraciones barras control	
Vasijas reactor BWR	+ con manguito	Rosa + Gap Scanner + Ut Gap
	+ sin manguito	Rosa + Petava
	Penetraciones instrumentación	PIV
Generadores vapor	Recipiente	Pared
	Toberas	TOB-1/TOB-2/TOB-3
	Penetraciones barras control	CRD-ID/CRD-OD/CRD-ID/IV/TE MIS/CRD-EXC
Turbogrupos	Escudo-soldaduras verticales	Teide
	Tubos	SM-10, 15, 20 22
Tuberías	Recipiente	AWS-5
	Encastres discos	TDIS-3
	Ejes	Boresonic
	Encastre alabes	Sirena
Pernos	Anillos retención alternador	ARA
		Pipe
Combustible		Suip/Perci
	Elementos combustibles	Sicom
	Barras control	Sibaco

bilidad, precisión y rapidez de la inspección y control remoto y, por tanto fuera del recinto de contención, son los aspectos que han requerido el desarrollo de nuevos controladores.

Los sistemas de adquisición de datos que se empleaban en las primeras inspecciones se limitaban al propio equipo de ensayos no destructivos, ultrasonidos y corrientes inducidas básicamente, y registradores de cinta, papel y vídeo para el almacenamiento y posterior análisis de los datos. El desarrollo de la electrónica y la informática ha permitido disponer de sistemas de adquisición y análisis que permiten trabajar con otras técnicas dentro de los ultrasonidos y corrientes induci-

das, utilizar más sensores al mismo tiempo y, sobre todo, adquirir toda la información que se genera y procesarla en tiempo real con potentes



► Figura 1. Equipo Time de inspección de vasijas PWR.

localizaciones de examen y aleatorizaban los tiempos de examen lo más posible. La selección de las soldaduras a inspeccionar se basa en las condiciones medioambientales (efectos de radiación), la susceptibilidad de que sucesos de operación den lugar a fatiga como resultado de altos ciclos de tensiones, el diseño y configuración de los componentes con niveles de tensión y discontinuidades estructurales más altos, y las uniones entre soldaduras de metales diferentes.

Unos años después de la regularización inicial de la inspección en servicio, se desarrollan en 1974 los primeros criterios para el uso de exámenes de ultrasonidos para localizar y dimensionar las grietas detectadas, y se establecen los primeros criterios de aceptación de grietas y su evaluación por mecánica de la fractura y los requisitos de reparación/sustitución de componentes. Hasta ese momento, mantener en operación un componente agrietado era totalmente impensable.

La experiencia acumulada evidencia enseguida que no es obvio que los fallos inducidos por el servicio estén siguiendo la teoría de causas aleatorias supuesta en un principio. Se empiezan a realizar análisis para determinar las localizaciones de examen más adecuadas y para asegurar los máximos beneficios se determina inspeccionar las mismas localizaciones con 10 años de periodicidad. Así, en 1978 se producen nuevos cambios en el código con el fin de incluir las áreas de tensiones más altas, las localizaciones con factores de uso acumulativos más elevados y las localizaciones donde se postulaba fallo.

A pesar de lo anterior, se entra en la década de los ochenta con la clara constatación de que la acumulación de resultados de las inspecciones en servicio y la ausencia de accidentes severos por rotura de la vasija o tuberías confirman la baja contribu-

ción de los fallos de integridad estructural en la consideración de riesgo general de la planta; que la contribución mayoritaria corresponde a los fallos funcionales; y que, adicionalmente, el hecho de que los fallos reportados hasta la fecha tengan lugar, mayoritariamente, en localizaciones no requeridas a inspección sugieren la revisión de los requisitos de inspección de la integridad estructural de la barrera de presión.

En 1985 Asme crea un grupo de trabajo con el fin de establecer los requisitos de inspección y guías de programación basados en los análisis de riesgo para todos aquellos sistemas y componentes de interés en instalaciones industriales. A partir de finales de 1988 el grupo de expertos cuenta con el soporte económico de la NRC, que apuesta así claramente por esa nueva línea de trabajo. Posteriormente otras instituciones, incluso de otros campos industriales, prestan asimismo su apoyo al trabajo que se está ejecutando: es previsible una reducción significativa de los costes de inspección sin merma de los niveles de seguridad que cada tipo de instalación requiere.

Fruto de este esfuerzo Asme publica en 1991 el primer volumen *-General Document-* que describe y recomienda los métodos adecuados para establecer los programas de inspección en base a la información disponible de análisis de riesgos para instalaciones o sistemas estructurales. A partir de ahí volúmenes específicos para las distintas categorizaciones de esas instalaciones son editados por Asme. Entre ellos, el correspondiente a las centrales nucleares de agua ligera que, adicionalmente, se edita como Nureg de la NRC.

De lo general se pasa a lo concreto y así en 1996 son aprobados por Asme los primeros *Code Cases* que amparan, como alternativa a la propia Sección XI del Código, la programación de inspecciones en

base a los análisis de riesgos. Merece significarse cómo los programas así definidos incluyen aquellas áreas con mayor contribución a un posible accidente con daño al núcleo y en un porcentaje del total que en absoluto suponga merma de seguridad.

A modo de ejemplo, indicar que en el caso de las soldaduras en tuberías de clase nuclear 1, aún fijándose en un 10% -frente al 25% de Asme XI- el número mínimo de soldaduras a inspeccionar, la elaboración del programa conduce a una selección mucho más adecuada de esas soldaduras y del método de inspección a utilizar de forma que la incorporación de cualquier otra no tendría impacto alguno en la mejora de los niveles de seguridad y sí, negativamente, en el coste de explotación.

Valga señalar, sin embargo, que adicionalmente a las consideraciones de seguridad deben contemplarse, en la elaboración de cualquier programa de inspección, consideraciones del tipo disponibilidad de la planta y gestión de vida remanente/alargamiento de la vida útil de la instalación.

2. Sistemas mecanizados de inspección

Los sistemas mecanizados que actualmente se están utilizando en la inspección en servicio de centrales nucleares han evolucionado en los últimos años, no sólo en cuanto a sus características y configuración, sino en los componentes en los que se aplican. En un principio, primeros años de la década de los 70, los sistemas mecanizados se aplicaban, casi exclusivamente, a la inspección de la vasija del reactor y de los tubos de los generadores de vapor. La necesidad de su utilización surgió por la inaccesibilidad física y radiológica.

En el caso del cuerpo de las vasijas de los reactores de las centrales de agua a presión y diseño

● Mariano Cereceda, Juan Bros, José Luis Rembado, Juan Ortega y Gustavo Bollini*

Inspección en servicio: origen, estado y tendencias actuales

La inspección en servicio de los distintos componentes y sistemas de las centrales nucleares se ha desarrollado profundamente a lo largo de los últimos años.

La evolución afecta tanto

a las propias características de los sistemas mecanizados empleados en la inspección como a los componentes que se inspeccionan, difícilmente accesibles física y radiológicamente.

1. El origen de la ISI y su evolución hacia las RBI

Cuando se abordó el diseño y construcción de las primeras centrales nucleares, la inspección en servicio nunca fue contemplada como algo consustancial con la futura operación de esas instalaciones. De hecho, en los años 60 no se contaba con ninguna experiencia de cuál iba a ser el comportamiento de los componentes nucleares salvo, si vale la comparación, las inspecciones periódicas en componentes de la barrera de presión en centrales térmicas que se centraban exclusivamente en las calderas, eso sí, sin un código de inspección definido, y dando relativamente poca importancia a las tuberías, bombas y válvulas.

Al mencionado desconocimiento de cuál iba a ser el comportamiento de los distintos componentes de las centrales nuclea-

res se añadía la creencia de que los niveles de radiactividad harían, en cualquier caso, impracticables unas posibles inspecciones periódicas. ¿Solución adoptada? Asumir que la inspección en servicio sería innecesaria si los sistemas de las centrales nucleares se diseñaban y construían con unos estándares de mayor calidad que aquellos usados en la construcción de centrales térmicas. Para regular ese incremento de calidad en el diseño se publicó, en 1963, la primera edición de la Sección III del Código Asme.

No pasarían muchos años hasta producirse los primeros fallos ocasionados por un número creciente de defectos en componentes de sistemas nucleares. Tal circunstancia motivó que la AEC americana y la industria iniciaran un programa de trabajo encaminado a desarrollar unas normas que regularizasen la vigilancia en servicio de los distintos componentes y sistemas de centrales nucleares. El programa se desarrolló bajo el amparo del Instituto Americano de Estándares Nacionales Comité N-45 y Asme. Fruto de

ese trabajo, en 1968 se publicó el primer borrador del código aplicable a la inspección en servicio, y dos años más tarde se editó la Sección XI del Código Asme: *In-Service Inspection of Nuclear Reactor Coolant System*.

En 1971 la AEC americana adopta los requisitos de inspección en servicio de la Sección XI del Asme como requisitos mandatorios, cuya filosofía fundamental es que la inspección en servicio asegure que se mantiene la integridad estructural de aquellos componentes cuya malfunción o fallo estructural pueda impactar en la operación segura de la central nuclear.

El Loca (accidente con pérdida de refrigeración) da la base para definir la barrera de presión y el alcance de la inspección en servicio. La barrera de presión incluye todas las tuberías y componentes cuyo fallo podría dar lugar a un LOCA que requeriría el aislamiento de contención y la operación del sistema de refrigeración de emergencia. Así, los primeros programas de inspección constan de una muestra representativa de

* Mariano Cereceda, Juan Bros, José Luis Rembado, Juan Ortega y Gustavo Bollini son director de I+D, jefe de Ingeniería de Inspección, jefe de Robótica y Fabricación, jefe de END y jefe de Proyectos Especiales de Tecnatom, S.A., respectivamente.

lo lineal sin umbral es irreal, puesto que el nivel 0 de radiación no existe en la naturaleza y porque las extrapolaciones de los efectos de dosis altas a las dosis bajas no parecen creíbles. Así, aplicando este modelo sobre una población de 300 millones de personas que recibiera una dosis de 1mSv/año se estimaría que el número de cánceres tardíos que se produciría sería de 10.000, cuando la realidad es que se producen más de 600.000 causados por más de 300 agentes carcinógenos conocidos sin que sea posible discriminar su origen (9).

A estos planteamientos se une el debate generalizado de los efectos potenciales sobre la salud asociados a la exposición a bajas dosis. Se enfrentan partidarios y oponentes siempre con los mismos argumentos, sin que los expertos hayan podido desapasionar el debate y desarrollar actitudes responsables. Se hacen, por una parte, discursos alarmistas que pretenden que cualquier incremento de los niveles de exposición es siempre peligroso, y curiosamente utilizan como parte

de su argumentación el modelo lineal sin umbral que se aplica en protección radiológica. Otros siempre pretenden que existe ausencia de riesgo en las dosis bajas y, sin embargo, también aplican el modelo lineal sin umbral, lo que genera una sospecha latente hacia los mismos.

Hay un número cada vez mayor de la comunidad científica que piensa que existe un umbral por debajo del cual las radiaciones ionizantes no tienen un efecto reconocido sobre la salud y que nunca se ha demostrado de manera irrefutable la existencia de tales efectos. Otros incluso piensan que existe un efecto beneficioso (teoría de la hormesis) de las radiaciones de bajo nivel.

En el fondo de toda la discusión está el hecho de que nunca se ha demostrado la existencia o no de efectos perjudiciales o beneficiosos de las dosis bajas de radiación ni la existencia o no de un umbral por debajo del cual no se producen efectos, y también el que no se han realizado estudios epidemiológicos que comprendan

grandes muestras de población. Por ello la comunidad internacional estimula, a través de las directrices emanadas en programas marco de investigación, la realización de estudios para conocer los riesgos asociados a la radiación natural con el objeto de fundamentar mejor la protección radiológica para dosis bajas.

¿Qué hace en todo esto el proyecto Marna? Pues suministrar información sobre el rango de variación de la radiación gamma natural procedente del suelo en nuestro país, cuantificar la misma y situar los valores geográficamente; es decir, permite estimar la exposición total recibida por cada individuo conociendo los lugares que habitó. Si además se conocen los hábitos de vida, podría estimarse la exposición y dosis total recibida. Si estos datos se asocian a estudios epidemiológicos, puede mejorarse sustancialmente el conocimiento de los efectos de las dosis bajas de radiación y de la existencia o no de un umbral por debajo del cual no se producen efectos. 

Referencias

- (1) A. Baezā et al. *Determination of the Dose Rate from External Irradiation. Geological Considerations in Sampling Optimization*. Journal of Environmental Radioactivity. Vol 34. Nº 1 (1997).
- (2) USEPA. 520/1-87-20 *Radon Reference Manual*. September, 1987.
- (3) R.T. Peake. *Radon and Geology in the United States. Radiation Protection Dosimetry*. Proceedings of the Fourth International Sym-

- posium on the Natural Radiation Environment. Lisbon, 1987. CONF 871208. Vol 24 1988.
- (4) IAEA-Tecdoc-566. *The Use of Gamma Ray Data to Define the Natural Radiation Environment*. Vienna, 1990.
- (5) Adaptado de Adams J.A.S. y Colbs. *Physics and Chemistry of the Earth*. Pergamon Press.
- (6) *Radon Book. Measures against Radon*. B. Clavensjö y G. Åkerblom.

- (7) L.P. Cui. *Radiometric Methods in Regional Radon Hazard Mapping*. Nuclear Geophysics. Vol 4, Nº 3. 1990.
- (8) *Realidades en torno a las radiaciones de bajo nivel*. División de Información Pública. OIEA (1989).
- (9) M. Rosen. *A No-Regret Approach to Low Level Radiation Risk*. Radiation and Society. First Annual Symposium. The Uranium Institute (1995).

