

Revista del CSN / Número 21
IV Trimestre 2001

Seguridad Nuclear



Análisis probabilistas de seguridad

- ▶ Introducción y primeros desarrollos de los APS en España
- ▶ El Programa Integrado de APS del CSN
- ▶ Los APS de las centrales nucleares españolas
- ▶ El banco de datos DACNE
- ▶ Hacia la regulación informada por el riesgo
- ▶ El programa de investigación sobre APS

Seguridad Nuclear

Revista del CSN

Año VI / Número 21

IV Trimestre 2001

Directora

María-Teresa Estevan Bolea

Comité de redacción

José Ángel Azuara Solís

Julio Barceló Vernet

Carmen Martínez Ten

Paloma Sendín de Cáceres

Luis del Val Hernández

Ana Villuendas Adé

Consejo de**Seguridad Nuclear**

Justo Dorado, 11

28040 Madrid

Tf. 91 346 02 00

Fax 91 346 06 66

www.csn.es

Coordinación editorial

RGB Comunicación

Princesa 3, dpdo.

28008 Madrid

Tf. y Fax 91 542 79 56

Impresión

Ártes Gráficas Gaez, S.A.

Carretera Antigua de

Valencia, km. 25,2

28500 Arganda del Rey

(Madrid)

Tf. 91 876 04 08

Fax 91 871 41 45

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: Pintura 452 (José

María Cerezo)

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

1

Editorial

2

Introducción y primeros desarrollos de los análisis probabilistas de seguridad en España

● A. Alonso, J. Blanco, E. Gallego, L. Morales, P. Ortega, A. Pérez, A. Querol y C. Torres

9

El Programa Integrado del CSN sobre análisis probabilistas de seguridad

● José I. Villadóniga

15

Los estudios probabilistas de seguridad de las centrales nucleares españolas

● Julio González

19

Desarrollo y construcción del banco de datos DACNE

● José Faig

24

Hacia la regulación informada por el riesgo. Aplicaciones de los estudios probabilistas en centrales españolas

● José Ignacio Calvo y María Teresa Vázquez

32

El programa de investigación sobre análisis probabilistas de seguridad

● Mariano Brincones y José Luis Butragueño

37

Intervención de Juan Manuel Kindelán, presidente del CSN, en la Comisión de Economía del Congreso de los Diputados el pasado 12 de junio de 2001

48

Noticias

48 Consejo de Seguridad Nuclear / **49** Centrales nucleares / **53** Información general / **54** Investigación y desarrollo / **55** Protección radiológica / **55** Publicaciones

56

Resúmenes

Editorial

E

l pasado día 13 de julio el Consejo de Ministros efectuó el nombramiento de nuevo presidente y dos consejeros del CSN, ocupándose de esas funciones María Teresa Estevan Bolea, Julio Barceló Vernet y Carmen Martínez Ten, y cesando en ese mismo momento a Juan Manuel Kindelán, Aníbal Martín Marquín y Agustín Alonso Santos.

Es obligado rendir nuestro agradecimiento al equipo anterior por su brillante labor al frente del CSN y reiterarles que ésta será siempre su casa.

Iniciamos, pues, una nueva etapa con gran ilusión y poniendo en ella todo nuestro esfuerzo para que mediante una puesta en común de las tareas del Pleno del Consejo, del equipo técnico directivo y todo su magnífico personal podamos continuar el buen trabajo realizado y la renovación de conocimientos que la modernización de las instalaciones —cuya seguridad debemos garantizar— nos va a exigir.

En este número especial se presta singular atención a los análisis probabilistas de seguridad (APS).

El viejo concepto latino contenido en el vocablo *securitas*, especialmente usado para expresar la seguridad del pueblo romano frente a los enemigos del Imperio, se ha ido ampliando y ajustando a los desarrollos tecnológicos y económicos de la humanidad. Del viejo aforismo “lo más seguro es no ponerse en el peligro”, con obvias referencias a los ingenios de la época, se ha pasado al concepto de “seguridad a ultranza o por encima de todo”, que introdujo la tecnología nuclear y que ahora exigen los países avanzados en todas las actividades humanas.

El desarrollo de las tecnologías química, nuclear, espacial, del transporte y de la defensa necesitaba la creación de métodos precisos para cuantificar la seguridad. El *Reactor Safety Study*, desarrollado por un distinguido grupo de investigadores bajo la dirección del profesor N. Rasmussen y del Dr. S. Levine para la Comisión Reguladora Nuclear de EEUU, y publicado en 1975, constituye la respuesta de la tecnología nuclear a la cuantificación de la seguridad de las centrales nucleares. El Comité de Redacción de *Seguridad Nuclear* ha encontrado oportuno editar el presente número extraordinario de la revista en honor a los directores y autores de tan significativo documento; con ello quiere también honrar a numerosos investigadores, reguladores y tecnólogos nacionales que han contribuido al conocimiento, desarrollo y aplicación de los nuevos conceptos en nuestro país.

El Comité de Redacción ha querido reflejar la fortaleza con la que han arraigado en España las nuevas ideas, que no sólo son objeto de aplicación cotidiana, sino también de aplicaciones futuras, lo que permite añadir el calificativo *technicus*, en nuestro caso referente a lo nuclear, al concepto *securitas*. Además, se vislumbra ya que las sociedades cultas y avanzadas utilizarán las nuevas ideas como uno de los elementos de decisión de las técnicas a utilizar para conseguir un determinado fin, por ejemplo la producción de energía eléctrica, con lo que se podrá también añadir el adjetivo *humanus*, devolviendo así a *securitas* el sentido primitivo de cuidar y proteger a la sociedad, en este caso contra los potenciales excesos de la tecnología y de la economía globalizadora.

Introducción y primeros desarrollos de los análisis probabilistas de seguridad en España

El presente artículo analiza los precedentes y los primeros desarrollos del *Reactor Safety Study* en España. La industria eléctrica subvencionó un programa de investigación y desarrollo. El Gobierno usó la metodología para definir la

moratoria. La Junta de Energía Nuclear y el Departamento de Energía de EEUU celebraron un curso de aplicación. Se considera que estos desarrollos constituyeron la base para el desarrollo actual de los estudios probabilistas de seguridad.

1. Proemio

La década de 1975 a 1985 de la historia nuclear de España que se glosa a través de la estrecha ventana de la cuantificación probabilista del riesgo nuclear se caracteriza por las enormes diferencias que definen sus dos extremos. Por el año 1975 lo nuclear era la gran actividad industrial del país; se encontraban en explota-

ción las tres centrales de la primera generación, se había iniciado la construcción de las centrales de la segunda generación y se habían solicitado 15 autorizaciones previas. El Plan Eléctrico Nacional 1974/1985 estimaba que en el año 1985 debían estar instalados en España 23 GWe de origen nuclear.

En los primeros años de la década de los setenta, la energía nuclear formaba ya parte de la sociedad en muchos países, lo que despertó recelos y consideraciones sobre su seguridad e impacto sobre la salud de las personas. Una de las primeras reacciones de las autoridades nacionales se centró en la publicación de un número extraordinario de *Energía Nuclear*¹, el órgano de expresión de la Junta de Energía Nuclear. El entusiasmo

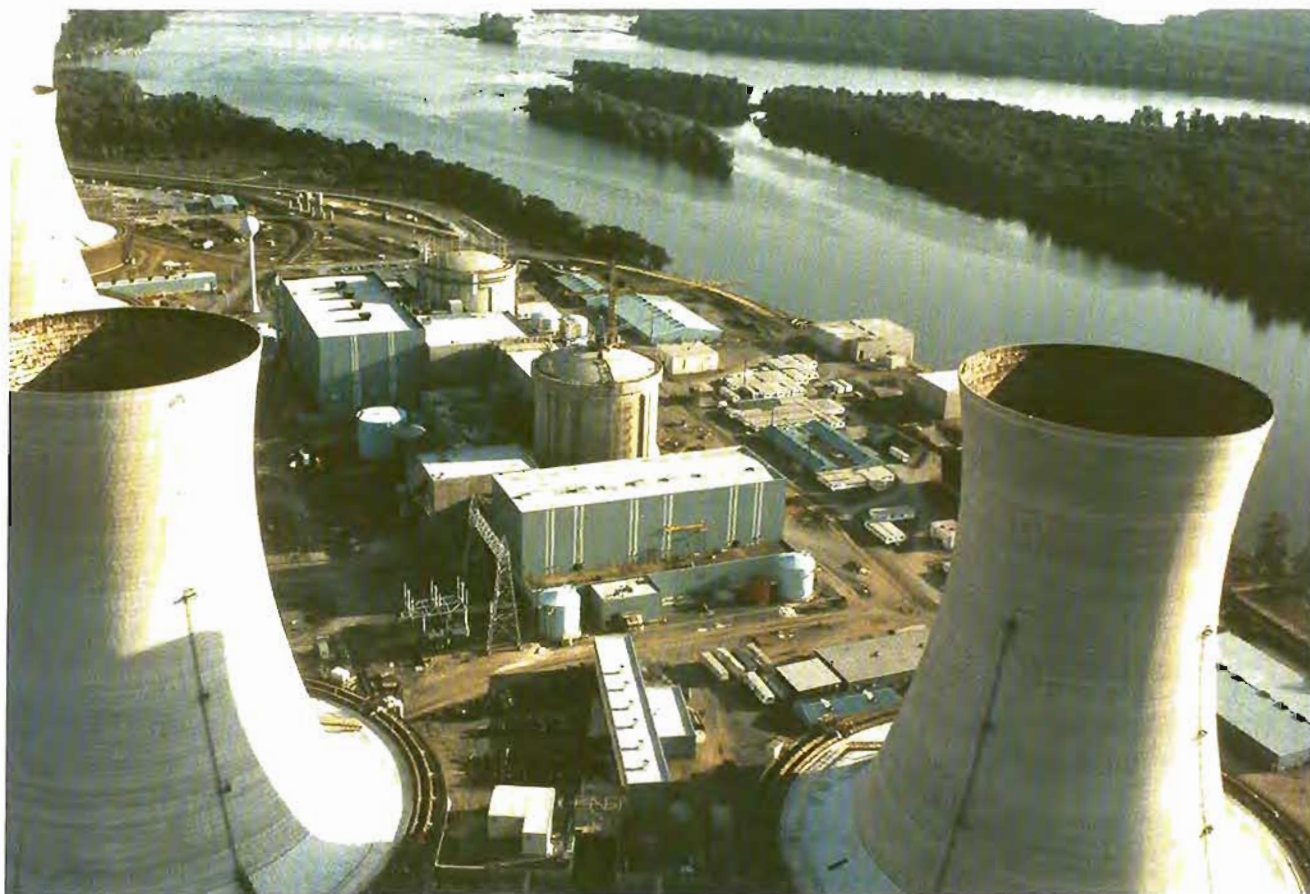
institucional se iba moderando de forma que el Plan Energético Nacional 1978/87 limitaba el parque nuclear en 1987 al valor más pragmático de 10,5 GWe y se creó el Consejo de Seguridad Nuclear. La situación cambió tanto que el Plan Energético Nacional 1983/92 limitaba la potencia nuclear a 7,5 GWe, establecía una moratoria sobre la construcción de nuevas centrales e instituía el requisito de que el ciclo del combustible debía ser abierto.

En este ambiente de cambio profundo surgió el *Reactor Safety Study*², la nueva metodología para cuantificar los riesgos inherentes a las centrales nucleares. En España se analizó el informe, se tradujo el *Executive Summary* y se dio a conocer con amplitud. Durante el año 1983/84 los entonces responsables

* A. Alonso es catedrático de Tecnología Nuclear en la UPM y ex consejero del CSN. J. Blanco es jefe de Ingeniería de Producción Nuclear de Unión Fenosa Generación. E. Gallego es profesor titular de Universidad en el Departamento de Ingeniería Nuclear en la UPM. L. Morales es jefe del Departamento de Seguridad y Licencia de AIF Almaraz-Trillo. P. Ortega es subdirector de la División de Consultoría y Soporte a Instalaciones de Soluciones Ingeniería. A. Pérez es miembro de la Subdirección General de Ingeniería del CSN y perteneció a la División de Seguridad de la JEN. A. Querol pertenece al Departamento de Consultoría de Tecnologías de la Información de Iberinco. C. Torres es miembro de la Dirección de Seguridad del OIEA.

¹Varios autores. *Las centrales nucleares españolas: su necesidad, seguridad e influencia sobre el medio ambiente*. Núm. Extraordinario 18, 91(281-278), Sep-Oct. 1974.

²WASH-1400, NUREG-75/014. *Reactor Safety Study. An Assessment of Accident Risks in U.S. Commercial Nuclear Power Plants*. Oct. 1975.



● Figura 1. Central nuclear de Three-Mile Island. La secuencia accidental que sufrió el 28 de marzo de 1979 fue, en gran medida, prevista por el *Reactor Safety Study*.

de la energía eléctrica del Miner contrataron la utilización de la metodología probabilista como ayuda para decidir qué centrales, de las que entonces estaban en construcción, debían ser canceladas a fin de satisfacer el límite fijado en el Plan Energético. En 1983 se inició un programa de investigación sobre la cuantificación del riesgo en la Universidad Politécnica de Madrid, bajo el patrocinio de Unesa, que duró hasta 1989. Entre 1984 y 1985, se estableció un programa de enseñanza formal de la nueva metodología con ayuda del Departamento de Energía de los EEUU. Por su parte, el Consejo de Seguridad Nuclear se preparaba para establecer en 1986 su Programa Integrado que será glosado en otro artículo de este número³. Todos estos hitos se detallan seguidamente.

2. El Reactor Safety Study

Pocos inventos, descubrimientos y nuevas metodologías aparecen sin antecedentes. Los primeros antecedentes del *Reactor Safety Study* hay que buscarlos en el año 1957 en el documento WASH-740⁴, que recogió los conocimientos de la época. El documento reconoce “la dificultad de poder estimar, ahora o en el futuro, el valor de la probabilidad de un accidente con repercusiones graves”. Hubieron de transcurrir diez años para que apareciese una nueva contribución significativa, esta vez formulada por los ingleses Farmer y Beattie⁵, que en 1967 dieron a conocer en Viena con ocasión de un simposio organizado por el

OIEA. La propuesta de Farmer y Beattie no tuvo mucha fortuna fuera de su país, pero sirvió para poner de manifiesto la profundidad del concepto de *riesgo aceptable*, que fue cuantificado por dichos autores para las condiciones y circunstancias del Reino Unido.

Otro antecedente notable del *Reactor Safety Study* se encuentra en el creciente interés por los estudios de fiabilidad de sistemas complejos que desde la década de los años sesenta se desarrollaron en EEUU, Alemania y el Reino Unido y en otros países europeos bajo el patrocinio del Comité de Tecnología de la Seguridad de Reactores (CREST) de la NEA. En España, la JEN mostró gran interés por los estudios de fiabilidad de sistemas nucleares complejos. De especial notoriedad fueron el estudio de fiabilidad del sistema de protección del reactor CORAL y los realizados por el Systems Reliability Service, de la United Kingdom Atomic

⁴US AEC Division of Civilian Application. *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*. WASH-740 (1957).

⁵R. Farmer and Beattie. *Siting Criteria. A New Approach*. SM-89/34. IAEA Simp. Cont. Empl. de Centrales Nucleares (1967).

³J.I. Villadóniga. *El Programa Integrado del CSN sobre los análisis probabilistas de seguridad*.

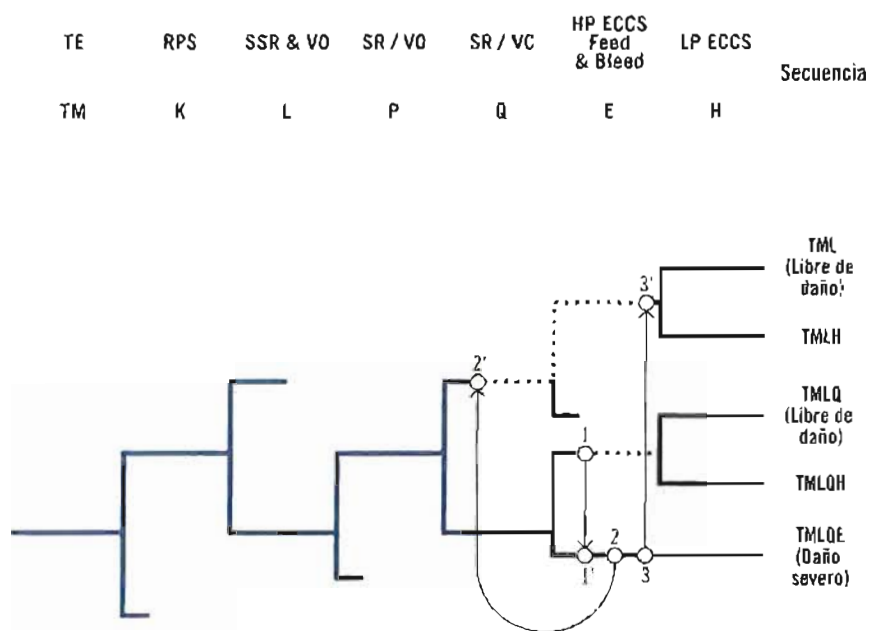


Figura 2. Diagrama parcial de sucesos del transitorio de TMI-2 previsto en el *Reactor Safety Study* y comparación con la situación real. Un error de operación lo llevó hasta el punto I'. Las medidas correctoras posteriores no fueron suficientes y el accidente progresó hasta la fusión parcial del núcleo (A. Alonso, FISA-97).

Energy Authority^{6,7}, sobre la central nuclear de Zorita, en colaboración con el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN.

Una versión preliminar del *Reactor Safety Study* se publicó en agosto de 1974. De hecho, incluso en esta forma preliminar, los responsables del estudio, el profesor N. Rasmussen y el Dr. S. Levine⁸, presentaron el estudio a los expertos europeos en el otoño de 1974 en la sede de la Unesco en París. Por parte española participaron en tan importante reunión C. Pérez del Moral, P. Trueba y A. Alonso, en representación del Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN. A la vuelta, el entusiasmo de los participantes se propagó al

resto del personal y se iniciaron estudios y presentaciones internas que prepararon el camino para recibir en España el informe final, que se publicó en octubre de 1975. El informe incluía un resumen de la metodología y una comparación de los riesgos nucleares —dos centrales nucleares conocidas: Surry (PWR) y Peach Bottom (BWR) en un emplazamiento representativo— con los riesgos propios de otras actividades industriales y fenómenos naturales. Este resumen fue traducido y la traducción distribuida ampliamente y presentada a la prensa en una sesión pública que tuvo lugar en el salón de actos de JEN.

Después de la publicación del *Reactor Safety Study* y superado el primer impacto positivo era lógico que comenzasen las críticas. La más significativa fue formulada en 1978 por el llamado Comité Lewis⁹, en honor del profesor Harold Lewis, de la Universidad de California, quien presidió el trabajo de un grupo de

revisión independiente creado por la propia NRC. El Comité Lewis, aunque apreció la bondad del estudio, encontró que el documento era "inescrutable" y de lectura y seguimiento difíciles. Añadía que eran numerosas las hipótesis mayorantes, pero también las había minorantes y que no era posible determinar cuál era "la incertidumbre asociada a los resultados". Aunque el informe Lewis también incluía afirmaciones positivas, se puso mucho énfasis en las negativas, y la propia NRC y la industria, quedaron, en parte, paralizadas en espera de encontrar el camino adecuado.

En este ambiente negativo, el 28 de marzo de 1979 tuvo lugar el accidente de TMI-2, el cual cambió sustancialmente la situación. En primer lugar, la secuencia accidental que condujo al deterioro del núcleo de TMI-2 había sido, en gran medida, prevista en el estudio, que desde entonces comenzó a ser contemplado con mayor aprecio y consideración (figura 2). En segundo lugar, se demostró la posibilidad de accidentes con daño al núcleo iniciados por transitorios y pérdidas pequeñas de refrigerante, se intuyeron los riesgos del hidrógeno generado por reacción metal/agua y sobresalió la importancia de la fiabilidad humana. El análisis del accidente de TMI-2 y la fenomenología asociada fueron objeto de un tratamiento especial por parte de la industria y las instituciones españolas, sobresaliendo el informe redactado por el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN¹⁰.

Superadas las dificultades anteriores comenzaron a realizarse análisis probabilistas mejorados aplicables a centrales nucleares individuales. En tal sentido cabe destacar los esfuerzos realizados por los Laboratorios Nacionales de Sandia, del Departamento de Energía de EEUU, sobre cinco centrales consideradas prototípicas, que conclu-

⁶SRS/ASG/1032. *Reliability Assessment of the Safety Injection System for Zorita NPP*. (1973).

⁷SRS/ASG/1032. *Reliability Assessment of the Electric Power Supply System for Zorita NPP*. (1974).

⁸El Dr. Saul Levine murió de un colapso cuando pronunciaba una conferencia sobre la nueva metodología y el Prof. Norman Rasmussen, del Massachusetts Institute of Technology, sufre una enfermedad degenerativa.

⁹NUREG/CR-0400. *Risk Assessment Review Group Report to the U.S. Nuclear Regulatory Commission*. Sept. 1978.

¹⁰DSN/005/79. Clase III. *Informe sobre el accidente de la central nuclear de Three-Mile Island-2*. JEN (1979).

yó en 1990 y fue materializado en el famoso informe NUREG-1150¹¹. También algunas empresas eléctricas de EEUU decidieron hacer sus propios estudios, contando con consultores privados, entre los que sobresalió la NUS Corp. (Nuclear Utility Services), que jugaría más tarde un papel importante en el panorama español. En España, la empresa pionera fue Nuclenor, quien en 1983 inició un estudio probabilista de riesgos aplicado a la central nuclear de Garoña. Otras actividades nacionales se destacan en los apartados siguientes.

3. Los estudios Mini-Pra

El Gobierno socialista que salió de la convocatoria electoral de 1982 había anunciado durante la campaña su intención de reducir la potencia nuclear instalada a 7,5 GWe, lo que suponía reconsiderar la construcción, entonces en marcha, de las centrales nucleares de Lemóniz, Trillo, Valdecaballeros y Vandellós II. A tal fin, las autoridades del Ministerio de Industria y Energía decidieron incluir, entre los elementos de decisión, un estudio “específico de evaluación probabilista de riesgos para cada uno de los binomios reactor-emplazamiento de las centrales” antes citadas.

A tal fin, teniendo en cuenta el auge que estaban adquiriendo los estudios probabilistas, se eligió esta metodología para cuantificar el nivel de seguridad de las centrales en construcción. El Dr. Saul Levine, uno de los responsables del *Reactor Safety Study*, había decidido abandonar la USNRC e incorporarse como vicepresidente en la compañía NUS Corp., que se estaba perfilando como pionera comercial de este tipo de estudios. Por esta razón, las autoridades del ministerio suscribieron un acuerdo con dicha compañía en diciembre de 1983 para la realización de

“mini evaluaciones probabilistas de riesgos en centrales nucleares españolas”. El término *mini*, muy utilizado en el lenguaje coloquial de la época, surgió de la imposibilidad de realizar, en un tiempo razonable, un estudio completo, que fue sustituido por un ejercicio de comparación entre los diseños y emplazamientos de las centrales españolas y centrales de referencia con estudios probabilistas terminados. El estudio se limitó a los



sucesos iniciadores internos, incluyendo la estimación de la frecuencia esperada de deterioro del núcleo, modos de fallo de la contención, términos fuente y consecuencias radiológicas.

El estudio se completó en abril de 1984 y concluyó que el riesgo radiológico inherente a las cuatro centrales nucleares estudiadas era comparable con el correspondiente a las centrales de referencia en EEUU y Alemania y muy parecido

entre ellas. En concreto, la frecuencia esperada de deterioro del núcleo del reactor por año se reproduce en la tabla 1, donde se deduce el nivel de seguridad de los proyectos españoles.

A la vista de los resultados obtenidos, los responsables del Miner no encontraron razones objetivas para poder descartar por razones de seguridad ninguno de los proyectos analizados, incluso era difícil establecer un orden de prioridad, dadas las escasas diferencias encontradas y teniendo en cuenta las incertidumbres propias de los cálculos. Por esta razón fueron razones económicas, sociales y políticas las que llevaron a descartar los proyectos de Valdecaballeros I y II, Lemóniz I y II y Trillo II y decidir la conclusión de los proyectos de Vandellós II, en servicio desde 1987, y de Trillo I, que entró en funcionamiento en 1988.

Las decisiones anteriores quedaron reflejadas en el Plan Energético Nacional de 1983, que fue aprobado en julio de 1984, el cual representó la parada del desarrollo nuclear del país, ya que además de limitar el parque nuclear al ahora existente, estableció una moratoria sobre la construcción de nuevas centrales nucleares, declaró un ciclo abierto para el combustible nuclear, ordenó la diversificación energética, tecnológica y medio ambiental de la Junta de Energía

► Tabla 1. Frecuencia esperada de deterioro del núcleo.

Central	Tipo	Frecuencia por reactor (años ⁻¹)
Lemóniz	PWR	4,1E-5
Zion	PWR	4,2E-5
Trillo	PWR	8,8E-6
Biblis B	PWR	9,0E-5
Vandellós II	PWR	4,0E-5
Surry	PWR	4,0E-5
Valdecaballeros	PWR	1,5E-5
Grand Gulf	PWR	3,7E-5

¹¹NUREG-1150. *Severe Accident Risks: An Assessment for Five U.S. Nuclear Power Plants*. December 1990.

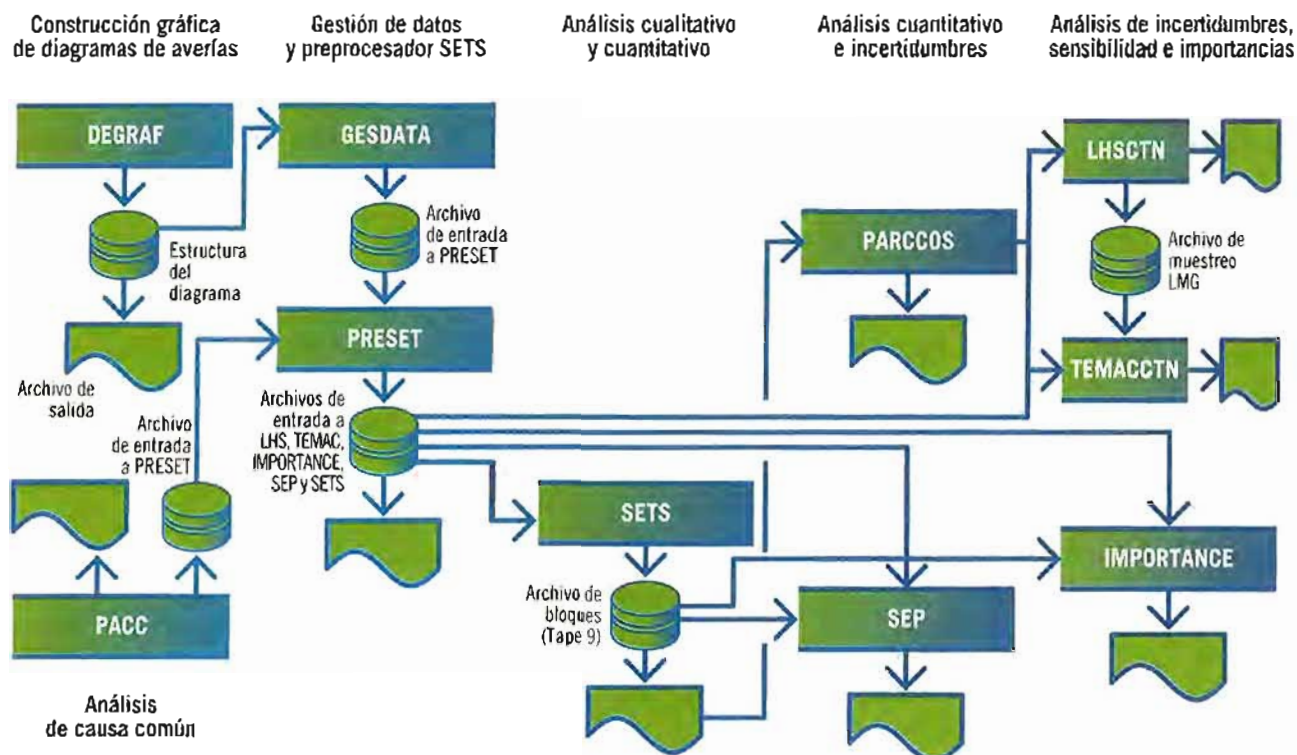


Figura 3. Proceso general de análisis de un APS nivel 1.

Nuclear, posteriormente convertida en el moderno Ciemat y se creó una empresa —Enresa— dedicada a la gestión de los residuos radiactivos.

4. El programa de investigación PIACR sobre análisis cuantitativo del riesgo nuclear

Por real decreto 1486/1980, de 18 de julio, se establece el Programa de Investigación de Unesa, el llamado PIU, con fondos de la Oficina de Coordinación de la Investigación y Desarrollo Electrotécnico, OCIDE. En respuesta a una convocatoria pública, la Cátedra de Tecnología Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid concursa y consigue un convenio de colaboración entre la Fundación General de la Universidad Politécnica de Madrid (FGUPM) y Unesa para la investigación sobre el análisis cuantitativo del riesgo nuclear, proyecto PIACR, que se ratifica por ambas partes el once de noviembre de 1983, con los objetivos de: (1) desarrollar la metodología y las herramientas de cálculo para cuantificar

el riesgo nuclear inherente a las centrales españolas con reactor de agua ligera; (2) establecer la metodología para la recopilación de los datos de explotación de las centrales nucleares españolas, incluyendo el comportamiento del personal de operación, y (3) formar científicos y técnicos en el análisis cuantitativo del riesgo. El convenio incluía la participación de los profesores de la cátedra, la contratación de seis becarios y el seguimiento de los trabajos por parte de Tecnatom. Además, y de acuerdo con las reglas de OCIDE, el desarrollo del proyecto era también revisado por las autoridades de dicha institución.

El proyecto PIACR fue prorrogado y ampliado en varias ocasiones y se mantuvo vigente hasta el año 1989. En la primera fase del proyecto, del año 1983 a 1986, ambos incluidos, se elaboraron alrededor de cien informes de investigación distribuidos en los tres niveles clásicos de los informes probabilistas: (a) el análisis de secuencias accidentales; (b) la fenomenología asociada a los accidentes severos, y

(c) el análisis de las consecuencias económicas y radiológicas de los accidentes¹². La segunda fase del proyecto PIACR, que se consolidó en un contrato entre la FGUPM, Unesa y Tecnatom y se desarrolló del año 1987 al 1989, se especializó en el análisis de incertidumbres, sensibilidad e importancia y la investigación sobre fallos dependientes. El proceso general de análisis de un APS nivel 1, que se utilizó en varios casos prácticos y se aconsejó como el más idóneo, quedó reflejado en el documento CTN-91/89¹³ y se representa de forma esquemática en la figura 3.

Por su parte, los titulares de las centrales nucleares, a través de las ingenierías correspondientes, se

¹²A. Alonso, J. Blanco, L. Francia, E. Gállego, L. Morales, P. Ortega y C. Torres. *Programas de cálculo en la estimación de los riesgos inherentes a las centrales con reactor de agua ligera*. Nuclear España 5, 41(37-48). Marzo, 1986.

¹³CTN-91/89, PIACR-FD-3504/89. P. Ortega, J. García y J.M. Mira, *Proyecto PIACR-FASE II. Estructura informática global* (1989).



► Figura 4. Personal de la central de TMI-2 se dispone a entrar en el recinto de contención por primera vez después del accidente.

habían embarcado en estudios de fiabilidad de sistemas, destacando el análisis de fiabilidad del sistema de agua de alimentación en Almaraz y Ascó, que se había visto comprometido en el accidente de TMI-2. Dentro de este ambiente propicio, los requisitos anunciados por el Consejo de Seguridad Nuclear en 1986 a través del Programa Integrado¹⁴ movió a los titulares de las centrales nucleares españolas hacia la contratación con empresas extranjeras de experiencia probada en el tema. También se aprovechó la experiencia acumulada por los investigadores asociados al proyecto PIACR de acuerdo con los contratos de Unesa, en los que se incluyeron cláusulas sobre tal eventualidad, además los resultados intermedios del PIACR estaban coordinados por representantes de la industria. Sin embargo, fue el titular de la central José Ca-

brera quién decidió utilizar con mayor ventaja lo hecho en el proyecto de investigación PIACR.

Los frutos del proyecto son innegables en el campo de la formación de recursos humanos; más de una veintena de titulados participaron en las tareas de investigación o se nutrieron de ellas, muchos encontraron sus puestos de trabajo en grupos especializados de la industria, la administración y la academia. Los conocimientos adquiridos se comunicaron ampliamente a los estudiantes de la Universidad Politécnica de Madrid y a los alumnos del curso de Ingeniería Nuclear del Instituto de Estudios de la Energía de Ciemat. A tal fin se confeccionó un manual que resultó de interés¹⁵.