Agradecimiento: Los autores quieren expresar su agradecimiento a Gustavo López Ortiz y Antonio López Romero, especialistas en protección radiológica del CSN y Enusa, respectivamente, por su asesoramiento, y a Jesús Alegría Alonso (CSN) y Joaquín Botas Medina (Enusa) por su contribución en el desarrollo informático del proyecto Marna.

geológicas presentan uranio homogéneamente distribuido.

Los autores de este artículo tienen previsto realizar un estudio piloto sobre dos hojas a escala 1/50.000 en que exista información geológica suficiente y se disponga de mediciones reales del contenido de radón en el aire. Se aplicarán las tres metodologías descritas, contrastando el rango de valores obtenidos con cada método.

En principio, una de las hojas piloto se realizaría en la comunidad de Extremadura y otra en la provincia de Salamanca donde se disponga de buena información. Se partiría de los mapas de contenidos en potasio 40(%), torio (ppm) y uranio (ppm) obtenidos a partir de medidas aéreas.

4.6. Mejora en el conocimiento de los fundamentos de la protección radiológica aplicada a las radiaciones de bajo nivel

Los fundamentos de la protección radiológica actual están basados esencialmente en el estudio de los efectos de niveles altos de radiación sobre supervivientes a los bombardeos de Hiroshima y Nagasaki, y sobre pacientes que recibieron altas dosis de radiación como parte de un tratamiento médico y la extrapolación lineal de estos efectos a dosis bajas. Como consecuencia, se aplica, no sin gran controversia, un modelo lineal sin umbral, que acepta actualmente la mayor parte de la comunidad científica. El modelo (8) cubre el rango correspondiente a dosis altas, superiores en más de 100 veces a los fondos naturales, hasta la dosis 0.

Esta hipótesis, modelo lineal sin umbral, se ha adoptado ante la imposibilidad de demostrar la existencia de un umbral para expresar cuantitativamente el efecto asociado a las dosis bajas (o exposición-riesgo). Por ello, la protección radiológica actual está basada en una actitud prudente que consiste en considerar que tal umbral no existe. Ahora bien, esta hipótesis sin

Figura 8. Potencial de emisión de radón.

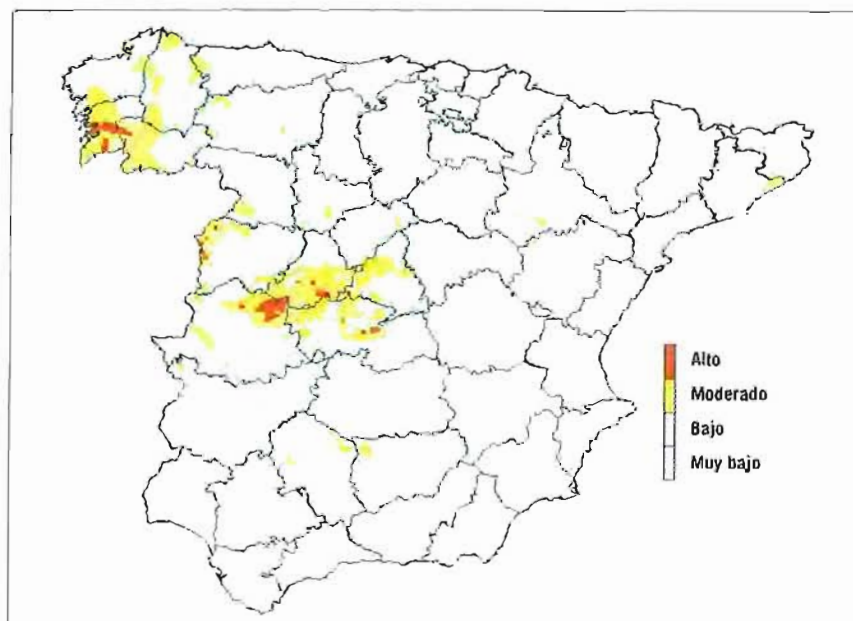


Tabla 2. Tasa de exposición total a la radiación natural según el contenido en potasio, torio y uranio de las rocas ígneas y sedimentarias (ref. 5).

Rocas	Potasio		Torio		Uranio		Total
	%	$\mu\text{R/hr}$	ppm	$\mu\text{R/h}$	ppm	$\mu\text{R/h}$	$\mu\text{R/h}$
Basálticas							
Valor medio	0,8	1,2	4,0	1,2	1,0	0,6	3,0
Rango	0,2-2,0	0,3-3,0	0,5-10	0,1-3,0	0,2-4	0,0-0-2,4	0,5-8,5
Graníticas							
Valor medio	3,0	4,5	12,0	3,6	3,0	1,9	10,0
Rango	2,0-6,0	3-9	1,0-25	0,3-7,7	1,0-7	0,6-4,5	4,0-21
Arcillosas							
Valor medio	2,7	4,1	12,0	3,6	3,7	2,3	10,0
Rango	1,6-4,2	2,5-6,4	8,0-18	2,4-5,4	1,5-5,5	1-3,5	6-15
Areniscas							
Valor medio	1,1	1,7	1,7	0,5	0,5	0,3	2,5
Rango	0,7-3,8	1-5,8	0,7-2	0,2-0,6	0,2-0,6	0,1-0,3	1,0-7,0
Carbonatadas							
Valor medio	0,3	0,4	1,7	0,5	2,2	1,3	2,2
Rango	0,0-2,0	0,0-3,0	0,1-7	0,0-2,1	0,1-9	0-5,5	0-10

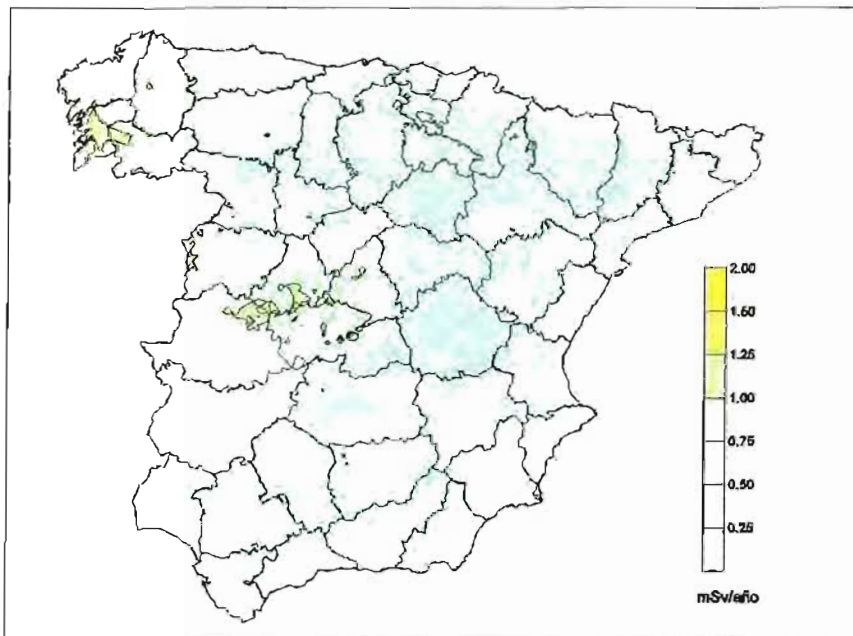
ppm = partes por millón. $\mu\text{R/h}$ = micro Roentgen/hora

umbral implica que no es posible un riesgo 0 cuando se esté expuesto a la radiación ionizante.

Las consecuencias de esta hipótesis son el establecimiento de límites que restringen los incrementos de dosis y no las dosis totales recibidas por los individuos. Habitualmente se aplica para el público en general el valor 1 mSv/año para

prácticas controladas y autorizadas, que es una fracción de la recibida en zonas de fondo natural elevado, como sucede en algunas zonas de Finlandia, Reino Unido, Francia o Suecia, donde, incluyendo la exposición al radón, puede alcanzar los 7 mSv/año.

Otros miembros de la comunidad científica opinan que el mode-



● **Figura 7. Dosis efectiva.** La conversión de dosis en aire a dosis efectiva al cuerpo humano se ha hecho utilizando $1\text{Gy} = 0,7\text{ Sv}$, valor recomendado para radiación ambiental en el Nureg 1501 (USNRC-1994).

rras negras, que pueden contener más de 200 ppm de uranio, y en arcillas y areniscas fosfatadas con promedios de 150 ppm. En las calizas no se presentan concentraciones superiores en general a 3 ppm de uranio, pero sus zonas de fractura pueden albergar concentraciones de uranio o vías de escape de radón que den lugar a contenidos más altos.

En la práctica, teniendo en cuenta que existe una correlación positiva entre los contenidos de potasio, torio y uranio en la naturaleza, puede considerarse que los contenidos bajos en radón se presentan en zonas de fondos bajos inferiores a los $10\text{ }\mu\text{R/h}$ y que la posibilidad de encontrar contenidos moderados aumenta en granitos y neises leucocráticos cuando los niveles de radiación gamma total son superiores a $15\text{ }\mu\text{R/h}$.

Como información básica (2) debe tenerse en cuenta que una parte por millón de uranio equivale a $0,33\text{ pCi/g}$ ($12,21\text{ Bq/Kg}$) de radio-226 en equilibrio con el uranio natural, y que el flujo de emisión de radón depende además del factor de emanación, de la humedad, den-

sidad, peso específico y porosidad del suelo o de la roca. Habitualmente el bajo potencial de emisión de radón de un área se asocia a contenidos de uranio inferiores a 2 ppm de uranio equivalente; por encima de 9 ppm de uranio el potencial de emisión de radón puede ser alto (3).

Con las hipótesis anteriores se puede establecer una estrategia que utilizando los datos del proyecto Marná lleve a la priorización de estudios sobre determinadas áreas para evaluar los niveles de radón, tanto en zonas exteriores como interiores a viviendas. Es decir, el proyecto Marná sirve para estimar, en una primera aproximación, el potencial de emisión de radón del terreno natural y optimizar el empleo de los recursos destinados a efectuar medidas analíticas de radón. En ningún caso los datos obtenidos en el proyecto Marná sustituyen a las medidas analíticas de contenido de radón, tanto en exteriores como en el interior de las viviendas.

A continuación se exponen diferentes métodos de estimación del potencial de radón que no requie-

ren medidas analíticas directas del mismo.

Método 1. A partir de mapas de tasa de exposición total

Si se dispone de mapas de tasa de exposición ($\mu\text{R/h}$), la estimación del potencial de radón se calcula mediante las siguientes hipótesis (2 y 4): primera, que potasio y torio se presentan en el suelo según los contenidos medios correspondientes al medio geológico en que se encuentran (tabla 2), y segunda, que el resto de la radiación medida corresponde al uranio.

En el mapa de la figura 8 se ha estimado el potencial de emisión de radón utilizando este método. El mapa parte de 182.812 datos agrupados en 16.744 celdas. Admite la formulación de otras hipótesis sobre contenidos relativos de los tres radioelementos en las diferentes formaciones geológicas.

Método 2. A partir de mapas de contenido de uranio

La estimación del potencial de emisión de radón puede realizarse combinando información del punto anterior con la metodología descrita en el *Radon 1 Book* (6).

El contenido máximo de radón en la interfase suelo-aire puede calcularse a partir del contenido de radio, el factor de emanación y la densidad y porosidad de la roca.

Método 3. A partir de datos de espectrometría gamma aérea

Otra metodología para estimar el contenido de radón ha sido expuesta por L.P. Cui en 1990 (7), partiendo de datos de los contenidos en potasio 40, torio y uranio en el terreno medidos mediante espectrometría gamma aeroportada. L.P. Cui a partir de datos espectrométricos obtenidos mediante prospección aérea, en la zona de Salt Lake (Utah, EEUU) establece que la concentración de radón que se incorpora al aire puede calcularse mediante la fórmula expuesta en la citada obra de Cui, asumiendo que las unidades

dio fue en la provincia de Cáceres sobre una zona de unos 20.000 km² de superficie, con una geología complicada y en consecuencia con una gran variación espacial de las concentraciones de los radionúclidos presentes en el suelo. Los resultados obtenidos permitieron comparar ambas técnicas de medida de dosis absorbida en aire y establecer criterios que, utilizando la geología como parámetro, permiten optimizar futuras campañas de muestreo al poder determinarse *a priori* el número de puntos de muestreo a considerar y la localización más adecuada de los mismos.

4.2. Evaluación y control de incrementos de la radiación debidos a causas naturales o no naturales

La dualidad de información radiológico-dosimétrica proporcionada por los dos anteriormente citados métodos en la provincia de Cáceres ha animado al citado grupo de investigación de la Universidad de Extremadura a analizar la sensibilidad de los mapas de radiación gamma natural del proyecto Marna; es decir, cómo se afectarían los niveles de radiación natural representados en los mapas por una supuesta liberación significativa a la atmósfera de radionúclidos emisores gamma de origen artificial y su posterior deposición en el suelo; o dicho de otra manera, concentración depositada necesaria para producir cambios significativos en el fondo natural.

Además de los datos del proyecto Marna se utilizan datos obtenidos por el citado grupo investigador correspondientes a unos 263 puntos de medida de la provincia de Cáceres, de los que posee un conocimiento preciso sobre concentraciones de elementos radiactivos en suelos. El estudio está en curso actualmente.

4.3. Elaboración de mapas de tasa de dosis absorbida en aire

Para la transformación del mapa de tasa de exposición obtenido en el

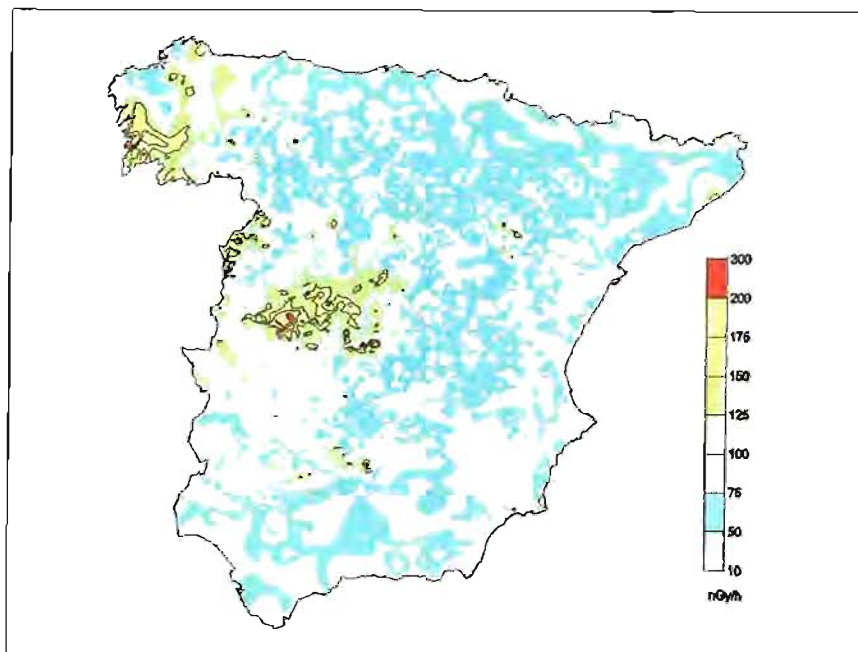


Figura 6. Mapa de dosis absorbida en aire. La conversión de tasa de exposición a dosis se ha realizado utilizando $1R=0,0087$ Gy, valor recomendado para radiación ambiental en el Nureg-1501 (USNRC 1994).

proyecto Marna a mapa de dosis absorbida en aire no se ha hecho más que recordar que la energía de 0,0087 Julios depositada por radiación electromagnética en un kilogramo de aire en condiciones normales es equivalente a un Roentgen, y que 1 Gray es equivalente a la cesión de la energía de 1 Julio/kg; así tendremos:

Conversión de exposición a dosis en aire: $1R = 0,0087$ Gy o bien $1\mu R/h = 8,7$ nGy/h.

Transformación también empleada en el Nureg 1501 de la USNRC (1994), que se aplica a medidas de radiación ambiental.

La figura 6 se ha realizado a partir de los valores medios de tasa de exposición asignados a las 16.744 celdas de que consta el mapa 1/1.000.000. En el mapa de dosis absorbida en aire se han marcado aquellas zonas con tasa de dosis superior a 200 nGy/h.

4.4. Elaboración de mapas de tasa de dosis equivalente anual

La tasa de dosis equivalente anual puede calcularse si se conocen los hábitos de vida de la población. En este sentido se ha elaborado la fi-

gura 7, realizada a partir de los valores medios de dosis absorbida en aire asignados a las 16.744 celdas de que consta el mapa 1/1.000.000.

El paso a dosis equivalente efectiva al cuerpo humano se ha realizado aplicando el factor de conversión considerado en el NUREG 1501 de la NRC (1994), que se refiere a radiación ambiental: $1\text{ Gy} = 0,7\text{ Sv}$. En la obtención del mapa se ha tenido en cuenta una hipótesis simplificada. Se ha estimado la dosis al cuerpo entero procedente de la radiación gamma medida a un metro del suelo, que pudiera recibirse en una zona, suponiendo una exposición al aire libre durante todo el año, sin ningún tipo de protección. Esta hipótesis puede cambiarse fácilmente y adaptarse a la que cada experto considere, y recalcular los valores utilizando la base de datos del proyecto.

4.5. Estimación del potencial de emisión de radón en diferentes zonas Rocas con elevado contenido de radón se presentan en granitos, que pueden presentar a veces más de 20 ppm de uranio; en arcillas y piza-

El Terciario de las depresiones del Ebro, Tajo, Duero y Guadalquivir podría dividirse, a efectos radiométricos y por su composición y extensión, en varias subzonas:

- Calizas lacustres, con fondos en general bajos ($5 \mu\text{R/h}$), aunque localmente pueden presentar valores más altos debido al aumento de contenido en arcilla y a la presencia de ambientes reducidos con materia orgánica.

- Facies evaporíticas, con fondos en general bajos, aunque no tanto como los anteriores. Eventualmente presentan anomalías radiométricas debidas a pequeñas concentraciones de uranio locales.

- Terciarios detríticos, en general más radiactivos. En algunas zonas (terciario del Valle del Tiétar) sus fondos son francamente elevados, llegando a confundirse con los de las rocas graníticas circunvecinas de las que proceden (arcosas del SO de la cuenca Terciaria de Ciudad Rodrigo).

Los cuaternarios en general presentan fondos bajos tanto en las rías pliocuaternarias como en terrazas y otras formaciones aluviales y diluviales. Los fondos son altos cuando derivan de rocas graníticas de fondo alto.

4. Aplicaciones del proyecto Marna

4.1. Evaluación de la representatividad de otros métodos de medida de la radiación.

En este sentido se ha realizado, en colaboración con el grupo de investigación de radiactividad ambiental del Departamento de Física de la Facultad de Veterinaria de la Universidad de Extremadura, un ejercicio de comparación entre medidas de la tasa de exposición que se recibe por radiación externa, mediante dos técnicas diferentes: una, a partir de los datos obtenidos en el proyecto Marna y otra a partir de las concentraciones de elementos radiactivos emisores gamma presentes en el terreno (referencia 1). La zona donde se llevó a cabo el estu-

Figura 5. Tasa de exposición media, representación por provincias.

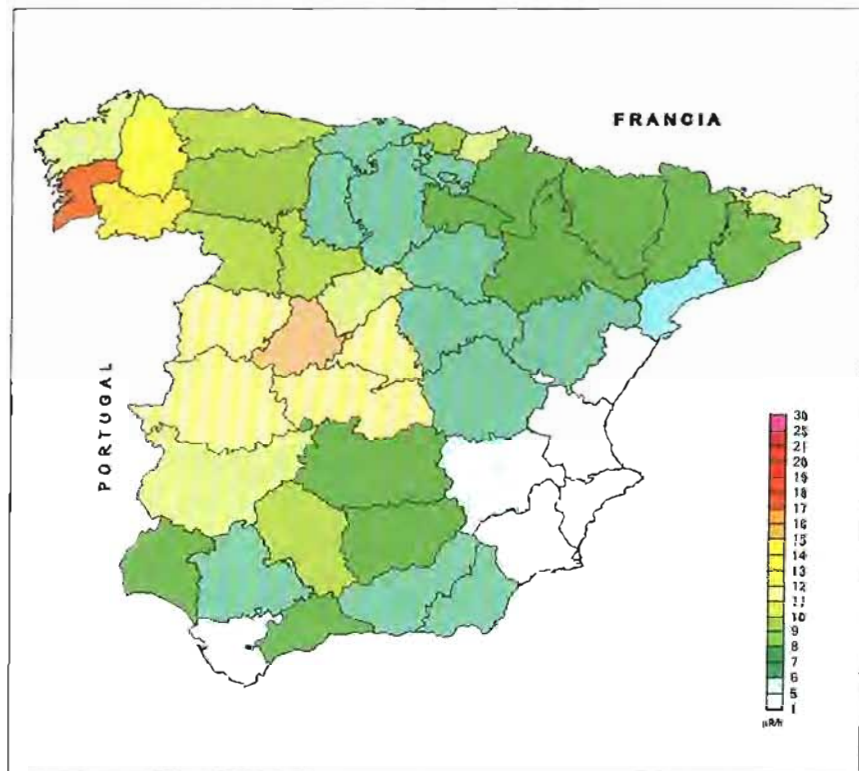
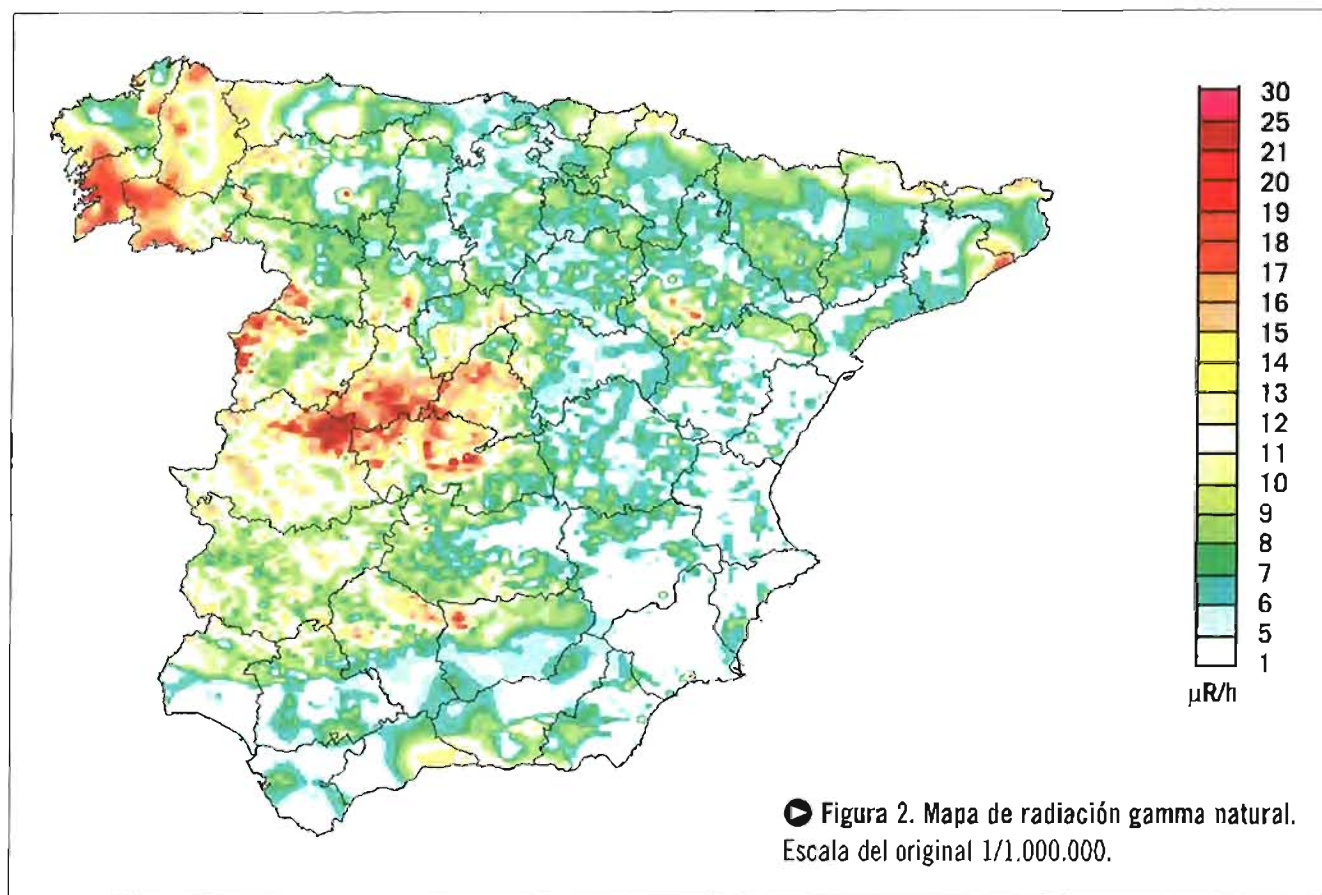


Tabla 1. Valores medios radiométricos correspondientes a diferentes provincias agrupadas según valores crecientes de la tasa de exposición.

Provincia	Media ($\mu\text{R/h}$)	Provincia	Media ($\mu\text{R/h}$)
1 Murcia	4,56	25 Huesca	7,81
2 Castellón	4,85	26 Ciudad Real	7,87
3 Valencia	4,93	27 Jaén	7,94
4 Alicante	4,94	28 Lérida	7,95
5 Albacete	5,30	29 Vizcaya	8,32
6 Cádiz	5,40	30 León	8,94
7 Tarragona	5,96	31 Córdoba	9,09
8 Almería	6,09	32 Valladolid	9,11
9 Cuenca	6,27	33 Gerona	9,28
10 Cantabria	6,57	34 Zamora	9,82
11 Teruel	6,67	35 Asturias	9,95
12 Soria	6,72	36 Segovia	10,20
13 Burgos	6,79	37 Badajoz	10,44
14 Granada	6,79	38 Guipúzcoa	10,64
15 Palencia	6,81	39 Coruña, La	10,95
16 Sevilla	6,83	40 Salamanca	12,31
17 Guadalajara	6,90	41 Toledo	12,44
18 Álava	6,91	42 Madrid	12,74
19 Barcelona	7,08	43 Cáceres	13,00
20 Málaga	7,20	44 Lugo	13,61
21 Rioja, La	7,29	45 Orense	14,37
22 Zaragoza	7,38	46 Ávila	15,12
23 Huelva	7,49	47 Pontevedra	17,06
24 Navarra	7,76		



mentarias derivadas de ellas, mientras que los más bajos a formaciones sedimentarias de origen marino.