¹⁴CTN-27/88. A. Alonso, L. Francia, J. García, J. Mira y P. Ortega. *Curso monográfico sobre análisis de accidentes*. Part.I. *Fiabilidad de sistemas y análisis de secuencias accidentales* (1988); CTN-32/88. A. Alonso, J. Blanco, J. González, E. Hontañón, J.V. López, J. Rivero. *Curso monográfico sobre análisis de accidentes*. Part.II. *Fenomenología asociada a secuencias accidentales* (1988); y CTN-35/88,

La experiencia adquirida en el desarrollo del proyecto PIACR sirvió para el establecimiento de un programa de investigación patrocinado por Enresa, iniciado en 1988, sobre métodos probabilistas para la cuantificación del riesgo inherente a los almacenamientos de residuos radiactivos, proyecto CRIARR, que ha concluido en el desarrollo e implementación del código MAYDAY¹⁶, entre otras aportaciones significativas. También sirvió para contribuir al programa de accidentes severos de la NEA (OECD/LOFT) y de EPRI a través de Unesa y para participar en los distintos programas marco de Euratom y en el diseño de los experimentos de la serie PHEBUS-FP.

A. Alonso, A.A. Aperte, E. Gallego y C. Torres. *Curso monográfico sobre análisis de accidentes*. Part.III. *Análisis de consecuencias radiológicas y económicas* (1988).

¹⁶Enresa. Publicación Técnica 07/96. R. Bolado, A. Alonso-Aperte y J.A. Moya. *MAYDAY. Un código para realizar análisis de incertidumbre y sensibilidad* (1996).

¹⁴CSN. *Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España*. Agosto, 1986.

5. El curso JEN/DOE sobre análisis cuantitativo del riesgo

Después de la publicación del *Reactor Safety Study*, los Laboratorios Nacionales de Sandia, mediante contrato con la USNRC, habían destacado en dos aspectos cruciales de los análisis probabilistas de riesgo: (1) la investigación sobre la fenomenología asociada a los accidentes severos, y (2) la enseñanza de la nueva metodología probabilista. Las autoridades responsables españolas prestaron una atención preferente a la primera actividad a través del Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP) de la USNRC suscrito por el CSN en 1985. Por su lado, la Junta de Energía Nuclear, consciente de la importancia de la nueva metodología probabilista para el análisis de la seguridad, incluyó la realización de un curso sobre el tema entre las actividades nucleares asociadas a la renovación del Convenio de Defensa Mutua entre España y EEUU.

A tal fin, se estableció un acuerdo entre la Junta de Energía Nuclear y el Departamento de Energía de los EEUU para impartir un curso de cinco meses de duración sobre *el análisis cuantitativo del riesgo*, dirigido a expertos españoles, e impartido por especialistas de los Laboratorios Nacionales de Sandia, autores de un notable texto sobre esta materia¹⁷. Se decidió también que participasen expertos de la JEN, Initec, Nuclenor y otros, y los investigadores asociados al proyecto PIACR, antes descrito. El curso se celebró desde noviembre de 1985 hasta abril de 1986 e incluyó aspectos fundamentales, estadística y álgebra booleana, diagramas de sucesos y de averías, fiabilidad humana, bases de da-

tos, fenomenología de accidentes severos, respuesta de la contención y consecuencias radiológicas y económicas, entre otros aspectos. El curso quedó ampliamente documentado y a él asistió fundamentalmente personal de la JEN, de la Universidad Politécnica de Madrid y de la industria. La contribución de la Cátedra de Tecnología Nuclear de la ETSII al curso ha quedado reflejada en varios documentos¹⁸.

El curso sirvió para que los representantes españoles conociesen en profundidad el *Reactor Safety Study* (WASH-1400) y documentos de tanta importancia en aquella época como el *PRA Procedures Guide* (NUREG/CR-2300), el *IREP. Interim Reliability Evaluation Program* (NUREG-2728), el *Handbook on Human Reliability* (NUREG/CR-1278), así como los ya clásicos textos de Sandia. Los expertos que participaron en el curso tuvieron también la ocasión de conocer y ejercitarse en el uso de los códigos utilizados en aquel momento. Posteriormente, los participantes se integraron en las distintas instituciones de la industria, la Administración y la academia y constituyeron uno de los pilares de la ejecución de los estudios probabilistas de seguridad requeridos en 1986 por el Consejo de Seguridad Nuclear.

6. Epílogo

La introducción de la nueva metodología probabilista para el análisis de la seguridad de las centrales nucleares coincidió en España con el punto álgido de su desarrollo nuclear, pero dentro de un ambiente de rechazo social creciente hacia la nueva tecnología. La publicación oficial del *Reactor Safety Study* tuvo en España una acogida notoria y fue

oficialmente presentado a la prensa a fin de demostrar la seguridad de las centrales nucleares del país.

Desde el punto de vista científico y técnico, los antecedentes del estudio y el propio estudio fueron seguidos con atención por el Departamento de Seguridad Nuclear de la JEN, así como por las empresas de ingeniería y los titulares de las centrales nucleares. Se contribuyó al desarrollo de los estudios previos de fiabilidad de sistemas mediante desarrollos propios y a través de organizaciones internacionales y, una vez publicado el estudio, se celebraron reuniones técnicas para presentarlo y analizarlo en profundidad.

Las autoridades responsables de la redacción del Plan Energético de 1983, con más fe en la metodología que resultados prácticos, intentaron utilizar la nueva metodología para decidir acerca del componente nuclear que debía incorporarse al plan. La Cátedra de Tecnología Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid, con la colaboración de Tecnatom, se embarcó en un interesante programa de investigación y desarrollo que ha proporcionado recursos técnicos y humanos para el mejor desarrollo de los requisitos del Consejo de Seguridad Nuclear en su Programa Integrado. La Junta de Energía Nuclear, con ocasión de la renovación del Acuerdo de Defensa Mutua entre España y EEUU no tuvo inconveniente en incorporar entre las contrapartidas un curso básico de formación sobre el tema en colaboración con el Departamento de Energía de dicho país.

Se puede concluir que los esfuerzos realizados desde la publicación del *Reactor Safety Study*, en 1975, hasta el año 1986 habían sentado las bases necesarias para garantizar el florecimiento actual de los estudios probabilistas de seguridad en España. ☼

¹⁷NUREG/CR-4350, SAND85-1495. *Probabilistic Risk Assessment Course Documentation*. Vol 1 to 7 August 1985.

¹⁸PIACR-S-12/85. Manual del Curso APS-DOE-JEN. Contribución de la UPM al programa de lecciones (1985).

El Programa Integrado del CSN sobre análisis probabilistas de seguridad

El Programa Integrado de APS ha jugado un papel significativo en la incorporación de los trabajos de todas las organizaciones españolas en torno a un mismo objetivo: la mejora de la seguridad de las centrales nucleares. Gracias a los estudios realizados, este aspecto ha mejorado de forma significativa

y existe una base sólida para la realización de aplicaciones del APS en el uso más eficiente de los recursos empleados. El balance de 15 años de programa es positivo, aunque, dados nuestros conocimientos actuales, varias actividades se podrían haber hecho de manera más eficiente.

1. Introducción

El Programa Integrado¹ de APS del CSN ha sido y es mucho más que un mero documento técnico sobre el uso de una metodología de análisis de seguridad avanzada. Ha sido un elemento de integración que ha permitido orientar los esfuerzos de múltiples organizaciones y profesionales hacia una meta común: la mejora de la seguridad de las centrales nucleares, una demanda legítima de los ciudadanos. Ha sido y es un elemento facilitador del incremento de los conocimientos y capacidades de aquellos que con sus actuaciones influyen en la seguridad de las instalaciones. Ha contribuido a generar una infraestructura de conocimiento y aplicación de unos métodos de trabajo que no sólo son de interés para el sector nuclear sino

que son de aplicación directa en muchos otros sectores industriales.

Sin embargo, dicho programa no habría servido para nada sin el esfuerzo de un nutrido grupo de profesionales españoles que han puesto su ilusión en el aprendizaje y aplicación de una nueva metodología, cuando se podían haber instalado en la comodidad del que usa lo que conoce y no se esfuerza en aprender algo nuevo y complejo. No ha sido, ni será, una tarea fácil pues la introducción de la aproximación probabilista requiere, en cierta medida, un cambio de cultura; un cambio en los modelos mentales que han pervivido durante muchos años en el sector nuclear. Sin el coraje y la constancia de muchos profesionales que han apostado claramente por el progreso nada se habría conseguido.

Los muchos que han criticado de forma constructiva las limitaciones y debilidades del APS han jugado un importante papel en su mejora, al estimular la creatividad

e innovación necesarias para realizar sustanciales mejoras en los métodos y prácticas de realización de los APS a lo largo de los años. También ellos merecen el reconocimiento a su labor.

Como en toda actividad humana en el Programa Integrado de APS hay luces y sombras. A la vista de lo que se sabe actualmente bastantes cosas se podían haber realizado de forma diferente, más eficaz y eficientemente. Aunque dada la complejidad asociada al uso del APS el balance puede considerarse positivo, el deseo de aprender de la experiencia del pasado y una actitud autocrítica inconformista son dos de los valores que deben presidir el desarrollo futuro del Programa Integrado.

2. La primera edición del Programa Integrado de APS

En 1983, a propuesta de la Dirección Técnica del CSN, el Consejo decide pedir a Nuclenor, titular de la central nuclear de Santa María de

* J. I. Villadóniga es subdirector general de Tecnología Nuclear del CSN.

¹Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España. CSN. 1986.

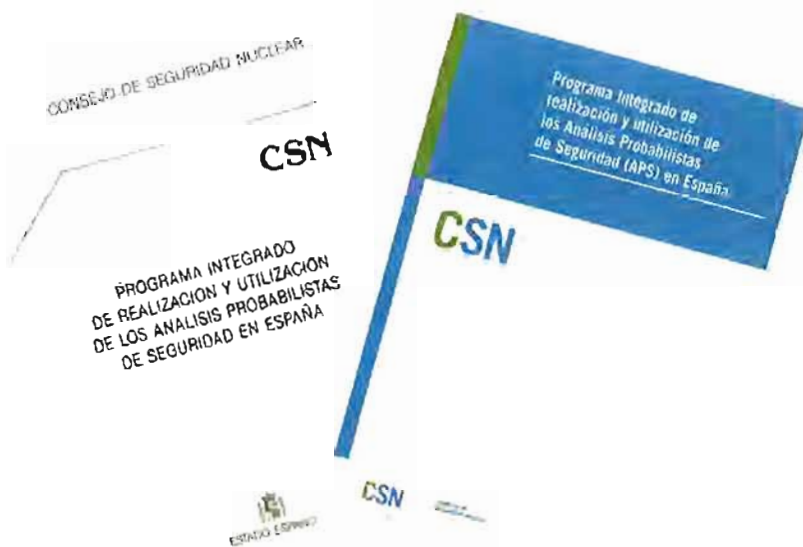


Figura 1. El CSN ha realizado dos ediciones del Programa Integrado de APS.

Garoña la realización de un APS de nivel 1. Esta petición, que se realizó en el condicionado del permiso de explotación, era coherente con la práctica que se iniciaba en varios países de utilizar el APS como una herramienta adicional para valorar posibles mejoras en la seguridad de las centrales². El titular de la central reconoció la importancia de realizar el APS y puso los medios humanos y materiales precisos para llevarlo a cabo.

El Consejo consideró que lo propuesto para Garoña debía ser extendido al resto de las centrales y en el *Informe al Congreso de los Diputados y al Senado* correspondiente al segundo semestre de 1983³ indicó su voluntad de realizar estudios específicos para cada una de las centrales. Ésta fue una decisión bastante innovadora pues por aquel entonces solamente Suecia había tomado una decisión similar, demostrando la voluntad del Consejo de abordar el uso de tecnologías que contribuyen a mejo-

rar la seguridad, sin esperar a que estén siendo utilizadas por la mayoría de los países avanzados.

El APS realizado para Santa María de Garoña contribuyó a una mejora significativa en la seguridad de la central; una mejora muy eficiente, pues se concentró en los aspectos que más contribuían al riesgo. Pero, además, dicho APS confirmó que el uso de los métodos probabilistas daba lugar a muchos otros beneficios importantes, por ejemplo un conocimiento, por el personal de la central, más sistemático y detallado de la instalación y de la importancia para la seguridad de las estructuras, componentes y sistemas de la misma; un mejor entendimiento del papel del ser humano en cuanto a generar situaciones accidentales o a mitigar sus consecuencias; un marco de relación con el regulador en el que se puede poner más énfasis en lo más importante, etcétera.

Animados por los beneficios derivados del APS de Santa María de Garoña y por la positiva evolución internacional del tema, el Consejo pidió a la Dirección Técnica la preparación de un programa de APS, que diera respuesta a la decisión ya tomada de requerir estudios de APS específicos para todas las demás centrales. El perso-

nal del CSN elaboró un documento cuyo objetivo fundamental era establecer las condiciones apropiadas para que el empleo del APS en el sector nuclear español se desarrollase de una forma lo más efectiva y eficiente posible. Reconociendo la importancia y complejidad de un programa de tal tipo, se sometió a comentarios⁴ de un amplio espectro de organizaciones, los comentarios recibidos se analizaron detalladamente y se elaboró una revisión del Programa Integrado, que fue aprobada por el Consejo en 1986.

El Programa Integrado buscaba dos objetivos básicos: la mejora de la seguridad como resultado de un análisis detallado de los riesgos de cada central, y disponer de un modelo probabilista para futuras aplicaciones⁵. Un elemento fundamental del programa era la realización escalonada de los APS de todas las centrales, siendo la razón de este escalonamiento el favorecer la asimilación de nuevas metodologías y su incorporación al siguiente APS.

Desde el principio se reconoció que el APS era una herramienta esencial para el titular de la instalación dado que le proveía de un conocimiento muy profundo de las fortalezas y debilidades de la instalación desde el punto de vista de la seguridad y ese conocimiento debe residir esencialmente en el responsable directo de la seguridad de la central. Por eso, en las peticiones de los APS el CSN siempre insistía en la necesidad de que el titular de la instalación tuviera una participación importante en la realización

²La Nuclear Regulatory Commission (NRC) de Estados Unidos había utilizado el APS en la toma de decisiones sobre las modificaciones a introducir en centrales antiguas dentro del *Systematic Evaluation Program*.

³CSN/IS/5/83. *Informe al Congreso de los Diputados y al Senado*. 31.12.1983.

⁴El Programa Integrado de APS fue bastante pionero en cuanto a ofrecer la oportunidad de realizar comentarios a un amplio espectro de organizaciones que incluía universidades, empresas de ingeniería y consultoría, centros de investigación, suministradores, titulares, etcétera.

⁵La consideración de las aplicaciones del APS en el programa, incluso en su título, muestra que se intuía el importante papel que tendrían en el futuro las aplicaciones de los APS.

del estudio —incluyendo la propia dirección del estudio y la asignación de personal de planta al equipo de realización del APS—. Dada la importancia que tenía para España la asimilación de los nuevos métodos desde el punto de vista tecnológico, se favoreció desde los titulares y el CSN la participación en los estudios de empresas de ingeniería nacionales, de manera que el acervo de conocimientos adquiridos quedase en España. Ciertamente la completa subcontratación de los estudios a empresas extranjeras habría permitido una realización más rápida de los APS, pero, en contraprestación, habría dado lugar a un pobre desarrollo de las capacidades nacionales.

El CSN podría haber recurrido a la subcontratación de las evaluaciones de los APS de forma sistemática, sin embargo se apreciaron los importantes beneficios de realizar una evaluación de los APS con personal propio, dado que ha permitido una sustancial mejora del conocimiento del perfil de riesgo de las centrales dentro del CSN.

Aunque el Programa Integrado contemplaba que fuese el CSN quien requiriese estudios de APS cada vez más completos a los titulares de las centrales, éstos, en el ejercicio de su responsabilidad, tomaron la iniciativa en muchas ocasiones y abordaron nuevas etapas de los estudios sin esperar al requisito del CSN. Adicionalmente, es destacable que el CSN ha reconocido formalmente en algunas de las cartas de aprobación de los APS (por ejemplo, para el caso de Ascó) que el titular ha realizado un APS de alta calidad, incluso más allá de lo que el CSN hubiera considerado exigible.

Además de la realización del APS de cada central el Programa Integrado incluía otras actividades. Una actividad fundamental consistía en el desarrollo de un banco de datos nacional que incluyera la experiencia de sucesos notificables y de datos de fiabilidad de componen-



► Figura 2. Central nuclear de Trillo.

tes⁶ de todas las centrales. Otras actividades se referían a la necesidad de desarrollo de guías de realización de los APS, a la importancia de las relaciones internacionales para conocer el estado del arte de la tecnología de APS, al fomento del desarrollo tecnológico en España por medio de la asimilación de las técnicas de APS, a las necesidades de investigación y desarrollo y a las necesidades de personal competente en el CSN para afrontar las actividades del programa. Fue la consideración de estos múltiples elementos de manera integrada la que dio lugar al apellido “integrado”.

3. La segunda edición del Programa Integrado de APS

En 1995, con más de nueve años de experiencia de aplicación de la primera edición del Programa Integrado y más del 75% del alcance final

de los APS cubierto en el conjunto de las centrales nucleares, el Consejo decidió que debía prepararse una nueva edición del Programa Integrado. Siguiendo una mecánica similar a la de la primera edición, se preparó un borrador que también fue sometido a comentarios de un amplio espectro de organizaciones interesadas, siendo finalmente aprobada por el Consejo y publicada en 1998 la segunda edición del programa⁷. La segunda edición mantiene la dirección fijada en la edición anterior, pero se centra en dos aspectos fundamentales: la conclusión de los estudios en marcha y el fomento de las aplicaciones de los APS.

En cuanto a la conclusión de los estudios en marcha, el Programa Integrado establece como objetivo la realización de estudios de APS de niveles 1 y 2, incluyendo todas las fuentes de material radiactivo y para todos los modos de operación de la planta y sucesos externos. Esto permitirá tener una visión completa de los riesgos debidos a las centrales nucleares, lo cual es muy importante desde el punto de vista de un uso eficiente de los recursos

⁶Actualmente se está produciendo una evolución hacia lo que se denomina *performance-based-regulation*, un sistema en el que lo que se controlan esencialmente son los datos de funcionamiento de equipos o sistemas. La disponibilidad del banco de datos de componentes e incidentes sitúa al sector nuclear en una excelente posición para avanzar en esa misma dirección. El banco de datos se considera de forma específica en el artículo de J. Faig en este número de *Seguridad Nuclear*.

⁷*Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) en España*. Colección otros documentos 7.1998. CSN

en lo que resulte más importante para la seguridad. Se han producido notables avances en cuanto a la finalización del alcance de los APS al estar todos los estudios de nivel 1 y nivel 2 finalizados, casi todos los estudios de riesgos de incendios e inundaciones internas finalizados, y muy avanzados los estudios de otros riesgos externos (inundaciones externas, caída de aviones, explosiones en vías de comunicación, liberaciones de materiales tóxicos, etcétera). También se han realizado APS de otros modos distintos de plena potencia en Vandellós II, Ascó y Santa María de Garoña.

Pero, sin duda, es el segundo aspecto el que recibe un mayor impulso en la segunda edición del Programa Integrado, al reconocer que ya se han hecho considerables mejoras en la seguridad de las centrales y que el APS puede contribuir de forma significativa a la mejora de la eficiencia, es decir, a una mejor utilización de los recursos disponibles, algo fundamental en un mercado de producción de energía liberalizado.

Desde que se aprobó la segunda edición del Programa Integrado, tanto los titulares de las instalaciones como el CSN han dedicado notables esfuerzos a poner en marcha aplicaciones de los APS en temas como garantía de calidad gradual, especificaciones técnicas, inspección en servicio y pruebas en servicio. En la mayor parte de los casos se han hecho proyectos piloto en los que se ha alcanzado un consenso sobre las metodologías a emplear. Sin embargo, no ha sido hasta muy recientemente que en el CSN se ha incrementado la prioridad asignada a la evaluación de esas aplicaciones por lo que su aprobación ha sufrido retrasos frente a lo inicialmente previsto.

El CSN también ha puesto en marcha un proceso para incrementar las aplicaciones internas del APS y para facilitar una mayor difusión de la información de los APS dentro de la organización.

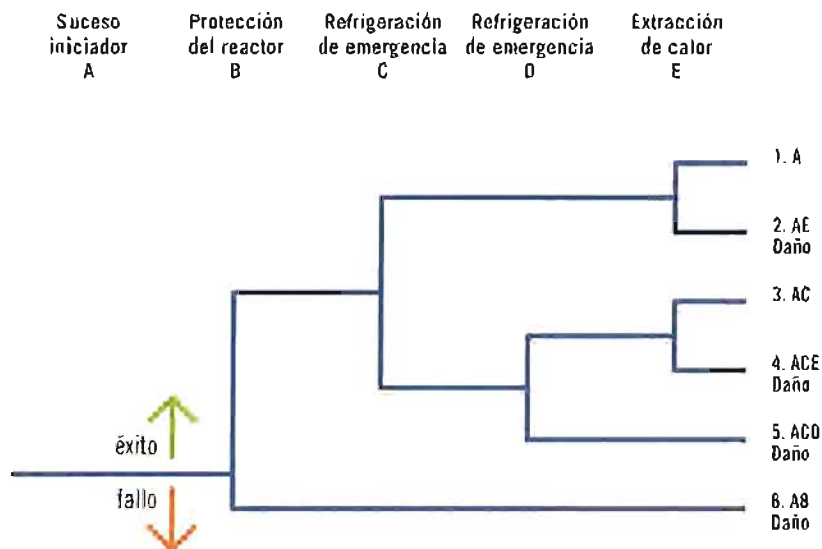


Figura 3. Esquema del árbol de sucesos de un APS.

Se puede decir, por lo tanto, que las aplicaciones promovidas por la segunda edición del Programa Integrado están siendo abordadas tanto en el sector como en el CSN.

La segunda edición del Programa Integrado señala la importancia de la investigación y desarrollo* (I+D) en la profunda asimilación de las metodologías probabilistas y en la corrección de sus limitaciones actuales. Un uso adecuado del APS requiere, entre otras cosas, un conocimiento profundo de la metodología empleada. Por otra parte, hay aspectos importantes para la seguridad que no son tratados adecuadamente por los métodos de APS actuales y, por lo tanto, es preciso desarrollar nuevas metodologías que resuelvan esas limitaciones.

Por último, la segunda edición reconoce que el "APS vivo", es decir, un APS que se mantiene actualizado, de forma que, cuando es utilizado, refleja fielmente el estado de la planta, está en los cimientos de gran parte de las aplicaciones de los APS presentes y futuras. Así, el Programa Integrado aporta indicaciones sobre

los requisitos que ha de cumplir un programa de APS vivo para tener garantías de ser aceptado por el CSN para diferentes aplicaciones.

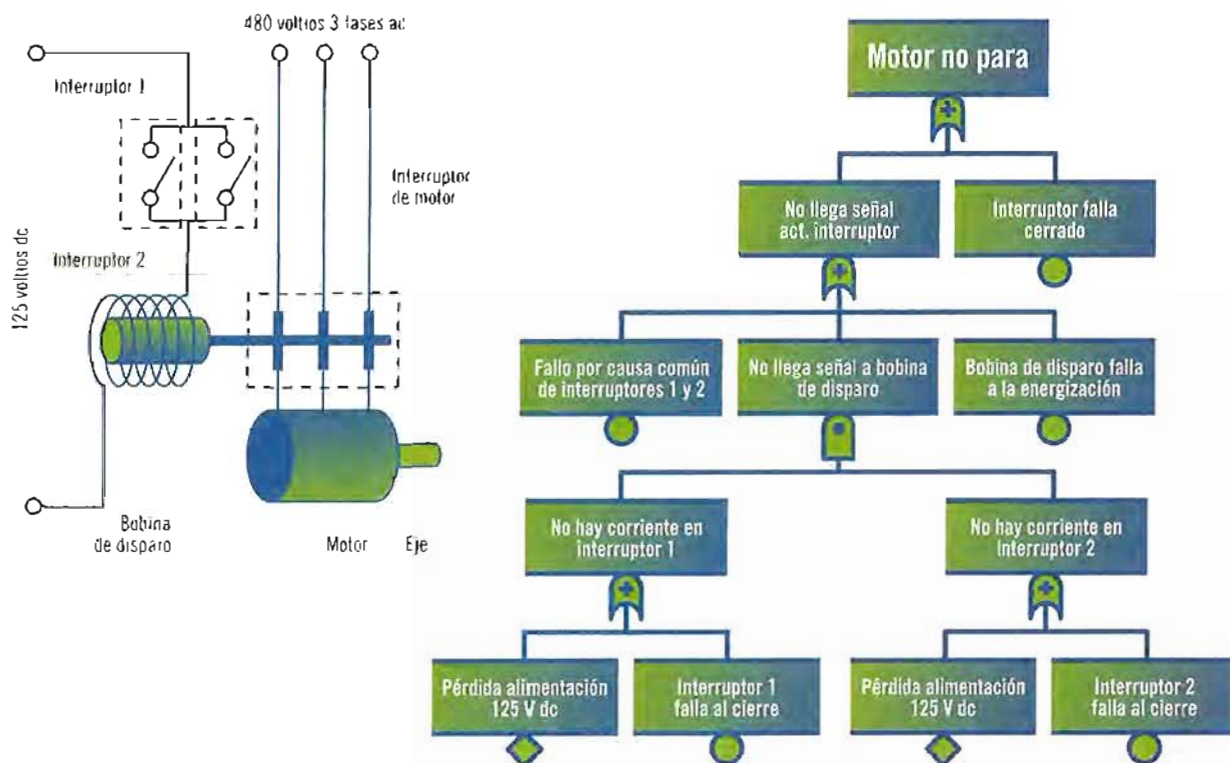
4. El Grupo Mixto de APS y Banco de Datos

En 1996, como resultado de una reflexión amplia y conjunta del CSN y el sector, a propuesta de los titulares de las centrales se decide crear el Grupo Mixto de APS y Banco de Datos como foro de discusión y colaboración entre el CSN y el sector nuclear en todos los temas relacionados con el Programa Integrado. Como los demás grupos mixtos existentes, éste depende del Comité de Enlace Sector-CSN, al cual informa semestralmente.

Desde su creación, el Grupo Mixto ha contribuido de forma notable a mejorar la comunicación y colaboración entre el CSN y el sector, habiéndose emitido varios documentos conjuntos⁹ que reflejan un consenso sobre métodos aceptables de realización de actividades de APS. También ha facilitado la coordinación de las planificaciones

*El programa de investigación se contempla en detalle en el artículo de M. Brincones y J.L. Butragueño de este mismo número de *Seguridad Nuclear*.

⁹Documentos sobre mejoras del proceso de evaluación, sobre la realización y evaluación de aplicaciones de los APS, y sobre el mantenimiento y actualización de los APS.



► Figura 4. Esquema del árbol de fallos de un motor.

de actividades de ambas partes y el seguimiento de los plazos de entrega de solicitudes y de realización de evaluaciones.

El Grupo Mixto ha sido especialmente activo en la puesta en marcha de proyectos pilotos de aplicaciones de APS dentro del marco del Plan Coordinado de Investigación (PCI) Unesa-CSN y en el establecimiento de proyectos de I+D relativos a la mejora de la metodología de APS. Todas estas actuaciones están en línea con lo establecido en la segunda edición del Programa Integrado.

5. Balance de 15 años del Programa Integrado

No resulta sencillo hacer balance de un área de actividad que debe haber superado los 7.000 millones de pesetas y que ha involucrado de forma directa a más de un centenar de profesionales de diferentes organizaciones nacionales.

En el lado positivo, sin duda lo más importante del Programa Inte-

grado, se reconoce que ha facilitado la realización de mejoras sustanciales en la seguridad de las centrales nucleares. También esta mejora es difícil de estimar, pero, a nivel internacional, se considera que la realización APS y las actuaciones de mejora a que dan lugar, hacen que el riesgo se reduzca a su décima parte, al menos. Hay pocas áreas de actividad en seguridad nuclear que, por sí solas, puedan aportar un efecto tan beneficioso.

Pero, además, la realización de los APS, con una participación activa del personal de los titulares y una evaluación rigurosa por parte del personal del CSN, ha contribuido a mejorar sustancialmente el conocimiento de ambas partes sobre las fortalezas y debilidades de las distintas centrales en cuanto a su seguridad. Este conocimiento no tiene precio, pues su efecto se multiplica en muchas de las actividades que se realizan tanto por los titulares como por el CSN.

El esfuerzo de los titulares en

conseguir una alta calidad¹⁰ en los APS ha permitido disponer de modelos de los APS que facilitan la realización de aplicaciones de los mismos. En países en los que los APS tienen una calidad baja se pone en cuestión la posibilidad de realizar aplicaciones para mejorar la eficiencia de las instalaciones o del propio regulador. Aunque se están haciendo muchas aplicaciones, se considera que hasta el momento sólo se ha arañado la superficie del potencial de aplicaciones de los APS tanto para los titulares como para el CSN.

El APS ha contribuido a avanzar en conseguir una visión sistémica (integradora) de la seguridad de una instalación, frente a la práctica del pasado en el que la seguridad de la instalación se analizaba por medio del análisis disgregado de la seguridad de sus elementos.

¹⁰Expertos de organizaciones internacionales y de países muy competentes en APS consideran que la calidad de los APS españoles es muy alta.

Lo realizado en APS sitúa a España en una posición ventajosa en cuanto a avanzar en la implantación de mejoras en la eficiencia del sistema regulador —de la seguridad nuclear—, algo imprescindible en un mercado de producción de energía eléctrica liberalizado. La implantación de aproximaciones como la denominada *risk-informed, performance-based regulation* encuentra unos sólidos cimientos en los APS disponibles en España.

En otro orden de cosas, las ingenierías españolas han alcanzado un prestigio notable en cuanto a su capacidad de realizar APS y reciben contratos de otros países para participar en su ejecución.

Resumiendo los aspectos positivos, se podría decir que se ha hecho un buen trabajo en el pasado, lo que nos sitúa en buena posición para afrontar el futuro. Muchas cosas se podrían haber hecho mejor, aunque seguramente una buena parte de ellas son sólo fácilmente reconocibles cuando se miran a la luz de lo que sabemos hoy.

El afán por alcanzar una alta calidad de los APS ha hecho que su coste, tanto para los titulares como para el CSN, haya sido muy elevado. Ha sido y es difícil definir un nivel de calidad de los APS que tenga una validez generalizada, dado que el nivel de calidad de un APS está íntimamente relacionado con el uso esperado que se va a hacer del mismo¹¹.

La interacción del CSN con los titulares en el proceso de evaluación de los APS debería haberse focalizado más en los aspectos más importantes para los resultados de los APS¹². Esto era difícil mientras

no se disponía de un modelo que permitiera realizar verificaciones independientes por el CSN. La disponibilidad presente de esos modelos nos lleva a considerar que las interacciones en el futuro serán completamente distintas, pasando de comentar o hacer preguntas sobre lo realizado por el titular a realizar análisis independientes por el personal del CSN¹³.

Aunque se han hecho actividades de I+D relacionadas con el APS¹⁴ no se ha consolidado en España un centro con una actividad continuada de I+D en el análisis de nivel I de APS. Posiblemente esto resultó de considerar el APS nivel I como una herramienta ingenieril suficientemente desarrollada y asimilable de forma práctica. Según se avanza en el conocimiento de la metodología de APS aumenta el convencimiento de que la utilización rigurosa del mismo requiere un conocimiento profundo de su desarrollo histórico y de sus bases científicas. Todos los agentes del sector, y también el CSN, han tratado de salvar esta limitación recurriendo a ingenierías o consultoras de países avanzados en APS; sin embargo, no se han desarrollado infraestructuras en I+D en APS¹⁵, salvo en el caso de la fenomenología asociada a accidentes severos y comportamiento de la contención, que se cultivaron de forma notoria en la Universidad Politécnica de Madrid y en el Ciemat, respectivamente.

Aún no se ha conseguido aprovechar adecuadamente las oportu-

nidades para hacer del APS una herramienta de uso generalizado dentro de las organizaciones de los titulares y del CSN. En otros países, la realización de los propios APS y su evaluación han servido para incorporar sistemáticamente a especialistas de otras disciplinas ajenas al APS. Posiblemente, esta situación ha sido debida, en parte, a que la novedad del tema generaba ciertas dificultades que, en lugar de afrontarlas, se han obviado reduciendo el APS a una parte muy específica de nuestras organizaciones¹⁶. Corregir esta situación es un reto significativo que ha de abordarse diligentemente si se quiere que el APS pueda desarrollar todo su potencial en el futuro¹⁷.