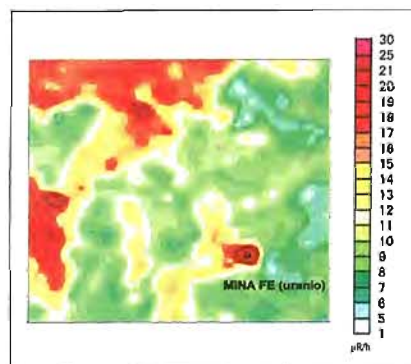
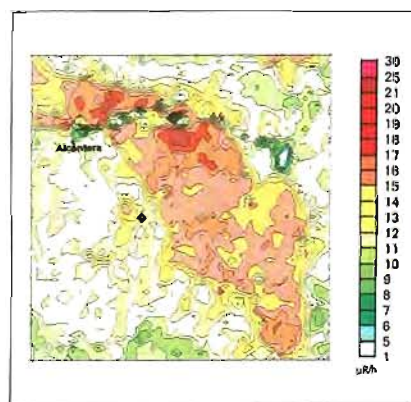
Por unidades geológicas, las medias radiométricas más altas (17,5 $\mu\text{R/h}$) corresponden a formaciones graníticas de diversa naturaleza situadas en las provincias de Cáceres, Madrid, Toledo y Ávila (Sistema Central), al arco hercínico gallego y al oeste de las provincias de Salamanca y Zamora. También presentan radiometría media similar los granitos de Cataluña, Badajoz, Córdoba y Sevilla. Los niveles mayores de radiación en los granitos son debidos principalmente a su mayor contenido en los tres elementos radiactivos naturales: potasio 40, torio y uranio, simultáneamente. Los niveles de radiación que alcanzan son similares a los de otros granitos en el mundo. Sin embargo, no debe entenderse que todos los granitos presentan fondos altos, y ni siquiera que el fondo sea uniforme en ellos.

También se aprecian valores radiométricos medios altos (15 $\mu\text{R/h}$)

en las zonas metamórficas del oeste peninsular (Macizo Hespérico), Sistema Ibérico, afloramientos pirenaicos y formaciones Alpujárride Nevado-Filabride y Malaquide de la zona mediterránea meridional. Dentro de los metasedimentos paleozoicos merece la pena resaltar las anomalías radiactivas que presenta de forma bastante sistemática la cuarcita armoricana, tanto en Ciudad Real como en otros lugares en los que aparece.

Dentro del Triásico, es el Buntsandstein, en su facies de areniscas rojas, la formación que presenta mayores fondos radiométricos medios (10 $\mu\text{R/h}$), fondo que, en general, es mucho menor en las formaciones calizas del Muschelkalk y en las margas abigarradas del Keuper.

Los materiales del Jurásico y Lias, predominantemente calcáreos, presentan fondos bajos (5 $\mu\text{R/h}$), al igual que ocurre con el Cretácico, salvo en las facies detríticas del Albense (Teruel, Soria, Cuenca, Guadalajara, etcétera).



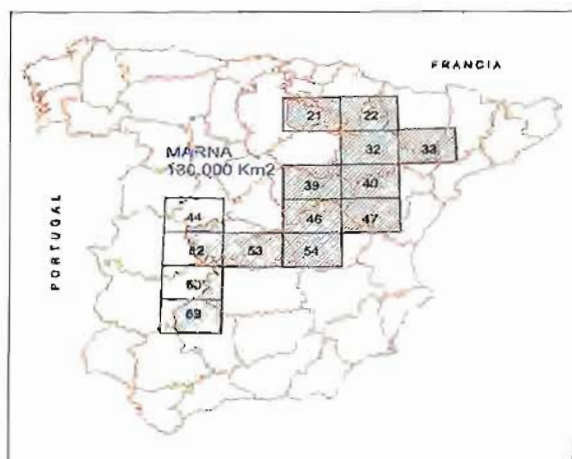


Figura 1. Zonas sobre las que se desarrollaron los proyectos Marna y Marna-2.

riormente con la incorporación de nuevos datos.

Con ello se reunía información sobre la radiación gamma natural procedente del terreno natural de una superficie aproximada de 220.000 km².

3. Resultados del proyecto

3.1. Conocimiento y evaluación de los niveles de radiación gamma natural

Fruto del proyecto Marna es un mapa base, a escala 1/1.000.000, de la España peninsular (figura 2) y mapas más detallados de las comunidades de Extremadura y Castilla y León, a escala 1/200.000, de los que las figuras 3 y 4 son un ejemplo. Estos mapas han sido obtenidos mediante la metodología descrita en los documentos referenciados al final de este artículo. Además, existen mapas más detallados de cuatro hojas del mapa geográfico a escala 1/50.000. De todos ellos existe el soporte informático correspondiente, a partir del cual pueden obtenerse copias impresas.

3.2. El mapa piloto peninsular a escala 1/1.000.000

Para la obtención del mapa a escala 1/1.000.000 se definió una cuadrícula base de lados paralelos a los de una hoja topográfica 1:50.000 y de una superficie aproximada equivalente a 1:16 de dicha hoja. Esta cua-

drícula, o celda, contiene el dato radiométrico medio ($\mu\text{R/h}$) de su superficie, la cual oscila entre 30 y 35 km², es decir, aproximadamente 7 x 5 kilómetros. En total, España queda cubierta con 16.744 celdas. Esta cuadrícula base fue definida originalmente por cumplir dos condiciones:

- Existir una base informatizada con las coordenadas de dicha cuadrícula en el Instituto Geográfico Nacional.

- Considerarse como un buen soporte de datos para iniciar los cálculos sobre la cuadrícula base definitiva que serviría para la elaboración del mapa 1/1.000.000, ya que la densidad de los datos radiométricos se consideró suficiente.

Los datos de partida para obtener el mapa fueron 182.812, repartidos según diferentes densidades de datos. En las zonas carentes de cobertura radiométrica adecuada se han asignado valores teniendo en cuenta la geología de la zona, la radiometría de formaciones geológicas similares y las medidas específicas realizadas durante la ejecución del proyecto para establecer las correlaciones entre geología y radiometría. Todos ellos figuran en una base de datos adicional.

En las comunidades autónomas de Extremadura y Castilla y León, y en la zona cubierta por el Marna 2, los datos se han extraído a partir de una densidad aproximada de un dato por kilómetro cuadrado, mientras que en otras comunidades los datos han sido extraídos de extrapolaciones geológicas o de densidades bajas de datos que pueden llegar a un dato por 500 km².

El proyecto Marna desarrolló una metodología que permite la obtención de mapas detallados de tasa de exposición a escalas 1/50.000 y 1/200.000 que pueden tener dife-

rentes aplicaciones, como se verá más adelante. El mapa a escala 1/1.000.000 se considera como un fruto marginal o primera recopilación de la información contenida en fondos documentales de Enusa y que ha permitido comprobar la coherencia en la metodología aplicada para el desarrollo del proyecto sobre grandes áreas. Permite además utilizar la información para priorizar estratégicamente futuros estudios sobre zonas con tasas de exposición más elevadas.

Los valores asignados a las 16.744 celdas antes indicadas presentan una distribución log-normal, una media de 8,7 $\mu\text{R/h}$, una mediana de 7,75 $\mu\text{R/h}$ y una desviación estándar de 3,96 $\mu\text{R/h}$.

En cuanto a la significación de los valores de tasa de exposición representados en el mapa, ha de considerarse óptima, porque las medidas han sido realizadas en tiempo seco cuando la humedad del suelo es mínima y, por tanto, el apantallamiento producido por el agua era mínimo.

3.3 Los niveles medios de la tasa de exposición a la radiación natural

En la figura 5 y en la tabla 1, que aparecen en la página 18, se han ordenado los valores medios de tasa de exposición gamma natural correspondientes a cada una de las provincias de la España peninsular. En la elaboración de la tabla 1 se ha utilizado la totalidad de los datos de tasa de exposición disponibles hasta el momento, es decir 182.812.

Como puede apreciarse, los niveles medios de radiación más bajos se presentan en las provincias de Murcia, Castellón, Valencia, Alicante y Albacete, mientras que los más altos corresponden a las provincias de Madrid, Cáceres, Lugo, Orense, Ávila y Pontevedra.

3.4 Relación de los niveles de radiación con las unidades geológicas

Los valores altos en general están ligados a determinados tipos de formaciones graníticas y rocas sedi-

Enrique Suárez Mahou* y José Ángel Fernández Amigot**

Resultados y aplicaciones del proyecto Marna

El proyecto Marna persigue la elaboración de mapas de radiación natural de todo el territorio nacional a escalas muy detalladas, lo que representa un esfuerzo muy grande de recopilación e integración de

datos. En este artículo se describen los resultados principales del proyecto y sus posibles aplicaciones, centradas, fundamentalmente, en el estudio de los efectos de las bajas dosis de radiación.

1. Introducción

El proyecto Marna es un proyecto de investigación básica a escala nacional que evalúa la tasa de exposición a la radiación gamma natural medida a un metro del suelo. El significado del *fall-out* en este tipo de medidas es escaso, ya que valores altos de deposición superficial del orden de $10^{-2} \mu\text{Ci}/\text{m}^2$ proporcionarán tasas de exposición inferiores a $10^{-2} \mu\text{h}^{-1}$ a un metro de altura.

El interés del proyecto es similar al que tienen otros mapas de investigación básica, como el mapa geológico, el mapa de peligrosidad sísmica, el mapa de suelos, el mapa tectónico, etcétera; es decir, es un documento de partida necesario para realizar otro tipo de investigaciones ya que permite, a través del conocimiento de los niveles de radiación de fondo, con las particularidades asociadas, la

determinación de las dosis de radiación asociadas y sus posibles efectos sobre la salud.

En este artículo se consideran solamente resultados y aplicaciones del proyecto Marna, por lo que quienes estén interesados en otros aspectos del proyecto o información más detallada pueden acudir, entre otras fuentes, a la documentación publicada al respecto.

2. El proyecto Marna

En diciembre de 1991, el CSN y Enusa suscribieron un convenio para la realización del proyecto Marna, que comprendía los siguientes objetivos:

- Obtención de mapas de radiación gamma natural sobre cuatro hojas del mapa topográfico nacional, a escala 1/50.000, que presentaran elevado nivel de radiación natural. Las hojas seleccionadas fueron las 475, 476, 525 y 623 correspondientes a Lumbrales, Villavieja de Yeltes, Ciudad Rodrigo y Malpartida de Plasencia, respectivamente.

- Obtención de dos mapas a escala 1/200.000 de dos comunidades autónomas. Se seleccionaron Ex-

tremadura y Castilla y León. En total unos 130.000 kilómetros cuadrados (figura 1).

- Obtención de un mapa piloto peninsular a escala 1/1.000.000.

Para realizar el proyecto se contaba con una buena información de base. La Junta de Energía Nuclear y la Empresa Nacional del Uranio habían realizado, durante más de treinta años, campañas de prospección aérea y terrestre de minerales radiactivos en las que se obtuvieron medidas de muy buena calidad, tanto de radiación gamma total como de espectrometría gamma, complementadas con nuevas medidas realizadas durante el desarrollo del proyecto.

El proyecto Marna concluyó en diciembre de 1995, pero a la vista de los resultados obtenidos se firmó un nuevo convenio en diciembre de 1995 para la realización del proyecto Marna 2, que ampliaba en 90.000 km² la extensión de cobertura a escala 1/200.000, con áreas exteriores a las comunidades de Extremadura y Castilla y León (figura 1). Además contemplaba la actualización del mapa piloto peninsular a escala 1/1.000.000, obtenido ante-

* Geólogo y farmacéutico, con 35 años de experiencia en el campo nuclear. Trabaja actualmente en el CSN.

** Doctor ingeniero de Minas, con 35 años de experiencia en el campo nuclear. Trabaja actualmente en Enusa.



Figuras 5 y 6. La antigua Fábrica de Uranio de Andujar (FUA), antes y después de su desmantelamiento.

nisterial requirió a Enresa la elaboración del Plan de Desmantelamiento y Clausura, para ser sometido a aprobación.

Cuando dicho plan sea aprobado por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe favorable del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), se facultará a Enresa para asumir la condición de *explotador responsable* a los efectos previstos por la legislación nuclear vigente para llevar a cabo los trabajos de desmantelamiento.

Enresa presentó al Ministerio de Industria, en el mes de junio de 1991, un documento analizando las alternativas de desmantelamiento para la clausura de la citada central, así como la propuesta de la alternativa más viable. El informe evaluaba las distintas alternativas, proponiendo el desmantelamiento en una primera fase de los elementos (estructuras y componentes) convencionales y activos de la instalación, excluidos el cajón del reactor y sus partes internas, así como aquellos elementos útiles para su protección y futuro desmantelamiento. El desmantelamiento total sería efectuado después de un periodo de espera-latencia- a determinar y llevaría aparejada una liberación total del emplazamiento.

El Ministerio de Industria y Energía, previo informe favorable del CSN, resolvió aceptar, el 27 de noviembre de 1992, la alternativa

de desmantelamiento y clausura propuesta por Enresa. Paralelamente se requería a Enresa la presentación del Plan de Desmantelamiento y Clausura para su aprobación oficial, en el máximo de 18 meses a partir de la fecha de la resolución, y en cumplimiento de estos requisitos, Enresa presentó el 27 de mayo de 1994 el Plan de Desmantelamiento de la Central (PDC) de Vandellós I, que ya ha sido informado favorablemente por el CSN. En paralelo, se ha presentado el estudio de impacto ambiental ante el Ministerio de Medio Ambiente. Dicho estudio no ha recibido alegaciones en la fase de información pública, por lo que se espera una pronta declaración por parte del Ministerio de Medio Ambiente.