Las aplicaciones del APS no han recibido aún toda la atención debida en el CSN tanto en las vertientes de la respuesta a aplicaciones solicitadas por el titular como en el uso interno del APS para mejorar la eficiencia de las actividades reguladoras. En cuanto a lo primero, recientemente se ha asignado una mayor prioridad a la evaluación de dichas aplicaciones, y, en cuanto a lo segundo, desde hace más de un año el CSN está desarrollando actividades para mejorar su eficiencia por medio del uso interno del APS.

Como resumen del análisis de los aspectos negativos puede decirse que sabemos que es preciso mejorar en algunos aspectos y se está avanzando en su resolución. No debe, sin embargo, minusvalorarse la complejidad y persistencia de algunos de los problemas, por lo que es fundamental un compromiso permanente con su resolución. ☺

¹¹Recientemente se ha avanzado notablemente en EEUU en el establecimiento de niveles de calidad exigibles para distintos tipos de aplicaciones, pero aún hay discusiones sobre cómo hacerlo.

¹²Como ya se ha indicado anteriormente el Grupo Mixto de APS y Banco de Datos ha desarrollado un documento de consenso sobre la mejora del proceso de evaluación.

¹³Ya existen ejemplos de esta forma de proceder en la discusión de temas de la revisión periódica de la seguridad de dos centrales españolas.

¹⁴Ver artículo de A. Alonso *et. al* en este mismo número de *Seguridad Nuclear*.

¹⁵El CSN dispone de un pequeño grupo de profesionales cuya misión fundamental es profundizar en el entendimiento de las metodologías de APS para facilitar que el uso de las mismas en el CSN se haga con un conocimiento profundo de sus limitaciones.

¹⁶Esto no puede generalizarse a todas las organizaciones; por ejemplo, hay ingenierías en las que la interacción es adecuada.

¹⁷A título de ejemplo, puede citarse que el CSN está desarrollando un sistema de información para APS que permita un acceso directo de todos sus especialistas a información de APS, que puede serles de ayuda para mejorar la efectividad y eficiencia de su trabajo.

Los estudios probabilistas de seguridad de las centrales nucleares españolas

Este artículo trata de condensar las experiencias de dieciséis años de trabajos en el área del análisis probabilista de seguridad por parte de las centrales nucleares españolas. Los cambios que se han

producido en el sistema regulador durante los últimos años y, sobre todo, los que se anticipan confieren un renovado valor a la experiencia acumulada y al trabajo realizado en este campo.

1. Reconocimiento a modo de introducción

Puesto que se trata de celebrar el vigesimoquinto aniversario del *Reactor Safety Study*, el autor quiere empezar dejando constancia del grato recuerdo que le dejó, y de la admiración que le produjo, la inolvidable lección recibida, de manos de uno de los principales artífices del trascendental trabajo que se conmemora con este número, durante un almuerzo en un restaurante chino allá por el año 1984. Y es que cualquier sitio es bueno para que un maestro despliegue sus artes. El Dr. Saul Levine nos explicó de forma meridiana y clara —incluso para un par de novicios con buena parte del caletre ocupado en el manejo de los palillos— cómo se llegó a la combinación de una técnica de lógica deductiva —árboles de sucesos— y de otra técnica de carácter inductivo —árboles de fallos— para desarrollar un método

de identificación de las múltiples combinaciones de sucesos simples y, en parte, relativamente frecuentes, que pueden dar lugar a un accidente de graves consecuencias y de muy baja probabilidad en una central nuclear.

2. El inicio de los análisis probabilistas en España

Por aquel entonces estábamos tratando de perfilar un modo de dar satisfacción a la petición que Nuclenor había recibido de realizar un análisis probabilista de seguridad (APS) de nivel 1 para la central de Garoña. Dicha petición, junto con otras de considerable importancia, estaba contenida en una resolución de la Dirección General de la Energía de 1983, y cuyo cumplimiento supuso un gran esfuerzo para Nuclenor.

La realización del análisis probabilista se llevó a cabo durante los años 1984 y 1985 bajo las pautas formuladas por el CSN, entre las que cabe destacar el requerimiento relativo a la asimilación de la tecnología por parte de Nuclenor y de las em-

presas colaboradoras españolas. Esto hacía necesaria una fase inicial de aprendizaje, pues lo realizado hasta aquella fecha en España no pasaba de un reducido número de análisis de fiabilidad de sistemas llevados a cabo por algunas centrales como Ascó y Almaraz.

El adiestramiento tuvo lugar en las oficinas de una empresa estadounidense y el resto del proyecto se desarrolló en España, con la presencia de un especialista extranjero perteneciente a la empresa consultora.

El estudio dio pie a un buen número de modificaciones y mejoras para la seguridad de la central de Garoña, se revisó para incluir aspectos solicitados por el CSN como consecuencia de la tarea de evaluación y fue, finalmente, aprobado con una valoración positiva en 1987.

3. Los estudios españoles

A partir de la experiencia de Garoña, el CSN formuló en 1986 un plan de realización y actualización de APS para todas las centrales nucleares españolas.

* J. González es director de Sistemas de Nuclenor, S.A.

El denominado Programa Integrado proponía un calendario para la realización de los estudios, que se irían iniciando con unos seis meses de intervalo, y comenzando con el de la central de Almaraz. Finalizado el proceso comenzarían las actualizaciones manteniendo el orden establecido (Garóña, Almaraz, etcétera). Dicho programa, así como su desarrollo, es objeto de un artículo de este número extraordinario¹. Así pues, en lo que sigue se presta más atención a discutir de un modo global las experiencias del sector en el desarrollo de este programa, que a la descripción cronológica y pormenorizada del mismo.

Empezaremos destacando el hecho de que la asimilación de las técnicas del análisis probabilista por parte del sector y de las empresas de ingeniería se alcanzó con notable éxito y rapidez. La participación de personal de las empresas explotadoras de las centrales, tanto en la dirección como en la ejecución de las distintas tareas que comprenden estos estudios, junto con el ya mencionado desarrollo espaciado en el tiempo de los mismos, que permitió al personal técnico de las empresas de ingeniería trasladar a un estudio los conocimientos y experiencia adquiridos en los anteriores, han sido, sin duda, dos causas importantes de esta capacitación técnica que se puede considerar altamente satisfactoria y perfectamente comparable con la de cualquier otro país que opere centrales nucleares. En el mismo sentido, también hay que destacar que, en algunos casos, personal de una central participó en el estudio de otra. También se dieron casos en los que la realización de la tarea de revisión de un estudio —la llamada revisión independiente— fue llevada a cabo por parte del



► Figura 1. Grupo de trabajo que realizó el APS de la central Santa María de Garóña.

personal de otra central, que ya contaba con la experiencia de la realización de su propio análisis probabilista.

Una buena prueba de lo anteriormente dicho la constituye el hecho de que la participación de empresas extranjeras en los estudios españoles se redujo significativamente de un estudio al siguiente, haciéndose puntual, y no permanente, a partir del tercero de ellos, que fue el de la central de Ascó. Al día de hoy, la colaboración e intercambio de experiencia entre las centrales en esta materia continúa siendo una realidad positiva.

El principal fruto que hay que destacar es la contribución de estos estudios a la mejora de la seguridad de las instalaciones. Durante la realización de los mismos se hizo patente el alto nivel de seguridad alcanzado por el conjunto de las centrales nucleares españolas, al tiempo que se identificaron puntos relativamente débiles y aspectos mejorables en las mismas. Todas las centrales, por iniciativa propia, llevaron a cabo diversas modificaciones tanto de aspectos de diseño —cambios físicos— como en prácticas operativas —procedimientos de operación y de prueba— que se reflejan favorablemente en los resultados de los estudios probabilistas.

Este rápido y directo reflejo de los resultados de los estudios probabilistas en la mejora de la seguridad de las centrales no habría tenido lugar de no haber sido por la intensa participación de personal de la propia central en la gestión y realización de los estudios. Esta característica organizativa —requerida por el CSN y asumida por las centrales— es otra cosa a resaltar dentro de la experiencia española.

Cabe pues destacar el valor del APS no solamente como un método de evaluación global de la seguridad de las centrales nucleares, sino también como una herramienta que permite identificar aspectos mejorables y valorar específicamente el beneficio de las diferentes alternativas que se pueden presentar para subsanar dichos aspectos. Esto es algo notable y, quizás, afortunado pues el *Reactor Safety Study*, que desarrolló lo esencial de los métodos probabilistas que empleamos hoy, se llevó a cabo con el objeto de comparar el riesgo derivado de la operación de las centrales nucleares con los riesgos derivados de otras actividades y de los consustanciales con ciertos fenómenos naturales.

Además de mejorar la seguridad de las instalaciones mediante la introducción de cambios diversos, los estudios probabilistas también han contribuido a una

¹El programa se describe en el artículo de J.I. Villadóniga de este número de *Seguridad Nuclear*.



► Figura 2. Central nuclear Santa María de Garoña.

mayor seguridad de las instalaciones por vía indirecta, en la medida en que han impulsado un mejor conocimiento de las centrales por parte de las organizaciones que las operaran. Un aspecto concreto y de considerable importancia lo constituye la mejora en la capacidad de análisis y simulación del comportamiento termohidráulico de las centrales que se ha adquirido desde los tiempos en los que se inicia la realización de los APS. La necesidad de realizar un análisis realista de los posibles transitorios y accidentes identificados en los análisis probabilistas ha sido, sin duda, un factor determinante en la consecución de este favorable avance.

También resulta destacable la incorporación a la plantilla de varias centrales de posgraduados que participaron en estudios probabilistas a través de convenios de colaboración entre centrales —o la propia Unesa— y departamentos universitarios, y que, actualmente, ocupan cargos de responsabilidad en la organización de estas centrales.

4. La revisión de los estudios españoles

A estas experiencias francamente positivas seguiremos con otra que no lo es tanto: la evaluación de los

estudios por parte del CSN, que para el APS nivel I de Garoña y de Almaraz se hizo a medida que avanzaba el trabajo, fue adquiriendo un mayor desfase respecto a la realización del mismo en los proyectos posteriores. Esto, unido a que la evaluación del trabajo se hizo de un modo que desde este sector se consideró muy detallado, dio lugar a que transcurriese mucho tiempo desde el inicio de un proyecto hasta la aprobación del mismo.

Este asunto fue objeto de preocupación y discusión en el seno de Unesa desde finales de los años ochenta. Se realizaron estudios comparativos sobre la dedicación de recursos a las distintas tareas del APS en España y otros países. De estas comparaciones resultó que, tanto el alcance de los estudios probabilistas como la dedicación de recursos a las distintas tareas de los mismos, era significativamente mayor en el caso español.

En 1992 el Comité de Energía Nuclear de Unesa presentó al CSN un informe en el que, sobre la base de los estudios realizados hasta la fecha, se estimaba en unos 800-900 millones de pesetas el coste de cada uno de los APS de nivel I, junto con el de nivel 2 e inundaciones intemas, coste éste correspondiente a la dedicación de más de 100.000

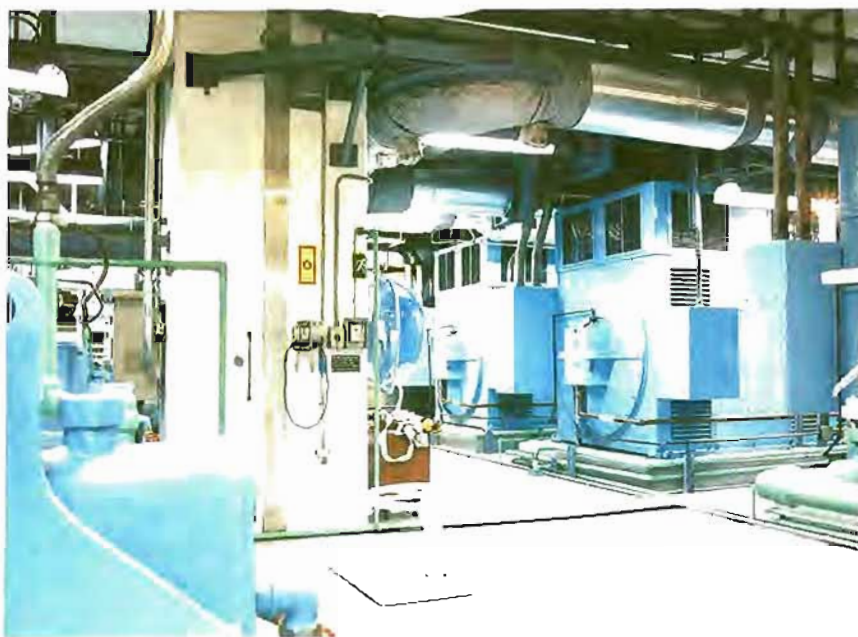
horas-hombre, lo que excedía a lo invertido en estudios similares en Estados Unidos en un factor próximo a cuatro.

El mencionado informe identificaba causas de esta elevada dedicación de recursos que resumiremos en un amplio alcance de los estudios, alto grado de calidad requerido y gran nivel de detalle de los modelos. Asimismo, se hacían propuestas de actuación, tendentes a moderar el grado de esfuerzo en el futuro, junto con consideraciones sobre algo que continúa siendo del mayor interés: una utilidad y aprovechamiento de estos estudios conmensurada con el esfuerzo ya realizado, y que justificase la continuada dedicación de recursos a la actualización y ampliación de los mencionados estudios.

El estudio de Trillo —única central española de diseño alemán, y más complejo que el del resto de nuestras centrales—, que se iniciaba entonces, vino a incrementar la preocupación por la magnitud del esfuerzo requerido y los beneficios esperados. En este proyecto hubo que hacer frente a las dificultades propias de realizar por primera vez un estudio probabilista de considerable alcance y grado de detalle sobre una central de este tipo.

Transcurrieron tres años hasta que el CSN planteó al sector un cambio en las pautas seguidas hasta entonces en todo lo concerniente a la revisión, aprobación y aplicación de los análisis probabilistas. Como consecuencia de esta iniciativa nació el denominado Grupo Mixto APS/DACNE, integrado por representantes del sector y del CSN; asimismo, la colaboración y coordinación dentro del propio sector se reforzó y estructuró con la formación de un grupo de trabajo (GAPSU) dependiente de la Comisión de Tecnología del Comité de Energía Nuclear de Unesa.

Este cambio supuso una notable mejora respecto a la situación anterior. Se discutieron y consensuaron métodos de trabajo en rela-



► Figura 3. Sala de bombas de agua de alimentación de la central nuclear Santa María de Garoña.

ción con distintos aspectos, entre los que cabría destacar el proceso de revisión y aprobación de los análisis probabilistas y la actualización de los mismos. Actualmente se sigue trabajando en la misma línea y se constatan los beneficios del cambio en una revisiones y evaluaciones más ordenadas y mejor planificadas. El sector también cuenta con una mayor información respecto a las actividades del CSN en relación con los estudios probabilistas.

Sin embargo, la dedicación de recursos a este proceso por parte de la los explotadores de las centrales se sigue considerando excesiva, y buena parte de las aplicaciones importantes presentadas están pendientes de aprobación.

5. Situación actual y perspectivas

La situación actual es bien distinta de la que se daba en los años ochenta, durante los que se gestó e inició la realización de los análisis probabilistas en España: la liberalización del mercado eléctrico en Estados Unidos, así como en gran parte del mundo occidental, ha llevado a la Nuclear Regulatory Commission a poner en mar-

cha un proceso de cambio en la regulación en la que los métodos probabilistas desempeñan un papel importante. Con este cambio se persigue un aumento de la eficiencia sin merma de la seguridad, ante la imperiosa necesidad que tiene la industria nuclear de competir en coste de generación de la energía eléctrica.

Recordemos que estos estudios fueron requeridos, sobre todo, como una herramienta complementaria a la normativa determinista en la mejora de la seguridad de las centrales. Sin embargo, por lo ya dicho, los estudios probabilistas cobran mayor relevancia cara al futuro.

Desde el punto de vista de la capacitación técnica, el sector nuclear español y el Consejo de Seguridad Nuclear están en una buena posición de partida para incorporarse a este proceso de cambio. Los análisis probabilistas de seguridad de las centrales nucleares españolas se encuentran en avanzado estado de revisión o han sido ya aprobados por el CSN, la calidad de los mismos está reconocida, la sistemática de actualización ha sido formulada, se han establecido guías de aplicación de los es-

tudios a materias concretas y otras se elaborarán, sin duda, en un próximo futuro.

Desde el sector eléctrico se valoran muy positivamente estos desarrollos y los trabajos en colaboración con personal del cuerpo técnico del CSN que se han llevado a cabo en el marco del Plan Coordinado de Investigación entre el CSN y UNESA y dentro del ya mencionado Grupo Mixto.

Si bien los cambios someramente descritos y las nuevas formas de hacer entre el CSN y la industria abren expectativas optimistas, la experiencia en la revisión y aprobación de las primeras aplicaciones planteadas al amparo de las nuevas guías, así como de otras anteriores a la existencia de métodos consensuados de aplicación, hace ver que el proceso de cambio y mejora estará moderado, si no limitado, por el necesario cambio cultural que la asimilación y aplicación de los métodos del análisis probabilista supone.

Si la divulgación, asimilación y aplicación de estas nuevas técnicas no se impulsa decididamente, tanto en la industria como en el organismo regulador, transcurrirá un largo tiempo en el que la práctica reguladora tradicional convivirá con el mantenimiento y actualización de los estudios probabilistas, y aunque ya se pueda contemplar la aplicación de los estudios probabilistas a limitar o modificar lo establecido por la regulación determinista en un conjunto cada vez más amplio de materias, el incremento de eficiencia buscado tardará en alcanzarse.

Éste es, pues, el reto que el organismo regulador y la industria nuclear tienen por delante. Un cambio cultural que permita llevar adelante un proceso de síntesis y sustitución de unas normas por otras más adecuadas, que es algo bien distinto del continuado incremento de requisitos reguladores que ha sido la pauta hasta el momento presente. ☞

Desarrollo y construcción del banco de datos DACNE

El banco de datos nacional DACNE (Datos de las Centrales Nucleares Españolas) consta de un banco de datos de incidentes (BDIO) y otro de almacenamiento de fallos e

indisponibilidades de componentes (BDC). El DACNE nace como banco para almacenamiento de todos los datos que los APS españoles pudieran necesitar en un futuro.

1. Introducción

Se está incrementando, desde hace años, tanto en España como en el resto de países occidentales, especialmente en Estados Unidos, la utilización de los análisis probabilistas de seguridad (APS) para tener en cuenta el riesgo a la hora de regular el funcionamiento de las centrales nucleares, confirmar que su nivel de seguridad es adecuado y evaluar la seguridad de cambios en equipos y procesos. La también llamada regulación informada por el riesgo está basada en unos modelos (APS), que a su vez requieren una información del comportamiento de los equipos de la planta (datos de disponibilidad y fiabilidad). Estos datos deben obtenerse, por tanto, de las plantas, debiendo estar disponibles para su tratamiento, a la vez que deben tener una calidad para su utilización en los modelos y permitir ser comparados entre sí, entre los de otras plantas, o con otras fuentes genéricas.

2. Antecedentes

El banco de datos DACNE (Datos de las Centrales Nucleares Español-

las) se inicia en 1989, con el objetivo de cumplir un requerimiento del Consejo de Seguridad Nuclear, que fue formulado por carta a cada una de las centrales españolas. Esta petición se enmarcaba en el Programa Integrado de realización de los análisis probabilistas de seguridad (APS) y establecía el desarrollo de dos bancos de datos¹:

— Uno de sucesos o incidentes, agrupados por tipo de transitorio, que se denominó Banco de Datos de Incidentes Operativos (BDIO).

— Otro de componentes, que recogiera fallos e indisponibilidades, que se denominó Banco de Datos de Componentes (BDC).

De acuerdo con el requerimiento del CSN, estos bancos debían orientarse a proporcionar los datos precisos para los APS y sus actualizaciones, a la vez que se consideraba positivo que se incorporasen al mismo datos que permitiesen mejorar la disponibilidad de las centrales, siempre que este segundo aspecto no fuera en detrimento del objetivo principal. También se sugería en esta carta la selección y

participación del banco nacional en una estructura internacional.

El BDIO ha sido un desarrollo propio, mientras que el BDC, con una estructura y complejidad mucho mayor, se estableció como parte integrada del Component Event Data Bank (CEDB), residente en el Centro de las Comunidades Europeas de Ispra (Italia), asumiendo sus definiciones y estructura. Posteriormente, y tal como se comentará, se ha realizado un desarrollo informático propio al objeto de tener un sistema que, respondiendo esencialmente a la estructura del CEDB, pudiera funcionar con entera autonomía de aquél.

La puesta en servicio del DACNE hay que situarla en marzo de 1989, con un periodo de pruebas de 5 meses. Algunas plantas iniciaron la entrada de datos, poco antes en enero de 1989, para contabilización de años completos de información.

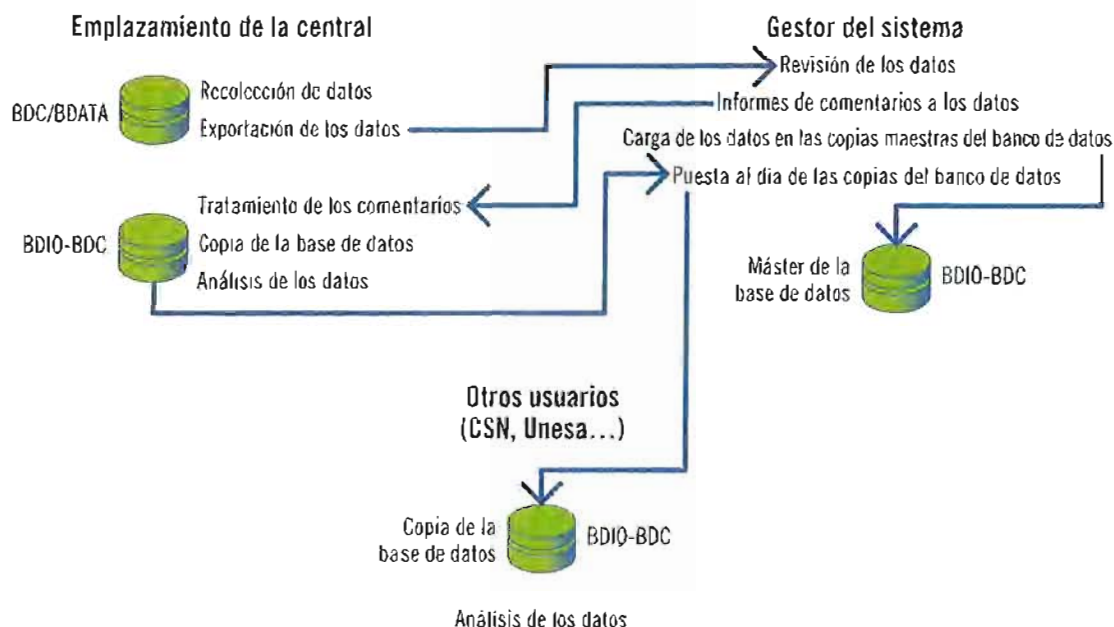
3. Objetivos del DACNE

Los principios básicos que se establecieron que debía cumplir el DACNE fueron:

— Se concebía el BDC como un banco de datos de fiabilidad de equipos del conjunto de las centrales españolas, y, por tanto, debía te-

* J. Faig pertenece a la Asociación Nuclear Ascó-Vandellòs II.

¹ La descripción del Programa Integrado se encuentra en el artículo de J.I. Villadóniga recogido en este número de *Seguridad Nuclear*.



● Figura 1. Flujo de datos del DACNE.

ner un alcance común para todas las centrales.

— Cada central debería aportar sus datos y tendría acceso a los datos del resto, dado que los datos son de interés para todas las plantas.

— Las normas y criterios para reportar deberían ser comunes y claros.

— Debía preverse que el BDC, como sistema de información sobre fiabilidad de equipos, pudiera cubrir en el futuro distintas necesidades, aparte de las de los APS, de acuerdo todo ello con el requerimiento del CSN.

4. Descripción del DACNE

Tal como se ha indicado el DACNE está constituido por dos bases de datos: la de Incidentes Operativos (BDIO) y la de Componentes (BDC).

Los responsables de las plantas recogen la información y la envían a Tecnatom, que es la empresa que gestiona el banco bajo la supervisión de Unesa como representante de las centrales. Posteriormente, Tecnatom

distribuye copia de los bancos de datos a los distintos usuarios: resto de centrales y Unesa, que a la vez la envía al CSN. El flujo de información se muestra en la figura 1.

El sistema DACNE está constituido por manuales, que contienen las definiciones, criterios de información, y estructura del banco de datos, así como un conjunto de aplicaciones informáticas, para el envío, almacenamiento y consulta de la información.

Los usuarios del DACNE tienen dos opciones para consultar al banco:

— En local y sobre una copia de la base de datos que se actualiza de forma continua en el caso del BDIO y semestralmente en caso del BDC.

— En remoto, mediante conexión a Tecnatom vía módem, accediendo a las copias maestras de los bancos de datos.

En la figura 2 se presenta el sistema operativo del DACNE, mostrando la estructura informática de recopilación, tratamiento y acceso a los datos.

4.1. Banco de Datos de Incidentes (BDIO)

Este banco contiene información de los sucesos significativos que ocurren en las plantas. Cada informe contiene los siguientes datos:

— Codificación y clasificación del suceso. Tipo de transitorio, criterios, sistemas indisponibles por pruebas/mantenimiento, condiciones iniciales y finales de planta, causas y efectos del suceso.

— Descripción textual del suceso, estructurado en distintas secciones (resumen, condiciones iniciales, descripción cronológica de pasos más importantes, causas del suceso, efectos del suceso, acciones correctivas y conclusiones).

— Registro de anomalías.

El banco se estructura en los siguientes productos: un manual del banco, que contiene las definiciones, así como criterios y métodos para información; una aplicación informática de recogida de datos; la aplicación para carga de datos y otra aplicación para consultas.

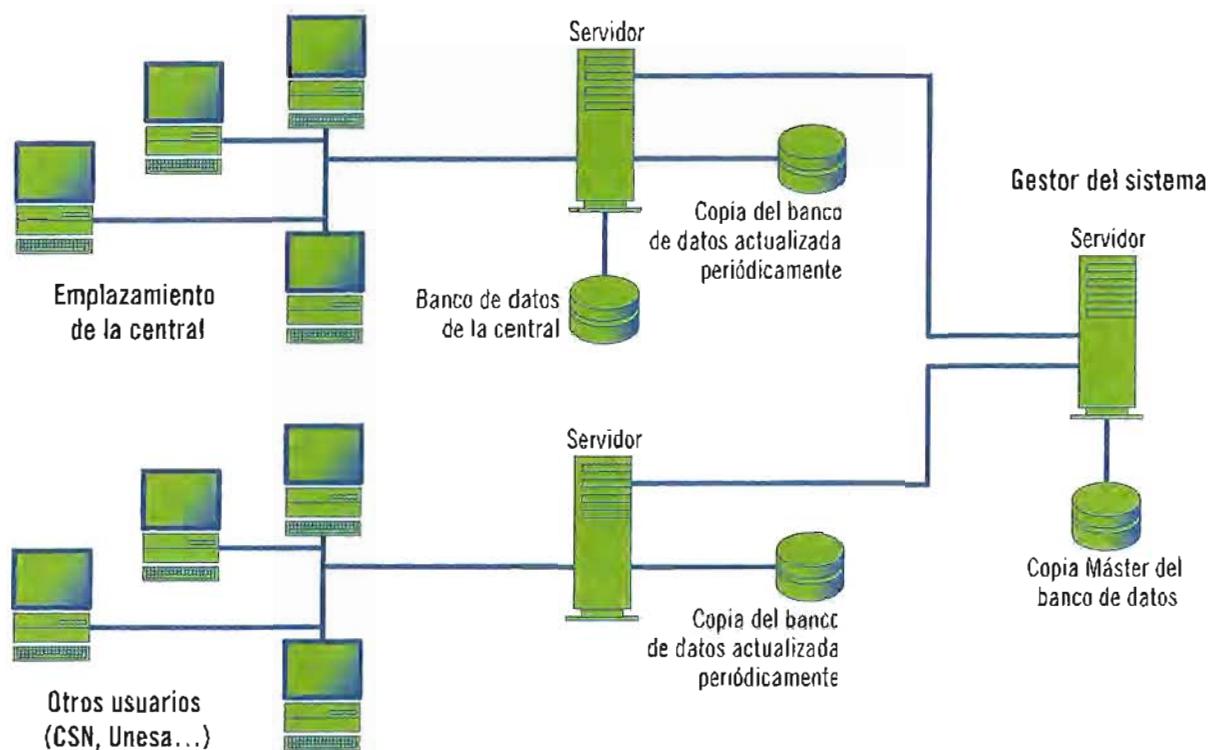


Figura 2. Estructura informática del DACNE.

4.2. Banco de Datos de Componentes (BDC)

El BDC ha sido diseñado como un banco de fiabilidad. Contiene información de los principales componentes de los sistemas del APS, o, lo que es lo mismo, los componentes más importantes para la seguridad. El tipo de información que se almacena en el BDC, es de cuatro tipos (figura 3):

- Datos de identificación de componentes. Contiene campos para la caracterización del componente, como son las características de diseño, clase de seguridad, condiciones ambientales y tipo de mantenimiento. Para cada tipo de componente vienen definidos sus límites y las características de los mismos; también se ha definido un conjunto de parámetros que los caracterizan.

- Informes de fallos. Se reportan al banco todos los fallos de componentes (fallos completos) y también ciertas degradaciones que podrían derivar en fallo en un periodo corto de tiempo (fallo inci-

piente). También se incluye información del modo de fallo, causas del fallo, acciones correctivas, partes falladas, otras palabras clave, y una descripción del fallo.

- Informes de indisponibilidades. Desde enero de 1995, el banco incluye los tiempos de indisponibilidades debidas a intervenciones de mantenimiento, pruebas u otras causas. Los informes incluyen una descripción del motivo, así como el componente afectado, tiempo de indisponibilidad, causa, efecto sobre el sistema, etcétera.

- Informe de operación de equipos. El banco incluye las horas y demandas de los equipos con el fin de poder estimar parámetros de fiabilidad.

El banco se estructura con los siguientes productos:

- Un manual del banco, donde se incluyen todas las definiciones, criterios y estructura del banco, así como los manuales de usuario de las aplicaciones informáticas. Cabe destacar el esfuerzo en las definiciones y causas de fallo de los

distintos componentes, que incluye el manual.

- Aplicación de recogida de datos. Aplicación informática que permite la entrada y mantenimiento de los datos de las centrales. Dispone de controles de calidad de la información y genera los ficheros de datos que son enviados al gestor para su incorporación a la base maestra.

- Aplicación de la carga de datos. Aplicación que permite la lectura de los datos enviados por las plantas, así como su carga en la base de datos maestra. Elabora informes que son analizados por el gestor para la mejora de la calidad y la uniformización de los datos.

- Aplicación de consultas. Aplicación informática que permite la consulta y elaboración de informes a los usuarios del banco.

4.3. Banco de Datos para la Regla de Mantenimiento (BDATA)

Interrelacionada con el DACNE, pero fuera del contexto del mismo,

se puso en servicio a partir de 1998 el BDATA, una aplicación para dar servicio a la regla de mantenimiento. El BDATA se basa en el aprovechamiento de la información del BDC, teniendo en cuenta el núcleo común de componentes de la regla de mantenimiento y el APS, que son los pertenecientes a los sistemas de riesgo significativo.

Las principales características del BDATA, son:

— Se trata de un desarrollo informático para servicio de la regla de mantenimiento de cada una de las plantas.

— El BDATA es una aplicación no compartida, cada planta sólo dispone de su propia información.

— La información para componentes comunes al DACNE es compartida con el BDC de la planta, con lo cual hay un aprovechamiento en la labor de análisis y de almacenamiento de datos.

— Existe información adicional a la del DACNE, que además se almacena por sistemas/funciones/trenes/componentes. Esta aplicación permite análisis parciales por sistemas/funciones/trenes y el seguimiento de las evoluciones en el tiempo.

5. Contenido del DACNE

La información contenida en el BDC y BDIO a fecha de 31-12-2000 aparece recogida en la tabla 1.

Como puede apreciarse, se trata ya de una información numéricamente importante, que debería permitir una mayor utilización del BDC en las centrales españolas para el desarrollo de los APS y sus aplicaciones en los próximos años.

6. Problemática del DACNE

Diferentes son las problemáticas que han surgido a lo largo de los años en torno al BDC. Hay que tener en cuenta que se trata de un banco donde se almacenan informes de muchos componentes de distinto tipo, de distintos sistemas

► Tabla 1. Información contenida en el BDC y en el BDIO.