El PDC propuesto por Enresa contiene toda la documentación requerida por el Gobierno para su evaluación, aprobación y ejecución del proyecto, bajo la titularidad de Enresa. El plan consiste en que, una vez evacuado el combustible gastado y acondicionados los residuos radiactivos de operación, se procederá al desmantelamiento de las estructuras y componentes externos al cajón del reactor, el cual quedará sin desmantelar, confinado el reactor sin combustible nuclear hasta que haya transcurrido el periodo de espera.

El cajón, con el reactor y sus partes internas, se aislará conve-

nientemente, procediendo al cierre y sellado de las diferentes conexiones con el exterior. La actividad residual en él contenida quedará confinada y aislada e irá decreciendo con el tiempo.

En cuanto al emplazamiento, se mantendrá bajo vigilancia, tanto en la fase de ejecución del desmantelamiento como en la fase de latencia, si bien en este periodo la vigilancia se limitará a la zona controlada; el resto del emplazamiento, aproximadamente un 80% del actual, se prevé pueda ser utilizado sin ninguna restricción. Una vez transcurrido el periodo de latencia, para el que se considera una duración de 25 a 30 años, se abordará el desmantelamiento total de las instalaciones remanentes, que llevará aparejada la liberación total del emplazamiento.

Actualmente está finalizada la fase de ingeniería de detalle (especificaciones y procedimientos) para la contratación de las obras, estando a la espera de los correspondientes permisos y licencias. Para el inicio de las mismas es necesario que el título de explotador responsable de la instalación sea transferido a Enresa, para lo que se requiere que Enresa reciba la aprobación del Plan de Desmantelamiento y Clausura por parte de la autoridad competente y que Hifrensa complete las actuaciones requeridas en la resolución de 1990. 

– Las ayudas socioeconómicas a la zona de ubicación de las instalaciones”.

En este mismo sentido, la Comisión de Industria, Comercio y Turismo del Senado ha creado una Ponencia especial para el estudio de la problemática generada por los residuos de alta radiactividad, cuyos trabajos –según reza la moción aprobada– “se dirigirán a la presentación de propuestas orientadas a la solución de tal problemática, así como de los instrumentos

tividades derivadas de la gestión de los residuos radiactivos sean asumidos por los agentes generadores de dichos residuos y, en concreto, que las compañías eléctricas dediquen un porcentaje de la recaudación de la tarifa, precisamente durante el periodo productivo de las centrales nucleares.

Evidentemente, este sistema produce un desajuste estructural entre ingresos y gastos, dando origen a lo que se ha venido a denominar el Fondo para la Financiación de la

la constitución, gestión y aplicación del fondo; los valores, activos y créditos en los que se puede materializar dicho fondo, así como la supervisión y el control, que se atribuyen a un Comité de Seguimiento y Control.

El porcentaje de la recaudación global por tarifa eléctrica que se transfiere a Enresa ha ido decreciendo desde el 1,4% en los primeros años hasta el 0,8% en la actualidad, de acuerdo con el último Real Decreto 2657/1996, por el que se establece la tarifa eléctrica para 1997.

Con cargo a esta recaudación se atienden tres conceptos:

– Los gastos e inversiones que se derivan de los presupuestos de Enresa en cumplimiento del PGRR.

– Las compensaciones a ayuntamientos afectados por las instalaciones de almacenamiento de residuos, de acuerdo con lo establecido en la correspondiente orden del Miner.

– El Fondo para Financiación de la Segunda Parte del Ciclo del Combustible Nuclear, ligado a las previsiones del PGRR.

Enresa es, asimismo, responsable del desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas al final de su vida útil. La primera instalación cuya clausura se acometió fue la de la Fábrica de Uranio de Andújar. Esta clausura se completó con un proyecto, pionero en Europa, siguiéndose en la actualidad las labores de análisis de comportamiento que confirmen los supuestos de diseño (figuras 5 y 6).

Finalmente, cabe referirse sucintamente a la situación actual de la central nuclear Vandellós I, parada como consecuencia de un incendio sobrevenido en el edificio de turbinas, el 19 de octubre de 1989. Este incendio produjo importantes daños, por lo que la central quedó inmediatamente fuera de servicio, en situación de parada, quedando suspendido, con posterioridad, y con carácter definitivo, el permiso de explotación. Una resolución mi-

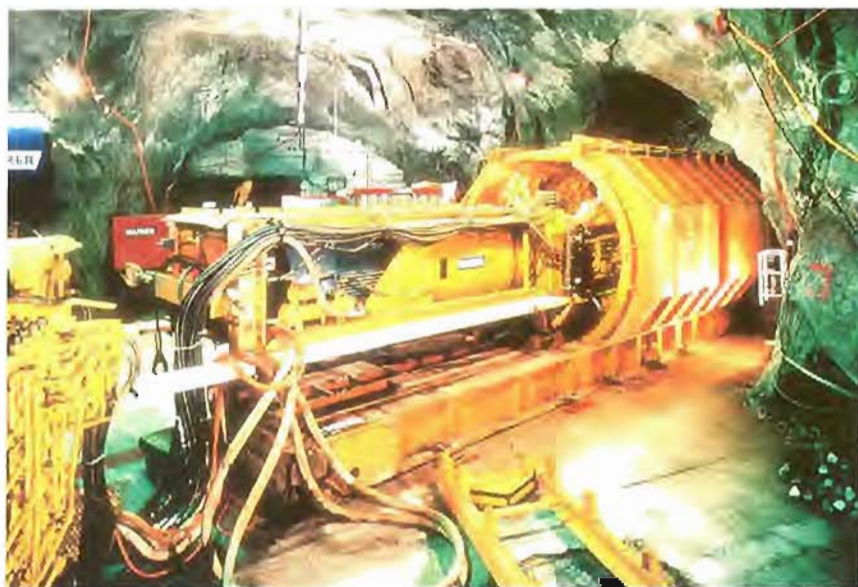


Figura 4. Máquina tuneladora empleada en Grimsel (Suiza) para excavar la galería donde se lleva a cabo el experimento Febex incluido en el Tercer Plan de I+D de Enresa.

legales necesarios para posibilitar la misma”.

Parece indudable que la experiencia francesa –la Ley Bataille– es una fuente de inspiración a la hora de acometer este proceso, pues permite avanzar por el camino de la experimentación *in situ*, dejando para más tarde la decisión final sobre la opción técnica escogida.

4. Aspectos financieros y otras actividades

El modelo escogido para la financiación de Enresa consiste en un plan financiero basado en un desfase temporal entre gastos e ingresos, de manera que los costes de las ac-

Segunda Parte del Ciclo del Combustible Nuclear, que viene regulado por la Disposición adicional 7ª de la Losen y por el Real Decreto 404/1996 de 1º de marzo.

Esta normativa establece que este fondo tiene el carácter de provisión y sólo podrá ser invertido en gastos, trabajos, proyectos e immobilizaciones derivados de actuaciones previstas en el Plan General de Residuos Radiactivos, aprobado por el Gobierno.

Asimismo, el Real Decreto 404/1996, que desarrolla la Losen, determina, en base a una experiencia acumulada de 10 años, los criterios y procedimientos relativos a

En principio, y con el actual nivel de la tecnología, parece que unos residuos cuya vida se puede alargar entre 20.000 y 100.000 años, pueden encontrar una solución definitiva en un *almacenamiento geológico profundo* (AGP), que garantice su máximo aislamiento respecto a la biosfera y su mínima manipulación por el hombre.

No obstante, la solución del AGP necesita ser investigada, puesta a punto y contrastada a nivel internacional. Y, lo que es más importante, los avances tecnológicos pueden ofrecer nuevas soluciones que modulen las características de un AGP que hoy parece necesario a largo plazo.

Ya se ha citado que, como solución temporal, se cuenta con el almacenamiento en piscinas en las centrales nucleares. Ahora bien, el almacenamiento intermedio en centrales es una solución transitoria que no puede ir más allá de la vida útil de aquellas. Por ello, Enresa contempla la necesidad de un *almacenamiento temporal centralizado* (ATC) en superficie, estimándose su fecha de disposición para la segunda década del próximo siglo, en función de la hipótesis de un periodo de vida útil de 40 años para las centrales nucleares.

El ATC es una solución rigurosa que no encierra ningún problema de concepto al estar basado en tecnologías ciertas, fiables y verificadas, como son la tecnología de almacenamiento en piscinas o los últimos desarrollos de contenedores de almacenamiento y transporte, así como a las tecnologías de contenedores y bóvedas de hormigón.

Son criterios de racionalidad los que aconsejan proceder a la liberación de los diversos emplazamientos nucleares y a la concentración ordenada de los residuos en otro que satisfaga los requerimientos de idoneidad y aceptabilidad.

Este almacenamiento permite la centralización temporal del combustible gastado, simplificando notablemente la logística y la seguri-

dad, con la consiguiente disminución de los costes de operación.

Al ser un almacenamiento temporal en superficie, el ATC sólo requiere una actividad limitada de caracterización del emplazamiento, en absoluto comparable a la de un almacenamiento geológico, si bien se considera que su designación precisaría del necesario diálogo social y de la oportuna normativa para llegar a un consenso entre el Gobierno, el Parlamento, Administraciones autonómicas y locales, organizaciones interesadas y público en general.

En todo caso, debe quedar claro que la localización del ATC es totalmente independiente de la hipotética ubicación de un AGP.

Por último, el ATC permite que las líneas de investigación, de cara a la gestión final del combustible gastado, se hagan no por presión de los plazos (de saturación y desmantelamiento), sino cuando se haya completado todo nuestro ambicioso programa de I+D que, por su magnitud y características, debe ser desarrollado equilibradamente y de acuerdo con los plazos y prioridades marcados y sólo después de haberse llevado a cabo las pruebas necesarias en laboratorios *in situ* que aseguren la viabilidad de esta solución. Hay que señalar, también, que el ritmo y etapas de este complejo esfuerzo de investigación y desarrollo se realiza a nivel internacional y que la interdependencia tecnológica entre países es muy alta, por lo que al final ningún país podrá destacarse, ni desentenderse de lo que hagan los demás.

Por lo que respecta al tratamiento a largo plazo de los RAA —que es sin duda el aspecto más problemático de la gestión de residuos—, hay que señalar que, dado el estado actual de la técnica, la línea de trabajo que se tiene más en cuenta, a nivel internacional, es la del Almacenamiento Geológico Profundo, por lo que se vienen desarrollando todo un conjunto de estudios y proyectos encaminados a garantizar

que una instalación de este tipo, cumpla con todos los requerimientos exigibles de seguridad. Sin embargo, gracias a las soluciones industriales para la gestión intermedia del combustible gastado, no existe premura de tiempo, por lo que, en estas circunstancias, parece oportuno no comprometer soluciones de almacenamiento definitivo, ni en modalidades ni en calendario, puesto que la aparición y contrastación de tecnologías emergentes podrían obligar a redefinir, a medio plazo, esas mismas soluciones. Ello justifica que la actividad futura de Enresa en el campo de los RAA se centre en el Plan de I+D, contemplándose tanto a la investigación asociada al confinamiento geológico, cuyo objetivo es asegurar el conocimiento cabal de los procesos y parámetros que intervienen en dicho confinamiento y la seguridad a largo plazo de los almacenamientos, y el seguimiento y la evolución de las nuevas tecnologías de transmutación.

En todo caso, tanto la necesidad de un ATC, que se plantea ya a medio plazo, con fechas concretas, como la de un futuro AGP y, en general de toda la gestión de residuos de alta actividad, representan —como muchos responsables políticos han puesto de manifiesto— una cuestión de Estado que exige fórmulas de consenso político y social que hagan viable la adopción de soluciones específicas. En concreto, ya el IV PGRR —todavía vigente— esboza la necesidad de un proceso de "... establecimiento, por un lado, del cauce normativo que incluya aspectos procedimentales y ayudas socioeconómicas a las zonas de ubicación,... mediante un proyecto de ley que incluya:

- El procedimiento para la designación del emplazamiento de las instalaciones de almacenamiento, que incluirá las formas de participación en la decisión final de las instituciones del Estado, organizaciones interesadas y público en general.

roducen en contenedores en forma de cubo de dos metros de lado con capacidad para 18 bidones. Estos contenedores, que se fabrican en El Cabril, son de hormigón armado con un proceso de fabricación que garantiza su alta calidad. Una vez lleno el contenedor, se inmoviliza su contenido mediante inyección de mortero, de manera que forme un bloque compacto. Más tarde, estos contenedores son trasladados a unas celdas donde quedarán definitivamente almacenados. Las celdas de almacenamiento disponen de paredes de hormigón de medio metro de espesor y su suelo forma una leve pendiente para que el agua, en el hipotético caso de entrar en la celda, se drene con facilidad y pueda ser objeto de análisis y posterior tratamiento, en caso necesario.

3. Residuos radiactivos de alta actividad (RAA)

Los nueve reactores nucleares españoles producen anualmente unas 160 toneladas de residuos radiactivos de alta actividad. En total, desde su puesta en marcha estas centrales nucleares han generado unas 2.000 toneladas de estos residuos.