Banco de Datos de Componentes (BDC)

Nº componentes	Nº fallos completos	Nº fallos incipientes	Nº total fallos	Indisponibilidades
11.438	1.280	1.101	2.381	6.736

Banco de Datos de Incidentes Operativos (BDIO)

Disparos no programados	219
Reducciones de potencia >10%	87
Sucesos internos	298
Sucesos externos	56
Otros sucesos relevantes	89
Total	749

y de distintas centrales. Uno de los objetivos es que estos datos sean utilizables para todas las centrales y, por tanto, las premisas o condicionantes de funcionamiento y las reglas de funcionamiento deben estar definidos con mucho detalle. La problemática principal nace de este mismo objetivo y la necesidad de disponer de unos manuales que definan con mucho detalle los límites de componentes, modos de fallo de componentes, definiciones, criterios de fallo por cada tipo de componente, etcétera.

Por otra parte, cabe tener en cuenta que un banco de datos como tal no tiene un fin productivo, sino que la utilización del mismo requiere el almacenamiento de suficiente cantidad de información para que ésta pueda considerarse utilizable.

Otras problemáticas surgidas son:

— El nacimiento del DACNE se sitúa para la mayoría de las plantas antes de la terminación de los propios APS. Históricamente, esto obligó a una definición de alcances independiente de los APS.

— El esquema inicial del BDC se amoldaba al Banco de Datos de Componentes Europeo (CEDB). A raíz de la desaparición, en 1991, de este banco de datos hubo

que desarrollar un sistema propio de almacenamiento, manteniendo la estructura y definiciones iniciales.

— Homogeneización en los criterios de fallo entre centrales. Ésta ha sido una de las críticas que se le han hecho al banco, en tanto en cuanto podía haber diferencias entre los criterios de información/definición de fallos a los componentes del mismo tipo para distintas centrales.

La constante preocupación del sector para llegar a un banco de datos con reconocimiento de los responsables de las plantas así como de la autoridad reguladora en España, llevó a que en el año 1995, se encargase a SAIC —una empresa independiente y con solvente experiencia en el campo de los APS en Estados Unidos, y que además había participado como asesor en algunos APS españoles— la realización de una revisión independiente al DACNE. Las principales conclusiones de esta evaluación fueron:

— El DACNE podía utilizarse como una herramienta multipropósito en combinación con datos de otras plantas, de la industria y genéricos.

— Debía considerarse como una fuente relevante para el desa-



Figura 3. Estructura del Banco de Datos de Componentes (BDC).

rollo de base de datos específicos de los APS.

— Por alcance, contenido, calidad de datos y accesibilidad era un banco equivalente o mejor que los de la UE y EEUU.

— Podía utilizarse como fuente para otras aplicaciones, como para la regla de mantenimiento, cambios de especificaciones técnicas basados en el riesgo, inspecciones basadas en el riesgo, etcétera.

— Podía incrementarse su utilidad mediante cambios adicionales al manual y la publicación regular de productos elaborados.

— Ampliaciones masivas del alcance podían traducirse en pérdidas de utilidad y degradación de la calidad.

Las recomendaciones que se daban, fueron:

— Que los sistemas de actuación de salvaguardias y de protección del reactor fueran tratados como macrocomponentes.

— Dedicar recursos a la mejora de la calidad de la información antes que a ampliar el contenido.

7. Evolución del DACNE

En diciembre de 1995 se celebró en Madrid una reunión entre el sector y el CSN en la que se pasó revista a las experiencias acumu-

ladas durante la realización de los APS de acuerdo con el Programa Integrado de realización de los APS en España.

En la reunión pudo constatar-se que existían diferencias de entendimiento acerca de si el DACNE había cumplido los requisitos que el CSN había establecido en las cartas de solicitud. Los puntos de discrepancia que se señalaron, en aquel momento, fueron:

— Necesidad de mejora en los alcances, al no cumplir los alcances completos de los APS.

— Calidad en el tratamiento de los datos y necesidad de uniformar información al banco.

— Inclusión en alcance de instrumentación y pequeño equipo eléctrico.

— Temas varios sobre la estructura de la información al manual.

Como consecuencia de dicha reunión, y para llevar a cabo mejoras en los procesos relacionados con los APS y sus aplicaciones, se creó el Grupo Mixto de APS (Sector-CSN), así como el Grupo APS-DACNE ya dentro del sector español.

8. Estado actual y perspectivas

Dentro del marco de este grupo mixto, y en concreto en lo relativo

al DACNE, existe un avance importante en trabajos realizados, dado que ya se ha acordado los alcances que dehen incorporar las plantas, en lo que se refiere a pequeño equipo eléctrico e instrumentación y control. Por otra parte, y como consecuencia a una revisión independiente llevada a cabo durante el 2000 por una ingeniería española, se está en proceso de consensuar definitivamente el resto de aspectos, que se refieren básicamente a calidad en el tratamiento de datos por las plantas y por el gestor, mejoras informáticas, y mejoras de los manuales.

En lo que se refiere a mejoras a desarrollar en los próximos años, cabe destacar que está prevista la incorporación del banco a una *intranet* para consultas e incorporación de los datos. La entrada en servicio de este servicio supondrá una mejora sustancial en la gestión general del banco, dado que permitirá por una parte una gestión de los datos mucho más ágil, casi *on-line*, en el tiempo, y, por otra parte evitaría problemas que surgen a veces, como son la posibilidad de trabajos en distintas versiones de carga de datos, o de *software*, entre otros aspectos.

Hacia la regulación informada por el riesgo. Aplicaciones de los estudios probabilistas en centrales españolas

La disponibilidad actual de APS de calidad de las centrales nucleares españolas ha permitido el desarrollo de aplicaciones de varios tipos, entre los que se encuentran algunas relacionadas con requisitos de licencia. Con

las precauciones propias de las limitaciones actuales de la metodología, esto abre un camino hacia una regulación más eficiente centrada en aquellos aspectos que suponen un mayor impacto en la seguridad.

1. Aproximación hacia una definición para la regulación informada por el riesgo

El término *risk informed regulation* (regulación informada por el riesgo) fue acuñado por la NRC para sustituir un término anterior más antiguo, el de *risk based regulation*. El análisis de las posibles causas del cambio de la palabra *basada* por *informada* puede dar pie a una discusión sobre la propia definición del término.

En efecto, un sistema regulador que fuera *basado* en el riesgo, esto es, en los resultados cuantitativos de los análisis de riesgos o análisis probabilistas de seguridad, otorgaría una total confianza y credibilidad a la exactitud de dichos resultados cuantitativos. Pero ésa no es la situación, tanto de diversos aspectos de la tecnología de los APS, como de la

propia naturaleza de los análisis. Los resultados cuantitativos de los APS se basan en una modelización lógica (*booleana*, en términos científicos) de todos los aspectos de la instalación que pueden influir en el desarrollo de un accidente con consecuencias graves y en la estimación, por medios estadísticos o por aproximaciones del juicio de los expertos, de las frecuencias y probabilidades de los sucesos de los que se componen los modelos. Eso implica, primero, la realización de muchas hipótesis y la fijación de condiciones de contorno sobre los modelos desarrollados. Segundo, implica la incertidumbre en el conocimiento que es usado por los expertos para realizar las hipótesis o para estimar algunas frecuencias y probabilidades de sucesos. Finalmente, implica la incertidumbre propia de toda observación estadística.

Estos tipos de incertidumbre, que están en la propia tecnología, es decir, que no son introducidas sino hechas patentes por el APS, hacen que los resultados numéricos de los

APS hayan de ser usados con mucha precaución para la toma de decisiones. No quiere decir que no puedan de ninguna manera usarse, pero sí que no se deberían tomar decisiones únicamente en base a las variaciones en los resultados numéricos obtenidos, con la consideración o no del aspecto sobre el que se desea tomar una decisión. La decisión habrá de basarse en un conjunto de bases del que debería formar parte la información proveniente del APS, pero no sólo de sus aspectos cuantitativos, sino también de los cualitativos. Esa información proveniente del APS habrá así de ser suministrada para la toma de decisiones de una manera mucho más detallada y condicionada que el simple uso de las variaciones en los resultados cuantitativos.

Suministrar así la información sobre riesgo a ser usada en una regulación informada por el riesgo (RIR) implica un conocimiento profundo de cada uno de los APS, de sus modelos, de sus hipótesis, de sus condiciones de contorno y

* J.I. Calvo es jefe del Área de Análisis Probabilista de Seguridad y Factores Humanos del CSN. M.T. Vázquez es técnica del Área de Análisis Probabilista de Seguridad y Factores Humanos del CSN.

de sus datos cuantitativos, que sólo puede tenerse si se ha participado lo más directamente posible en su desarrollo. Usar simplemente, de modo indiscriminado, los resultados cuantitativos de los APS para tomar decisiones reguladoras de la seguridad nuclear puede llevar a cometer errores importantes, que pudieran incluso llegar a traducir dicho uso en un deterioro importante de la seguridad.

Con estas precauciones para el uso de los APS en la regulación, parecería que dicho uso sólo podría ser hecho de manera adecuada por aquellos que han llevado a cabo los análisis; en el caso español, por las compañías explotadoras de las centrales nucleares que, por requerimiento del CSN, dirigieron los proyectos de sus APS y tuvieron que participar activamente en ellos. Eso es así para las aplicaciones de los APS en campos no sujetos a la regulación de la seguridad nuclear y así se está llevando a cabo por varios titulares de centrales. Pero en el caso de aplicaciones en aspectos relacionados con la regulación, el organismo regulador tiene la responsabilidad de evaluar dichos usos y, para hacerlo correctamente, como se ha indicado antes, debería conocer en detalle todos los aspectos de los modelos y datos de los APS y, además, debería hacerlo la gran mayoría de su organización, pues son la mayoría de los aspectos incluidos en la regulación los que se modelizan en los APS. Es decir, la organización del organismo regulador debería estar suficientemente formada y entrenada en el uso de las técnicas del APS, para poder usarlas con conocimiento y sin las reservas propias del uso de unos medios o técnicas de trabajo nuevos.

Las lógicas dificultades que una realidad como la anterior implica han estado, con toda seguridad, en la base de la causa del cambio de término de *regulación basada a regulación informada* por el riesgo que decidió la NRC. Y es también la causa de la dificultad de llegar a

● Tabla 1. Central nuclear de Almaraz.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

— Optimización de ETF:
— Cambio de estado de alimentación eléctrica a válvulas de inyección SI-8912
— Tiempos fuera de servicio de inversores
— Tiempos fuera de servicio de unidades de refrigeración de emergencia de sala de interruptores
— Análisis de cumplimiento con Apéndice R AL 10CFR50 (Incendios)
— Priorización de válvulas motorizadas (MOV)
— Análisis APS de apoyo a decisión simulador
— Nueva priorización de MOV (Cumplimiento con G.L. 96-05)
— Análisis coste/beneficio sobre instalación de un interruptor de generación

Aplicaciones del APS en curso de realización

— Cumplimiento con la regla de mantenimiento
— Inspección en servicio informada en riesgo (RI-ISI)
— Monitor de riesgo
— Gestión de accidentes severos

una definición precisa de lo que es, o debe llegar a ser, una RIR. Al tratarse de un suministro y uso de la información de los análisis de riesgos a la hora de tomar decisiones reguladoras, el término *informada* parece demasiado vago si se está acostumbrado a regular en base a normas y criterios rígidos como los del cuerpo regulador determinista o clásico. Parece un término que insta a la decisión *caso por caso* y eso siempre parecerá que contiene cierta arbitrariedad al observarse desde fuera del proceso regulador. Pero no parece que esto se pueda obviar, por el momento, de acuerdo con todo lo descrito en los párrafos anteriores, aunque en un futuro la situación podría cambiar conforme las incertidumbres aludidas fueran siendo cuantificadas y reducidas.

Así pues, una definición estricta de RIR es difícil de alcanzar, al menos actualmente, cuando todavía se tiene poca experiencia en el *caso por caso* de las aplicaciones de los APS. Se puede decir que la RIR es actualmente más una tendencia que

una realidad. Para llegar a serlo sería necesario especificar muy detalladamente el proceso de la toma de decisiones reguladoras y de cómo se hace llegar al mismo la información proveniente de los APS y cómo se tiene en cuenta. La NRC estadounidense parece empeñada en avanzar en ese sentido, en parte empujada por las continuas reclamaciones de la industria nuclear de EEUU, que se enfrenta a un mercado liberalizado, para que se racionalice el sistema regulador y se eliminen incertidumbres en el uso de los costosos análisis de riesgos por dicho sistema. La naturaleza del tema, como se ha descrito, debería hacer que esos avances se hicieran con precaución y siempre haciendo evolucionar la propia organización del trabajo del organismo regulador, más acostumbrado a hacer un papel más próximo al de notario del cumplimiento por el licenciatario de las normas escritas y detalladas del cuerpo regulador clásico.

La dificultad en avanzar hacia una RIR es, pues, teniendo aún as-

► Tabla 2. Central nuclear de Ascó.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

— Optimización de ETF:
— Modificación de diseño del enclavamiento de Auto-Cierre del RHR
— Indisponibilidades Onduladores. Sistema Corriente Alterna Regulada
— Indisponibilidades Onduladores (Rev.1). Sistema Corriente Alterna Regulada
— Análisis APS apoyo decisión simulador
— Evaluación Apéndice J
— Optimización protecciones pasivas para el Apéndice R
— Priorización MOV
— Programa de pruebas de válvulas de retención informado por el riesgo y basado en el funcionamiento (RI-IST)
— RI-ISI para tuberías Clase J (ASC1) RI-ISI planta piloto en el proyecto de I&D
— Análisis del cumplimiento con la GL-96-01 para sistemas modelizados en el APS a través de las matrices de prueba
— Uso del APS para optimización de ETF planta piloto del proyecto de I&D. AOT en sistema de acumuladores (Caso ejemplo)

Aplicaciones del APS en curso de realización

— Cumplimiento con la regla de mantenimiento
— Gestión de accidentes severos
— ETF. Cambios en intervalos de vigilancia para sistemas de protección del reactor y actuación de salvaguardias
— Monitor de riesgo
— Programa de pruebas de válvulas neumáticas informado por el riesgo

pectos técnicos que parecen superables con una adecuada planificación en investigación y desarrollo, más de naturaleza organizativa del trabajo del organismo regulador y del de las compañías explotadoras en lo relativo a su interacción con el regulador. Además, no parece una dificultad fácil de solventar, pues implica, entre otras cosas, una formación y un entrenamiento bastante generalizados en el uso de estas técnicas y en el conocimiento de los APS elaborados con anterioridad para cada central. En gran medida, es un cambio cultural y, como tal, no es fácil de introducir de forma rápida. Además, es un cambio que obliga a unos técnicos, que en muchas ocasiones tienen más de veinte años de experiencia en un sistema regulador determinista, a reconsiderar sus métodos

de trabajo y a aprender nuevas formas de trabajar más eficientes, pero también más complejas.

En ese sentido, parecería más sencilla la construcción de un sistema regulador del tipo RIR si el caso fuera el de elaborar un sistema regulador nuevo para una industria nueva, o que no dispusiera de ninguno, que la adaptación de un sistema antiguo a estos conceptos, que no formaron parte del cuerpo regulador inicial con el que se diseñó y comenzó a operar, durante muchos años ya, la industria nuclear.

2. La regulación informada por el riesgo en la NRC

Dadas las dificultades de utilizar un enfoque probabilista superpuesto sobre un conjunto de requisitos deterministas, la NRC está trabajando en una completa revisión de

sus requisitos deterministas, recogidos en lo que se conoce como el Título 50 de la Parte IÓ del Código de Regulaciones Federales, para generar unos nuevos requisitos que permitan alcanzar niveles de seguridad similares de manera mucho más eficiente. Los nuevos requisitos suponen una reconsideración del concepto de defensa en profundidad y de los accidentes base de diseño actualmente utilizados.

A pesar de las dificultades intrínsecas, técnicas y organizativas, descritas en el apartado anterior y, como se ha indicado, a causa básicamente de la presión de la industria nuclear en un mercado liberalizado para racionalizar el sistema regulador haciendo uso de los análisis de riesgos y para rentabilizar la inversión llevada a cabo en la realización de los costosos y difíciles proyectos de APS, la NRC, organismo regulador cuyas actividades son en muchos aspectos referencia para las de los países que importaron de EEUU la tecnología de sus centrales nucleares, ha venido dando pasos significativos desde hace algunos años en su intento de implantar un sistema regulador nuevo, informado por el riesgo.

De acuerdo con los pasos dados por la NRC, el CSN, que aplica masivamente, al ser la más avanzada, la normativa, o regulación, estadounidense a la hora de examinar la seguridad de las centrales nucleares españolas y elaborar sus informes con vistas a la concesión de las licencias de explotación de las mismas, está siguiendo en detalle las actividades en la NRC en relación a la RIR.