En primer lugar, conviene referirse a los medios adoptados para aumentar la capacidad de almacenamiento temporal. Está finalizado un programa destinado a incrementar la capacidad mediante el cambio de bastidores *-reracking-* llevado a cabo en las propias piscinas de las centrales. Tras esta operación, la fecha de saturación se ha alargado notablemente, hasta casi el fin de la vida útil de las centrales, excepto en Trillo, cuya saturación se producirá en el año 2002. Por lo tanto, solamente existe un cuello de botella en Trillo y, por ello, la empresa propietaria ha solicitado los permisos para utilizar los contenedores que se citarán a continuación.

En segundo lugar, citar un desarrollo tecnológico, realizado con-

juntamente por Enresa y otras sociedades, que permite el almacenamiento en seco del combustible gastado, para cuando se llegue a la saturación de las piscinas. Se dispone ya de un contenedor para almacenamiento fabricado en España, que está licenciado en EEUU y susceptible de ser licenciado en nuestro país. Se ha completado el desarrollo de un contenedor de doble propósito *-almacenamiento y transporte-*, diseñado por Enresa, Ensa y la americana NAC (Nuclear Assurance Corporation). Este contenedor, denominado STC (Storage and Transport Cask), que servirá para todos los reactores de agua a presión de tecnología americana, ya está licenciado en EEUU por la Comisión Reguladora Nuclear (NRC). Asimismo se dispone de un contenedor similar diseñado específicamente para la central nuclear de Trillo *-adaptación del anterior-* denominado DPT (figura 3), que ha sido informado favorablemente por el CSN. El fin de estos contenedores es permitir el almacenamiento en seco del combustible gastado.

Otras actividades que se han desarrollado hasta la fecha en materia de RAA son las siguientes:

- Mejora del conocimiento de la geología española, con vistas a la obtención de los datos básicos, necesarios para el Estudio de Seguridad del Almacenamiento Profundo de Residuos de Alta Actividad y Larga Vida.

- Realización de diseños conceptuales de instalaciones de superficie y subterráneas, para el almacenamiento definitivo de los residuos de alta radiactividad, que servirá de referencia para fines posteriores y como orientación de los trabajos de investigación en este área.

- Puesta en marcha de un programa de I+D en planes cuatrienales, en coordinación con el Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), la Agencia para la Energía Nuclear de la OCDE



Figura 3. Contenedor Ensa-DPT para almacenamiento de combustible gastado.

(NEA) y la Unión Europea. En la actualidad está en marcha el III Plan de I+D, que se desarrollará entre 1995 y 1999, que cuenta con un presupuesto total de 7.000 millones de pesetas. Cerca del 93% de este presupuesto se reparte entre las diversas líneas de investigación para la gestión de los residuos de alta actividad (figura 4). Casi todos los proyectos se desarrollan en colaboración con las agencias homólogas europeas.

- Seguimiento, con interés creciente, del desarrollo de nuevas metodologías y opciones para la gestión final de los residuos de alta actividad.

Por lo que se refiere a las líneas de futuro, aún a la espera de un nuevo PGRR, se pueden indicar algunas ideas y circunstancias que obligan a la reevaluación de las actividades de Enresa:

- En residuos de baja y media actividad, como ya se ha citado, los programas de reducción de volumen nos llevan a la estimación a la baja del residuo generado.

- En residuos de alta actividad hay que diferenciar claramente entre el almacenamiento transitorio y el tratamiento a largo plazo.



► Figura 2. Interior de una celda de almacenamiento de El Cabril.

generados en España (los correspondientes a centrales nucleares suponen en volumen el 95% del total de RBMA a gestionar). Anualmente se producen en España unos 1.000 m³ de esta clase de residuos radiactivos, que están constituidos, fundamentalmente, por herramientas, materiales de operación, trapos de limpieza, filtros, jeringuillas, guantes, envases y otros materiales que, en algún momento, han estado en contacto con sustancias radiactivas.

Se dispone de un centro de almacenamiento final de RBMA –El Cabril, en Sierra Albarrana, provincia de Córdoba–, que garantiza la seguridad mediante un sistema de barreras múltiples y que sitúa a nuestro país a la cabeza de las experiencias internacionales en este campo. Su sistema de tratamiento está totalmente automatizado. El modo de almacenamiento de este tipo de residuos radiactivos se basa en interponer barreras sólidas y duraderas entre ellos y el medio ambiente, garantizando su estricto confinamiento durante el tiempo suficiente hasta que su actividad decaiga.

Desde la puesta en marcha de la instalación de El Cabril, se han depositado en sus celdas de almacenamiento un total de 6.300 m³ de resi-

duos radiactivos acondicionados (figura 2). Actualmente, de un total de 28 celdas de las que dispone este centro, se encuentran llenas y selladas cinco, con un total de 1.600 contenedores de hormigón almacenados en su interior, lo que viene a representar un total de 36.000 bultos. Existe, además un total de 11.300 bultos en los almacenamientos temporales de la instalación.

Al finalizar el periodo de explotación de El Cabril, Enresa procederá a cubrir las 28 celdas de almacenamiento con una cobertura definitiva formada por varias capas alternas de materiales drenantes e impermeabilizantes. Finalmente, el conjunto se cubrirá con tierra vegetal y se integrará en el paisaje mediante vegetación autóctona. A partir de este momento, y por un espacio máximo de 300 años, se pondrá en marcha un programa de control y vigilancia que garantizará la durabilidad del almacenamiento e impedirá la intromisión humana antes de que concluya ese periodo de tiempo. Además, toda la zona de almacenamiento está diseñada para soportar sismos con un grado más del máximo esperable en la zona.

La gestión de los residuos de baja y media actividad se instrumen-

ta mediante acuerdos específicos con cada productor en base un contrato-tipo aprobado por el Ministerio de Industria y Energía. En estos contratos se estipulan las condiciones de retirada, exigiéndose el acondicionamiento de los residuos en hormigón dentro de bidones en el caso de las centrales nucleares, y, en el caso de los hospitales y centros de investigación, preacondicionándolos; es decir, segregando los productos sólidos de los líquidos, los líquidos acuosos de los líquidos orgánicos y los residuos que son compactables de los que no lo son.

Enresa supervisa en los mismos centros de producción la gestión de los residuos generados y la preparación para su transporte al almacenamiento de El Cabril. Éste se hace de una manera estrictamente reglada, con medios específicamente diseñados para cada tipo de residuo. Salvo una pequeña cantidad de líquidos orgánicos procedentes de hospitales y centros de investigación, los residuos se recogen y transportan en estado sólido, hormigonados en su mayoría dentro de bidones metálicos de tamaño normalizado, habitualmente de 220 litros. Por supuesto, la seguridad es uno de los aspectos fundamentales en la gestión de residuos radiactivos.

En todo el proceso se siguen los criterios de seguridad establecidos por el Consejo de Seguridad Nuclear y el Ministerio de Industria y Energía, acordes con la garantía que debe ofrecer el almacenamiento final de El Cabril.

Los residuos de baja y media actividad se transportan en camiones diseñados específicamente para asegurar la inmovilización de los bidones en el traslado. Enresa realiza unos 300 transportes al año de residuos procedentes de diferentes centros y, naturalmente, todos ellos de acuerdo con la normativa del Reglamento de Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera. Posteriormente, los bidones se in-



► Figura 1. Vista general del centro de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril (Córdoba).

tanto, de una planificación deslizando que, periódicamente, replantea y actualiza las estrategias, los medios y la financiación, en un horizonte temporal de largo plazo.

Actualmente, el Gobierno está evaluando la propuesta realizada por Enresa para proceder a la definición de un nuevo Plan General de Residuos Radiactivos, que —como ya se ha dicho— sería el quinto desde la constitución de Enresa. Sin embargo, aún sin conocer el contenido del nuevo PGRR, es conveniente considerar en qué punto nos encontramos y cómo la situación actual, en el campo de la gestión de los residuos radiactivos, nos permite acometer las futuras actividades con orden y desde unas posiciones sólidas.

Enresa ha ido acumulando, en el curso de estos últimos años, capa-

cidad técnica y de gestión, dotándose de los recursos precisos. Analizaremos primero la gestión de los residuos de baja y media actividad y vida corta (RBMA), para pasar, más tarde, al tratamiento de los residuos de alta actividad (RAA), y terminar con los aspectos financieros y otras actividades de Enresa, fundamentalmente las de desmantelamiento.

Antes de seguir adelante, viene al caso comentar tres cuestiones muy importantes, a la hora de centrar la temática de los residuos radiactivos:

— La gestión de los residuos radiactivos es de una considerable dimensión medioambiental, pero no por su volumen —en el ámbito de la UE representa sólo un 1% del total de los residuos tóxicos y peligrosos que se generan—. En Espa-

ña, cada año se producen unos 1.000 m³ de residuos de baja y media actividad y unos 200 m³ de residuos de alta actividad. Una cantidad muy inferior a los cuatro millones de toneladas/año de residuos tóxicos y peligrosos que se generan o a los 300 millones de toneladas/año de contaminantes atmosféricos que se emiten, por ofrecer unos parámetros indicativos de los volúmenes que se manejan.

— Todos los residuos radiactivos se encuentran perfectamente inventariados. Se conoce con exactitud dónde y quién los genera. Existe además una normativa que obliga a los productores al seguimiento de unas pautas de tratamiento concretas.

— Las estimaciones de RBMA totales a gestionar en España, en el horizonte de la vida de las centrales nucleares, evolucionan sensiblemente a la baja, en función de los programas de reducción de volumen, cuyos resultados están siendo muy satisfactorios. En la actualidad, la previsión de generación total no supera los 50.000 m³, habiéndose conseguido reducir en un 50% la previsión inicial al tratar de manera independiente los distintos tipos de residuos, minimizando su volumen.

2. Residuos radiactivos de baja y media actividad (RBMA)

La retirada, tratamiento y acondicionamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad constituye un proceso tecnológicamente resuelto y, en España, plenamente operativo. Se ha establecido un sistema de gestión para los residuos de baja y media actividad y vida corta, que incluye su recogida, transporte, acondicionamiento, caracterización y verificación de la calidad. Enresa se hace cargo de todos estos residuos

La gestión de los residuos radiactivos en España

Desde su creación en 1984, Enresa se ha encargado de gestionar en España los residuos radiactivos del país. En este artículo se hace un repaso de las actividades desarrolladas para el

tratamiento de los residuos de baja y media actividad, y se plantean las posibilidades que se vislumbran para los de alta, un problema aún no resuelto a escala internacional.

1. Introducción

Enresa es la empresa responsable en España de la gestión de los residuos radiactivos generados por todo tipo de instalaciones (energéticas, médicas, industriales y de investigación). De capital 100% público, su creación obedece a una decisión parlamentaria que, con fecha 28 de junio de 1984, instaba en dicho sentido al Gobierno en una resolución aprobada por el Congreso de los Diputados con motivo del Plan Energético Nacional de 1983.

Los residuos radiactivos comenzaron a almacenarse en España en 1961, cuando los primeros bultos de baja actividad se depositaron en una antigua mina de uranio, en la finca El Cabril, situada en la cordobesa Sierra Albarraña (figura 1). En aquel momento era la Junta de Energía Nuclear, actualmente Centro de Investigaciones Energéticas,

Medioambientales y Tecnológicas, el organismo encargado de dicha actividad.

El 4 de julio de 1984, el Gobierno aprobó el Real Decreto 1522/1984 de constitución de Enresa, detallándose en el artículo 2º de dicha norma los cometidos de la empresa, que son los siguientes:

1. Tratar y acondicionar los residuos radiactivos, en los casos y circunstancias que se determinen.

2. Buscar emplazamientos, concebir, construir y operar los centros para el almacenamiento temporal, y definitivo, de los residuos de alta y baja y media radiactividad.

3. Gestionar las operaciones derivadas de la clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas.

4. Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos.

5. Actuar, en caso de emergencias nucleares, como apoyo a los servicios de protección civil, en la forma y circunstancias que se requieran.

6. Acondicionar, de forma definitiva y segura, los estériles originados en la minería y fabricación de concentrados, cuando se requiera.

7. Asegurar la gestión a largo plazo de toda instalación que sirva como almacenamiento de residuos.

8. Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios, que tengan en cuenta los costos diferidos derivados de la gestión de los residuos radiactivos al objeto de establecer la política económica adecuada.

9. Cualquier otra actividad necesaria para el desempeño de su objeto social.

Asimismo, en dicho real decreto se establece la obligación de elaborar anualmente una Memoria que incluya las actuaciones del ejercicio y un Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR) que contemple todas las operaciones, actuaciones técnicas, de investigación y financieras para desarrollar, a largo plazo, la actividad que la empresa tiene encomendada.

Dicho PGRR cobra virtualidad sólo después de ser aprobado por el Gobierno y trasladado a las Cortes Generales, hecho que ha tenido lugar en cuatro ocasiones, estando vigente en la actualidad el Cuarto PGRR, aprobado por el Gobierno en diciembre de 1994. Se trata, por

* Doctor ingeniero de Caminos y Electrical Nuclear Power Engineer por la Universidad de UCLA, ha sido profesor del OIEA y director del proyecto de centrales nucleares avanzadas de Endesa. En la actualidad es presidente de Enresa.

sitos reguladores se basa en la disciplina de su cumplimiento y en centrarse continuamente en la seguridad de las operaciones.

Más complicado es el problema de la repercusión en los costes de inversión en una nueva planta de las cada vez mayores exigencias que plantea la seguridad. La sofisticación o la redundancia de instalaciones exigidas por los criterios de seguridad conducen ciertamente a un aumento en los costes de inversión.



► Figura 3. La redundancia de instalaciones exigidas por criterios de seguridad conduce a un aumento de los costes de inversión.

A este respecto hay que recordar la opinión de los responsables del proyecto de futuro reactor avanzado europeo que realizan conjuntamente franceses y alemanes.

Según ellos, es posible conseguir menores costes como consecuencia de la ya larga experiencia adquirida en los reactores actuales y de un tamaño previsto considerable (1.500 MW), pero estos ahorros se verán compensados por las mayores exigencias que plantea la seguridad. Esta incidencia en las futuras inversiones, junto a la incertidumbre sobre el futuro que plantea la desregulación, es lo que hace problemático el desarrollo futuro de la energía nuclear.

Puede admitirse, en conclusión,

que una regulación rigurosa durante el funcionamiento de las plantas no tiene por qué aumentar el coste correspondiente, si se vincula a la eficiencia en la gestión. En cambio, es posible pensar que, ante la construcción de una planta nueva, las mayores exigencias de seguridad que puedan plantearse compensen, hasta un cierto punto difícil de cuantificar, los ahorros que se prevén por el desarrollo tecnológico y la experiencia adquirida.

4. Conclusiones

El debate sobre la influencia de la desregulación del sector eléctrico en la seguridad nuclear y, por tanto, en la actividad de los organismos reguladores, interesa a todos los países y una buena muestra de ello es la reunión que tuvo lugar en París, a finales de mayo y en el marco de la INRA (International Nuclear Regulators Association), compuesta por los presidentes de los ocho organismos reguladores de Estados Unidos, Francia, Japón, Canadá, Reino Unido, Alemania, Suecia y España.

En esta reunión se debatió ampliamente el tema, destacándose lo inexorable de un incremento de la desregulación en el sector de la producción de energía eléctrica. Como

es sabido, en mayo de este año, el Gobierno español aprobó un proyecto de ley que apunta en esta dirección. El objetivo de la nueva ley es la liberalización en el funcionamiento de las actividades que afectan al suministro de la energía eléctrica, introduciendo la competencia en la generación y comercialización, y contemplando la libertad de acceso a las fuentes de energía primaria, con ciertas excepciones en lo que se refiere al carbón nacional.

En la reunión de París esta problemática se planteó como uno de los temas fundamentales que afectan a los organismos reguladores en el inmediato futuro y en ella se han discutido una serie de ideas provisionales que pueden destacarse:

- En primer lugar, la necesidad de fomentar entre todos los reguladores y regulados el desarrollo tecnológico; sólo la tecnología puede garantizar un mantenimiento y aún un incremento de la seguridad nuclear sin aumento de los costes.

- Los organismos reguladores tienen que ser conscientes del desafío que se les plantea y deben ser más estrictos, pero también más economicistas y con más personal competente; el ahorro en regulación no tiene por qué conducir a una disminución de la seguridad.

- Cualquiera que sea el grado de liberalización del sector de producción y distribución de energía eléctrica, parece que la existencia de una red de alta tensión eficiente está por encima del ahorro que pudiera obtenerse en este campo; la privatización de la red de alta tensión puede ser muy objetable.

- El mantenimiento de las competencias técnicas de los explotadores y de los reguladores parece esencial y en este campo es preciso no bajar la guardia y utilizar todas las herramientas normativas necesarias.

- El Club de reguladores reunidos en París decidió seguir estudiando este problema que, como se ha mencionado, es quizá el más importante que se plantea al sector nuclear en los próximos años.®

cleares se refiere, se trataría de identificar posibles áreas de mejora dentro de la gestión global, en consonancia con el modelo europeo de gestión de calidad total.

Cabe recalcar que el concepto de *calidad total* en la empresa es sinónimo de desafío técnico, económico y humano, que se traduce en resultados innovadores y competitivos. La aplicación de la calidad total implica, en primer lugar, que la dirección adopta una visión estratégica sobre la calidad que conduce más a la prevención de los problemas que a su corrección o a hacerlo todo bien a la primera.

No siempre existe una contradicción entre el aumento de eficiencia y el de seguridad, dado que se puede llegar vía incrementos de calidad a introducir aumentos en la seguridad y, también, a mejoras en la economía de la gestión. Teniendo en cuenta esto último, podría admitirse que el incremento en seguridad, durante el funcionamiento de una planta, no lleva consigo necesariamente incrementos de coste.

Existe ciertamente una relación entre la calidad de la gestión, los niveles de seguridad y la eficacia operacional, y las causas últimas de una buena seguridad hay que buscarlas en la calidad de organización y gestión. Es un hecho hoy reconocido a nivel mundial que la eficacia de la explotación, la economía, la capacidad innovadora y la seguridad operacional son aspectos o atributos de una misma causa, que es la calidad de gestión y de organización. Este concepto es básicamente idéntico al de una cultura de seguridad de calidad. En síntesis, podría decirse que los viejos dilemas que oponen la seguridad a la economía o la eficacia reflejan una cierta falta de rigor genérico.

Este concepto de la seguridad y de la calidad pone a su vez de manifiesto una visión optimizadora global de la explotación de instalaciones nucleares y la imposibilidad de alcanzar resultados satisfactorios a largo plazo en alguno de los atributos

por separado sin la mejora global. La mejora de conjunto sólo se alcanza a través de la mejora constante de la gestión o lo que equivale a la mejora constante en la cultura de seguridad.

En el caso de las centrales españolas, la seguridad se ha demostrado hasta ahora como suficiente. La preocupación por las mejoras de la seguridad y el aumento de la calidad en la gestión de las instalaciones ha ido acompañada por una baja en los costes de mantenimiento y por un aumento en la tasa de utilización de las centrales, factor fundamental de la economía.

3.3. Análisis del riesgo

Las tendencias modernas a introducir los análisis de la seguridad basados en la probabilidad del riesgo pretenden enfocar los esfuerzos hacia aquellos aspectos de las operaciones que tienen significación para la seguridad, dejando de lado aquellos cuya repercusión en la misma es muy pequeña.

Es claro que la regulación basada en los análisis de riesgo tiene ventajas para aspectos específicos de las plantas en operación, y que un tema muy importante para estas plantas es cómo evitar que el envejecimiento de los equipos y materiales no reemplazables dé lugar a una degradación en el nivel de seguridad. La regulación basada en los análisis de riesgo implica que el control y seguimiento de dichos componentes y la importancia de las medidas correctoras que sea necesario afrontar, dependerán notablemente del impacto que el fallo de dichos componentes tenga sobre la seguridad. Se dará de esa manera un tratamiento individualizado mucho más eficaz, gastando más recursos donde sea más necesario.

La seguridad es una condición necesaria que no admite paliativos. Sin embargo, la seguridad absoluta no existe nunca y, por tanto, siempre hay que tener cuenta el concepto *factor riesgo* y la introducción de criterios probabilísticos al medir la

posibilidad de un accidente. Esta concepción probabilística lleva consigo la exigencia de un mejor conocimiento de la central, con la incidencia sobre el riesgo de cada parte, y la posibilidad de actuar selectivamente sobre los más significativos, mejorando de un modo importante la prevención de un accidente eventual.

En todo caso, los recursos son limitados, y el organismo regulador debe tomar decisiones informadas en lo relativo a la aplicación de dichos recursos a actividades significativas desde el punto de vista de la seguridad y de los retos que requieran una consideración especial. Esto subraya la importancia de un enfoque de la regulación basado en el conocimiento de los riesgos.

Al centrar los recursos en temas especialmente significativos y mantener expectativas altas en cuanto al cumplimiento de los requisitos existentes por parte los explotadores, aumentará la calidad de la supervisión y la confianza de los ciudadanos en la misma. También mejorará la consistencia y objetividad de las evaluaciones y la aplicación de las normas, ayudando así a garantizar el equilibrio y la racionalidad.

3.4. Eficiencia de la regulación

Es preciso también eliminar requisitos reguladores innecesarios y modificar las reglas ajenas a la seguridad. Afortunadamente, existe ya un activo trabajo internacional que avanza en este sentido, por ejemplo el Nuclear Regulatory Working Group de la NEA (OCDE). Sus recomendaciones incluyen la revisión de las actuaciones de licenciamiento, el desarrollo de guías que permitan a los explotadores efectuar cambios o reducir los compromisos de los programas de garantía de calidad en planes de preparación para emergencias y planes de seguridad, sin la revisión y aprobación previas del organismo regulador, siempre que se cumplan normas básicas de funcionamiento. El continuo avance hacia una mayor flexibilidad en los requi-

siones y los servicios. No está claro cómo puede afectar a esta situación el proceso de desregulación, pero los organismos de seguridad deben prever los posibles cambios, puesto que el proceso de desregulación les puede suponer nuevas tareas y responsabilidades. Hay que precisar, sin embargo, y distinguir claramente lo que son costes de funcionamiento del organismo regulador como tal, de poca significación cuantitativa en todos los casos, de los *costes derivados de las decisiones reguladoras* que afectan a las empresas. En este sentido hay que insistir en que los organismos reguladores deben tener cada vez más conciencia de las consecuencias económicas de sus decisiones para los regulados, aunque esto no excluya la necesidad de permanecer siempre estrictos en aquello que sea importante.

2.4. Consecuencias para los reguladores

Con la tendencia a la desregulación de la industria puede haber una *presión sobre las autoridades reguladoras* para que revisen sus planteamientos, a fin de reducir el peso que suponen para la industria. Esto implica reducir el número de regulaciones y evolucionar hacia los conceptos de autoevaluación y autorregulación. Por otra parte, la reducción de personal en las instalaciones puede traducirse en mayores tareas para el organismo regulador a la hora de asegurar una evaluación adecuada de la seguridad de las plantas.

La necesidad de *organismos reguladores más efectivos y eficientes* se hace mayor en un entorno competitivo. Hay una necesidad creciente de centrarse en las cuestiones significativas para la seguridad sin imponer cargas innecesarias a los operadores. Desde este punto de vista, cabe esperar un uso más extenso de análisis de coste/beneficio como elemento para valorar la seguridad. Además, la evolución hacia regulaciones basadas en el análisis de riesgos y la medida de resultados contribuirá a centrar la regulación en las cuestiones

fundamentales. El organismo regulador debe ser consciente de esta estimación del coste/beneficio de las medidas que imponga.

Todos estos cambios pueden significar que las tradicionales relaciones entre los operadores de centrales nucleares y el organismo regulador se modifiquen de forma significativa. Los organismos reguladores deberían anticiparse a diseñar mecanismos de *evaluación de resultados* que les permitan identificar a tiempo las tendencias perjudiciales para la seguridad que puedan producirse a conse-

ción nucleoelectrónica; esta afirmación debe condicionar también las decisiones que tomen los responsables económicos del sector.

Sin duda, el estímulo a la eficiencia tecnológica garantiza la mejor aportación de estos recursos productivos al desarrollo industrial y, además, procura una mayor seguridad en su utilización para la sociedad en su conjunto. La optimización de las centrales nucleares no es una cuestión únicamente de carácter puramente económico, sino que tiene también una dimensión específica por las peculiaridades derivadas de la utilización de la energía nuclear y sus posibles efectos nocivos para la salud, si no se adoptan las medidas de seguridad oportunas. Los organismos reguladores tienen la obligación de velar por la seguridad de las instalaciones y la protección de las personas. Es fundamental, para conseguirlo, reforzar el seguimiento de las instalaciones nucleares y radiactivas, pero también fomentar la investigación en materia de seguridad nuclear.

Como ya se ha dicho, el coste estricto de la regulación, es decir, de la inspección, supervisión e imposición de modos de funcionamiento y de mecanismos de seguridad, es muy poco elevado, estando en España por debajo del 0,5% del coste del kWh. Otra cosa es la repercusión económica de las exigencias que la inspección y modificación de la normativa imponen en los costes de funcionamiento. Sin embargo, estas cargas se compensan de muchas maneras y la repercusión final puede ser nula.

3.2. La calidad total

Hay que recordar, por ejemplo, el papel preponderante que la calidad está adquiriendo como factor estratégico de competitividad. La gestión de la calidad ayuda a las empresas en la sistematización de los procesos, permitiendo una elevada velocidad de cambio para adaptarse a las expectativas del mercado, al mismo tiempo que contribuye eficazmente a su mejora continua. En este sentido, y por lo que a las centrales nu-



Informe del Consejo de
Seguridad Nuclear al
Congreso de los
Diputados y al Senado

Segundo semestre 1996

Colección
Informes
semestrales
31. 1996

► **Figura 2.** El CSN, como organismo regulador, informa semestralmente al Parlamento.

ciencia del proceso de desregulación. Estos mecanismos deberían usarse también para evaluar la eficacia del procedimiento regulador.

3. Reducción de costes de seguridad

3.1. El progreso tecnológico

El futuro de la energía nuclear depende de dos factores esenciales y en cierto modo contradictorios: el aumento de la seguridad y la disminución de los costes de producción. Esa contradicción sólo podrá resolverla el progreso tecnológico. Sólo la tecnología puede garantizar la pervivencia del desarrollo de la produc-

Esto puede reflejarse en programas de entrenamiento menos exigentes para el personal, envejecimiento del personal técnico y pérdida de conocimiento colectivo, desplazamiento de la responsabilidad de la seguridad hacia los reguladores y resistencia a las mejoras en este campo.

La programación a corto plazo por razones de rentabilidad puede poner en peligro programas de largo plazo, como los de investigación en seguridad. Dejar la investigación en seguridad a los gobiernos o a los proveedores puede limitar la capacidad real de evaluación del operador como principal responsable. Precisamente para fijar esta línea de responsabilidad en la seguridad nuclear debe asegurarse que ésta no quede desdibujada en caso de cambios en la propiedad de las centrales, consecuencia de fusiones o de entrada de capital extranjero.

Una última cuestión se refiere a las relaciones entre los operadores. Actualmente se da un amplio intercambio de información entre los operadores nucleares, tanto a nivel nacional como internacional. Una mayor presión económica puede crear obstáculos para la continuidad de estos intercambios, especialmente en actividades de investigación costosas o en los resultados de las investigaciones sobre accidentes. Todo ello puede suponer una carga adicional para los organismos reguladores.

2.2. Aspectos técnicos

En primer lugar, se puede producir un alargamiento de la vida de las instalaciones movido por criterios estrictamente económicos, con rechazo de las acciones correctivas costosas, como las reparaciones de gran alcance o la sustitución de componentes fundamentales, que encontrarán fuerte resistencia si las razones de seguridad para hacerlas no son totalmente claras.

En segundo lugar, en un mercado competitivo con una intervención pública limitada hay mayor dificultad para diseñar, financiar y manejar un sistema que pueda sa-

tisfacer los picos de demanda con un margen razonable. Los casos sucedidos en diversos países han mostrado la importancia de que la red ofrezca seguridad para evitar incidentes provocados en las centrales por la pérdida del suministro exterior de energía a consecuencia de fallos en la red provocados por sobrecargas de demanda. Tanto los reguladores como los operadores deben tratar de que esta cuestión fundamental quede debidamente prevista y resuelta en el proceso desregulador.

En tercer lugar, para reducir los costes del ciclo del combustible los operadores tenderán a optimizar la duración del ciclo de operación, con el distanciamiento de las paradas para recarga y diseño del nuevo núcleo,



tratando de conseguir mejores resultados. Como consecuencia, puede haber presiones para acortar el tiempo de parada, acelerando las actividades de planificación y la dedicación del personal y dejando menor espacio para el mantenimiento y las inspecciones, y también para aumentar las operaciones de mantenimiento con la central en marcha, reduciendo los márgenes de seguridad.

En el mismo sentido de reducción de los márgenes de seguridad, los operadores pueden solicitar que les autoricen aumentos de potencia, utilizando herramientas de cálculo de mejor estimación para reducir los márgenes; ciclos de operación más largos con nuevos diseños de carga del núcleo; y licencias para nuevos diseños con menores márgenes. Esto

exige realizar las necesarias actividades experimentales y de evaluación para garantizar que la reducción de los márgenes, sumada a factores imprevisibles, no ponga en peligro el funcionamiento seguro de la planta.

Por último, en un mercado competitivo los operadores nucleares pueden estar tentados de posponer o transferir al organismo regulador las actividades de revisión. Se deben realizar periódicamente revisiones globales de la seguridad, basadas en la experiencia de funcionamiento, el envejecimiento de los programas y la evolución de los criterios de seguridad. El operador debe poner a disposición del regulador información sobre su planificación estratégica. Sin embargo, hay que recordar que la responsabilidad de la seguridad reside, en primer lugar, en el operador responsable y que el organismo regulador tiene sólo la obligación de imponer normas y controlar su respeto.

2.3. Aspectos económicos

En un sistema desregulado las inversiones estarán orientadas preferentemente hacia la reducción de costes o la maximización de la producción. Los intentos de los organismos reguladores —o desde el interior de las plantas— de que se realicen grandes inversiones para mejoras de seguridad encontrarán, por tanto, resistencias.

Por otro lado, la evolución de la industria hacia un marco menos regulado plantea problemas respecto a la disponibilidad de fondos para una gestión segura de los residuos radiactivos y del desmantelamiento. Es preciso garantizar que estén disponibles los recursos económicos necesarios para llevar a cabo estas operaciones y que, además, sean imputados al coste del kWh que ha generado residuos y que ha contribuido a la obsolescencia de la instalación que requiere su desmantelamiento.

En muchos países los organismos reguladores se financian a través de tasas sobre la producción, las inver-



► Figura 1.
La desregulación
del sector
eléctrico incide
sobre la
regulación
nuclear. En la
imagen, la
central nuclear
de Almaraz.

renciando entre producción, transporte y comercialización de la energía, y superando, por tanto, el marco del monopolio natural.

Aunque la desregulación pueda verse hoy como una manifestación más de la tendencia a considerar más eficientes los mercados que la regulación y la intervención pública, algunos de sus rasgos son anteriores. La entrada de nuevos productores ya había sido alentada en Estados Unidos desde 1978, para fomentar la producción de energía eléctrica con recursos renovables. Pero fue en 1992 cuando se introdujo legislación que obligaba a las grandes empresas eléctricas a separar sus funciones de producción de las de transporte, para asegurar la entrada no discriminatoria a la red de transporte a todos los productores.

Ciertamente existen algunos segmentos del suministro eléctrico en los que cabe mayor competencia al no percibirse tales segmentos como monopolios naturales (de costes marginales decrecientes). Es posible mayor competencia, aunque no únicamente, en la generación eléctrica, toda vez que es la parte más significativa del coste total del suministro

y no presenta esas características de monopolio natural, al contrario de lo que ocurre con el transporte o la distribución.

Los procesos de desregulación ya realizados, por ejemplo en Estados Unidos, Gran Bretaña, Noruega, Suecia y Argentina, arrojan balances no siempre equivalentes. Aunque suene paradójico, los resultados de la desregulación del sector eléctrico dependen en buena medida del marco regulador en que se realizan. En particular, los beneficios de la competencia para el consumidor final pueden ser mínimos, en el caso de las familias, si los comercializadores se limitan a negociar tarifas preferenciales con los grandes consumidores industriales.

Pero una consecuencia indudable de la desregulación es una mayor presión sobre los costes de la producción al introducirse la competencia entre productores. La programación de capacidad adicional se decide sobre la base de inversiones limitadas y recuperables a corto plazo, y esto, sumado a factores de opinión pública y ambientales, no favorece nuevas inversiones en la producción nuclear de energía eléctrica.

El sector, por tanto, se enfrenta a un futuro complejo en el que la desregulación del sector eléctrico incide sobre la regulación nuclear.

2. Algunas consecuencias de la desregulación

2.1. Aspectos organizativos

La búsqueda de competitividad reduciendo costes puede llevar a los productores, en primer lugar, a *recortes de personal*, lo que puede traducirse en mayor presión sobre los empleados, reducción de los niveles de cualificación técnica y en un mayor recurso a la subcontratación, hecho este último que ya se está produciendo y que podría tener consecuencias muy negativas. El objetivo irrenunciable debe ser mantener en todas las áreas técnicas de la organización el conocimiento necesario para que los operadores puedan garantizar la seguridad operativa de las plantas.

Las presiones de la competencia en el mercado conducen, por otra parte, a un *predominio de la racionalidad económica sobre el conocimiento de los técnicos* en la dirección de las plantas y a fijar prioridades distintas de la seguridad nuclear.

La regulación nuclear en el horizonte de la desregulación del sector eléctrico

La tendencia general en el sector eléctrico apunta a un sistema desregulado que introduce una presión mayor en los costes de la producción. El autor reflexiona en este

artículo sobre las consecuencias que esta nueva concepción trae para la energía nuclear y, en particular, para la actividad de los organismos reguladores y las exigencias de seguridad.

1. Introducción

Desde la Ley de Energía Atómica de 1954, que suprimió el monopolio del gobierno norteamericano sobre esta tecnología y la información relacionada con ella, la industria nuclear ha estado sometida a regulación para garantizar la protección de la salud pública frente a los posibles riesgos derivados de su explotación para usos civiles. Si algo ha cambiado desde entonces ha sido la presión desde sectores crecientes de la opinión pública para que esta regulación se incremente, en un contexto en el que accidentes como los de Three Mile Island (Pensilvania, 1979) y, posteriormente y en circunstancias muy distintas, Chernóbil (Ucrania, 1986) han acentuado la imagen de riesgo vinculada a la energía nuclear.

De hecho, la evolución reguladora ha llevado a nuevas exigencias de diseño y seguridad, que han incrementado considerablemente el coste previsto de algunas instalaciones en

construcción, hasta el punto de obligar en algunos casos a su abandono tras fuertes inversiones.

La presión sobre las exigencias de seguridad de la industria nuclear es perfectamente comprensible, por más que en muchos casos la percepción del riesgo se exagere por falta de información. Ahora bien, la elevación de costes derivada de las regulaciones puede llegar a chocar con las exigencias de rentabilidad de la inversión requerida para la generación.

En términos absolutos, podría llegarse a una situación en la que los costes por unidad de la energía nuclear fueran superiores a los de cualquier otra forma de generación, incluso considerando todo el periodo de maduración de la inversión. La incertidumbre sobre la necesidad de gastos adicionales (derivados de la nueva regulación), sumada a las enormes inversiones iniciales, puede llevar a abandonar los planes de construcción de nuevas centrales.

Estos problemas, y la actividad de los grupos opuestos a la energía nuclear, han llevado ya a la paralización o al recorte de los programas nucleares en muchos países,

pero sus efectos han venido ocurriendo en un contexto en el que la producción y la comercialización de la energía eléctrica seguían siendo concebidas, en buena medida, como un *monopolio natural*. La combinación de economías de escala y tarifas reguladas públicamente hacía viable amortizar las inversiones en la generación nuclear en plazos dilatados, garantizando de esta forma la oferta sin menoscabo de las exigencias de seguridad fijadas por los reguladores.

Ahora bien, en años recientes esta concepción de la producción y suministro de energía eléctrica se ha visto sometida a crecientes críticas y la tendencia general en este momento, con diferentes horizontes temporales y distintas formas y matices en cada país, apunta a la desregulación del sector eléctrico.

La idea fundamental que impulsa este proceso es que la competencia dentro del sector producirá un abaratamiento de los costes para el consumidor final, y su argumento principal es que el desarrollo tecnológico permite romper la tradicional integración vertical del sector; dife-

* Doctor ingeniero de Minas, ha sido, entre otros cargos, director general de Minas y presidente de Enresa. Es presidente del CSN desde 1994.

Editorial

Recientemente, el Gobierno ha aprobado el proyecto de Ley de Ordenación del Sector Eléctrico, que introduce el principio de liberalización en el campo de la producción y el suministro de energía eléctrica.

Es ésta una tendencia generalizada que se basa en el principio de que la competencia conduce a un abaratamiento de los costes para el consumidor final. En el campo de la producción eléctrica nuclear, este sistema plantea ciertas incertidumbres e inquietudes sobre el equilibrio que será necesario para combinar los requisitos de seguridad con la presión sobre los costes de producción.

Nos enfrentamos a un futuro complejo, ya que la nueva situación tiene sin duda numerosas repercusiones en la propia regulación nuclear, siendo éste el tema actualmente más candente entre los organismos reguladores de muchos países. En el seno de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), constituida a finales de mayo en París, ya se ha discutido como una de las cuestiones prioritarias de cara a los próximos años. De todo ello se da cuenta en este número de la revista.

La gestión de los residuos radiactivos en España y las tendencias de las técnicas de la inspección en servicio de las centrales nucleares son otros dos temas técnicos de gran interés recogidos en este número de *Seguridad Nuclear*. Asimismo, damos cuenta de los resultados y las aplicaciones del proyecto de elaboración del mapa de radiación natural de España (Marna), así como de los últimos avances en la computación y sus aplicaciones en el sector nuclear.

Seguridad nuclear cumple con este cuarto número su primer año de vida, durante el cual hemos tratado de acercarnos al objetivo que nos marcamos cuando iniciamos esta publicación: abrir una nueva vía de comunicación desde el CSN hacia todos los organismos, entidades, empresas y colectivos interesados en las actividades técnicas relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica y en la regulación que sobre ellas se establece. Tras un año de experiencia, continuamos abiertos, como al inicio del proyecto, a la opinión de nuestros lectores y esperamos mejorar nuestro propósito con la colaboración y el esfuerzo de todos.

Resúmenes

(Page 2)

Nuclear regulation on the electrical sector's deregulation horizon

● Juan Manuel Kindelán

The electrical sector is generally tending towards a deregulated system which will exert greater pressure on production costs. The author uses this article to reflect on the consequences this new conception will bring for nuclear energy and, particularly, for the activity of regulatory agencies and safety requirements.

(Page 8)

Radioactive waste management in Spain

● Antonio Colino

Enresa has managed Spain's radioactive waste since it was created in 1984. This article reviews activities undertaken for treating low and medium level waste and, at the same time, it looks into the possibilities foreseen for high level waste treatment, an internationally unsolved problem.

(Page 15)

Results and applications of the Marna project

● Enrique Suárez Mahou and José Ángel Fernández Amigot

The Marna project seeks to draw up highly detailed, natural radiation maps for the whole of Spanish territory, involving a great effort in compiling and integrating data. This article describes the major results obtained in the project and their possible applications, basically focused on the study of effects of low radiation doses.

(Page 23)

In-service inspection: origin, status and current trends

● Mariano Cereceda, Juan Bros, José Luis Rembado, Juan Ortega and Gustavo Bollini

The different nuclear power plant components and systems have been in-depth, in-service inspection

over the last few years. The evolution affects both the actual characteristics of the computerized systems used in the inspection and the components inspected, which are difficult to access, physically and radiologically.

(Page 32)

Status of computerization and application in nuclear reactors

● Luis García de Viedma

The CSN has recently procured a latest generation computer to address its future design requirements. In order to present it to the readers, this article sets out the concepts of the latest computerization technologies, making historical references to the evolution of the different architectures and different computers with similar performances available on the market. Mention is also made to areas where parallel design is, or may be, highly important in the future.

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.



Justo Dorado 11
28040 Madrid