El plan de trabajo de la NRC sobre la implantación de los APS y el uso de los mismos para desarrollar el concepto de RIR, puesto en marcha hace ya más de seis años en aquel país, se ha ido plasmando en documentos que introducen una sistemática de uso de los APS en el marco de una RIR. Esos documentos se han elaborado en el formato de los documentos clásicamente usados en

la NRC, y consecuentemente en el CSN, para realizar los trabajos de evaluación de la seguridad. Esto es, la NRC ha desarrollado un capítulo nuevo de su *Standard Review Plan* [4] para describir, de una forma aún bastante genérica, el proceso de trabajo que han de seguir los evaluadores de su organización para analizar las aplicaciones y usos que se hagan de los APS. Conjuntamente con el *Standard Review Plan*, se han emitido *Regulatory Guides* [3] sobre el uso en general de los APS en el marco de aplicaciones informadas por el riesgo y otras más específicas sobre algunas de las aplicaciones de mayor envergadura, como son aquellas que la industria estadounidense propone en los campos de la garantía de calidad, de las pruebas en servicio, de la inspección en servicio o de las especificaciones técnicas de funcionamiento.

Estos documentos, del mismo tipo y serie que los que tradicionalmente se usan en el trabajo de la NRC, dan una idea de que se están introduciendo los conceptos del análisis de riesgos y sus modos de trabajo de una forma que pueda ser aceptada de forma natural por los analistas de la NRC no especialistas, en principio, en las técnicas de APS. Lo que ocurre es que estos nuevos documentos incluyen no sólo aspectos del análisis probabilista, sino que obligan también al analista que los aplique a llevar a cabo análisis y estimaciones sobre conceptos deterministas que normalmente no se llevaban a cabo anteriormente. Esto se debe a que se ha de estudiar si la aplicación degrada significativamente alguno de los conceptos de la defensa en profundidad o si no disminuye inaceptablemente los márgenes de seguridad. Es decir, obliga al analista clásico a razonar sobre si no se alteran significativamente las bases de la regulación determinista, algo que normalmente se daba por hecho que no sucedía con ningún aspecto de la normativa clásica.

► Tabla 3. Central nuclear de Cofrentes.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

— Clasificación como accidente del suceso elemento combustible rotado
— Priorización de pruebas de MOV
— ETF: Extensión AOT del RHR
— ETF mejoradas
— Extensión del periodo entre pruebas de varios sistemas
— Documento de apoyo para la aplicación de criterios de riesgo y prestaciones al Apéndice J AL 10CFR50
— Regla de mantenimiento. Sistemas significativos para el riesgo
— Mantenimiento en marcha
— Apoyo al análisis de cumplimiento con el AP. R AL 10CFR50 (Incendios)
— RI-IST. Programa de pruebas en servicio informado en riesgo
— Análisis del cumplimiento con la GL-96-01 para sistemas modelizados en el APS a través de las matrices de prueba

Aplicaciones del APS en curso de realización

— Aplicación de criterios APS en POE/GAS y procedimiento SBO. (1992-2000)
— Central piloto en el proyecto de I+D sobre garantía de calidad gradual (GCG)
— Cumplimiento con la regla de mantenimiento
— Mantenimiento en marcha
— RI-IST
— Apoyo a la gestión de accidentes severos
— Apoyo al análisis de aumento de potencia extendida (110%)
— Monitor de riesgo

El *Standard Review Plan* y las *Regulatory Guides* aludidas son, como se ha indicado, genéricas y faltas de detalle en muchos aspectos concretos y han sido emitidas por la NRC conscientemente de que será su uso concreto en casos reales del día a día lo que los irá concretando y mejorando. Dentro del plan de implantación de la RIR en la NRC está previsto que estos documentos se revisen anualmente.

3. Las aplicaciones de los APS en España

El CSN, por su parte, ha reconocido asimismo que, con una industria electonuclear en un mercado liberalizado, es razonable mejorar la eficiencia de su proceso regulador y está trabajando para aplicar el APS a los aspectos reguladores, es decir, en dar asimismo pasos hacia

una RIR. Ese objetivo de aplicar o usar los APS una vez realizados era ya claramente establecido, de forma general, por el CSN en 1986 en la primera edición de su Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España [1] y, con mucho mayor énfasis y detalle, en la segunda edición en 1998 [2]. En esa segunda edición se describen las bases de un programa de APS vivo, como una perspectiva de futuro que está en el mismo concepto de la regulación informada por el riesgo. Así pues, las intenciones del CSN de ir hacia una RIR son antiguas y fueron claramente manifestadas.

Los titulares han venido haciendo, por su parte, aplicaciones de sus APS en temas que no requieren la aprobación del CSN. Algunas de ellas fueron recogidas en las dife-

● Tabla 4. Central nuclear Vandellós II.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

- Evaluación de la propuesta de cambio al IFS PR-14, en lo relativo al cambio U157 sobre modificación actuación de la lógica de la unidad de enfriamiento del sistema GJ
- Evaluación de la propuesta de cambio al IFS PR-14, en lo relativo al cambio U012 sobre modificación de la lógica de actuación de las válvulas de admisión de la turbobomba del sistema AL
- Evaluación del cálculo soporte de las acciones correctoras por el cambio de modelo del interruptor de nivel de la cámara de equilibrio de la casa de bombas
- Evaluación sobre el aumento del punto de tarado "Alta 3" de contención, con motivo del licenciamiento del ciclo 10 de operación apoyo decisión del simulador
- Análisis del cumplimiento con la GL-96-01 para sistemas modelizados en el APS a través de las matrices de prueba

Aplicaciones del APS en curso de realización

- Regla de mantenimiento
- Gestión de accidentes severos
- RI-ISI - Clase I
- IST- Válvulas de retención
- Revisión de clasificación MOV. Pruebas de diagnosis
- Criterios de prestaciones de la regla de mantenimiento
- Monitor de riesgo

rentes ediciones de los informes finales de sus APS. Otras han sido descritas en muchos casos en los capítulos dedicados al APS de sus informes para las revisiones periódicas de la seguridad (RPS). Por otra parte, las aplicaciones que requieren aprobación, por afectar a aspectos del licenciamiento, se han venido recibiendo en el CSN y evaluándose caso por caso. Acompañando a este artículo se incluyen siete tablas que resumen sólo las aplicaciones para las que se recibió solicitud en el CSN por parte de los titulares de las diversas centrales y que, formando parte de sus justificaciones, incluían criterios de riesgo. Listas más completas e información más detallada se tiene, como se ha indicado, en los informes de las RPS y en los informes resumen de las evaluaciones de los APS, que el CSN viene publicando para cada una de las centrales. Como se ve, ha habido actividades, pero no de la forma sistemática e integrada por unas metodologías y

procesos comunes que implicaría una RIR.

Quizá la actividad de mayor envergadura, que se resalta aquí como el mejor ejemplo de lo realizado hasta ahora, sea la seguida en todas las centrales nucleares españolas respecto a la llamada regla de mantenimiento de estructuras, sistemas y componentes, emitida hace algunos años por la NRC y de obligado cumplimiento en España desde 1999. Esta regla representa la primera norma de seguimiento continuo del comportamiento de las centrales; en concreto, para aquellos sistemas significativos para el riesgo según el APS y, por tanto, los más importantes para la seguridad, se realiza un seguimiento continuo de la fiabilidad e indisponibilidad de los componentes de dichos sistemas. Adicionalmente, y entre otros requisitos de la regla de mantenimiento, las centrales deben preanalizar el riesgo de poner fuera de servicio los sistemas y componentes y, por tanto, prevenir

ciertas configuraciones de equipos fuera de servicio que pudieran constituir situaciones de incremento de riesgo.

Para ese seguimiento continuo, la mayor parte de las centrales españolas o lo tienen ya disponible o tienen planes para la implantación de sistemas del tipo conocido como monitor del riesgo, que permiten, por ejemplo, una evaluación *on-line* del riesgo que supone la configuración de la central en cada momento, a ser usada como ayuda a la hora de tomar decisiones sobre las condiciones operativas o, como se ha indicado, las actividades de mantenimiento. Esa iniciativa propia de las centrales españolas las coloca en la vanguardia de las aplicaciones propias de los APS y es un paso muy significativo hacia el concepto del APS vivo. Sin duda es un paso que ha resultado más fácil de dar que en otros países por el nivel de detalle, la calidad y el grado de involucración de las organizaciones de las propias centrales en el desarrollo de los APS en España.

Durante la realización de los proyectos de APS, ya se llevó a cabo un número muy importante de modificaciones de diseño y prácticas operativas identificadas por los APS y que mejoraron muy apreciablemente la seguridad de las centrales nucleares españolas. Esas modificaciones podrían ser consideradas también conceptualmente aplicaciones de los APS, aunque no lo son en el sentido en que se viene conociendo ese concepto, que es el de los usos que se hacen de los APS, con posterioridad a sus desarrollos, para racionalizar más algunos requisitos allí donde los cambios no suponen una reducción significativa de la seguridad o el mismo se compensa con un uso más racional de los recursos, lo que, de hecho, permite mejorar la seguridad, al menos de forma indirecta.

Es decir, aunque muchas aplicaciones de los APS suponen mejoras adicionales de la seguridad, como el ejemplo de la regla de man-

tenimiento antes mencionado, puede haber aplicaciones, en el sentido de la RIR, que supongan reducciones de la seguridad, si bien que las mismas han de ser pequeñas, siempre controladas y han de ser compensadas con ahorros de recursos, u otras medidas compensatorias en función de la magnitud de la reducción. Ese concepto, nuevo en la regulación, es uno de los más polémicos de la RIR y hace que todos los procesos de uso de los APS hayan de ser lo más serios y estrictos que sea posible. El APS, como técnica objetiva y rigurosa, puede dar y a veces da, efectivamente, lugar a análisis con conclusiones de ese tipo, pero es también fácilmente manipulable, incluso con buena intención, si se pretende usarlo sin rigor y sin tener en cuenta todo el conocimiento subyacente en los mismos, aplicado de una forma no registrada por la vía de hipótesis, juicios de expertos o condiciones de contorno por los analistas que los desarrollaron. Como ya se ha indicado, esta dificultad, más organizativa que técnica, es uno de los principales obstáculos en el camino hacia la RIR.

4. Actividades del Grupo Mixto CSN-Unesa respecto a la RIR

Como se ha hecho tradicionalmente en España, las modificaciones a la normativa que ha ido introduciendo la NRC se van adaptando y poniendo en práctica por el CSN a continuación. Así pues, los referidos *Standard Review Plan* y *Regulatory Guides* han sido analizados en detalle. Ello se ha hecho dentro del marco del grupo mixto de trabajo que se puso en marcha en 1996 por el CSN y UNESA para discutir y consensuar los aspectos comunes a las dos organizaciones en relación a los análisis probabilistas de seguridad y al banco de datos de experiencia operativa, que está en marcha en España como consecuencia del Programa Integrado de APS con el objetivo de

► Tabla 5. Central nuclear José Cabrera.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

- Evaluación del APS de la aplicabilidad de las Guías ECA-1.1, 1.2, 3.2 Y 3.3 A C.N. José Cabrera
- Estudios de apoyo del análisis probabilístico de incendios del estudio PCI
- Estudios de apoyo del análisis probabilista de incendios al estudio PCI de la sala de control
- Apoyo del APS a la resolución de los compromisos recogidos en el acta de inspección del CSN sobre el análisis de fiabilidad estructural de contención realizado para CNJC
- Evaluación del APS de la redundancia de componentes pasivos en sistemas de seguridad
- Evaluación del APS para la justificación de diseño de las penetraciones M-21, M-25, M-42 Y M-43
- Estudio del impacto en la frecuencia de daño al núcleo de las diferentes situaciones operativas de la segunda línea de alimentación de emergencia LEM-2
- Evaluación del APS a la solicitud de exención con el 10CFR.50.62
- Evaluación del APS a la inexistencia de interruptores de *bypass* de los interruptores de disparo del reactor
- Evaluación del APS a la política de pruebas del ESFAS
- Análisis del cumplimiento con la GL-96-01 para sistemas modelizados en el APS a través de las matrices de prueba
- Revisión de la localización de paneles de sala de control
- Localización de un panel de abandono temporal de sala de control en caso de incendio
- Protección contra incendios de cables de instrumentación necesarios para el control de la central
- Motorización de válvulas necesarias para la puesta en recirculación del sistema de inyección de seguridad

Aplicaciones del APS en curso de realización

- Programa de fiabilidad del diesel
- Alcance sistemas APS para la regla de mantenimiento
- Regla de mantenimiento. Sistemas significativos para el riesgo
- Regla de mantenimiento. Histórico de prestaciones periodo de estudio APS
- Gestión de accidentes severos

acumular la experiencia estadística a ser usada en las cuantificaciones de los APS.

Ese grupo mixto puso en marcha un subgrupo de trabajo que, durante el año 1998, analizó y discutió los documentos emitidos por la NRC y, fundamentalmente, la *Regulatory Guide* [3] y el *Standard Review Plan* [4] sobre los conceptos generales para los procesos de aplicación y de evaluación de las aplicaciones de los APS como soporte a una RIR. De ese análisis y consenso entre el CSN y UNESA y

desde la óptica de la situación en España al respecto de los APS, consecuencia de un Programa Integrado sobre APS distinto, y en ese sentido mejor, que la política seguida anteriormente en la NRC sobre la realización de APS, se generó un documento del grupo mixto [5] que se estima básico para tener una visión de la situación en España al respecto de la RIR.

El documento básico para el proceso de realización y evaluación de las aplicaciones de los APS [5] adapta a la situación española la

Regulatory Guide [3] y el *Standard Review Plan Chapter* [4] de la NRC. Está ya siendo usado en el CSN, a modo de prueba, en la evaluación de alguna aplicación de los APS solicitada por los titulares de las centrales nucleares y se ha pedido que todas las solicitudes de aplicación que se vayan a efectuar en un próximo futuro por alguna central se ajusten a ese documento. Recientemente, este año 2001, el CSN ha aprobado la emisión de una guía de seguridad nuclear [6], elaborada en base a ese documento. Asimismo, está en fase de aprobación un procedimiento técnico [7], interno del CSN, para la evaluación de las propuestas de aplicaciones de los APS efectuadas por los titulares de las centrales.

El grupo mixto formó también otro subgrupo de trabajo que tenía como objetivo establecer los requisitos que se han de seguir para efectuar la necesaria actualización de los APS a la evolución de sus métodos, de los diseños de las centrales o de sus prácticas operativas, así como para llevar a cabo los mantenimientos de sus modelos y datos, que se han de realizar con una cierta periodicidad para asegurar que los APS responden siempre a la realidad en cada momento de las centrales correspondientes. Ese subgrupo fue dando pasos, pues, hacia el establecimiento de los APS vivos, que, de acuerdo con el Programa Integrado, están en la misma base del concepto de regulación informada por el riesgo. El trabajo se ha plasmado en un documento que recoge el proceso básico de mantenimiento y actualización de los APS [8], aprobado por el Grupo Mixto del CSN y Unesa en julio de 2000.

Como complemento a las actividades del grupo mixto en sí, el mismo grupo es el encargado de proponer, aceptar y diseñar los proyectos de investigación y desarrollo que se lleven a cabo dentro del Plan Coordinado de Investigación (PCI) que se acordó entre el CSN y

► Tabla 6. Central nuclear Santa María de Garoña.

Aplicaciones del APS presentadas al CSN

- ETF: Cambio de tiempo máximo de inoperabilidad permitida de los generadores diesel
- Modificación del tiempo entre recargas de 18 a 24 meses
- Eliminación de la lógica de selección de lazo no roto del LPCI de C. N. Garoña
- Análisis del cumplimiento con la GL-96-01 para sistemas modelizados en el APS a través de las matrices de prueba
- Modificación de diseño y ETF del sistema de condensador de aislamiento

Aplicaciones del APS en curso de realización

- Cumplimiento con la regla de mantenimiento
- Gestión de accidentes severos
- Monitor de riesgo
- RI-ISI. Planta piloto en el proyecto de I&D

► Tabla 7. Central nuclear de Trillo.

Aplicaciones del APS en curso de realización

- No necesidad de venteo filtrado al exterior durante la gestión de accidente severo
- No necesidad del *feed & bleed* del primario durante la gestión de accidentes

Unesa, al respecto de la seguridad nuclear y la protección radiológica, para financiar de forma conjunta proyectos de I+D. Tres proyectos de I+D, ya completados, del PCI en relación con el APS han sido precisamente experiencias *piloto* o de prueba de métodos de aplicación del APS a diversos campos y han tenido como objetivo la asimilación y adaptación de los métodos propugnados por la NRC para aplicaciones concretas de los APS a los campos de la garantía de calidad, la inspección en servicio y las especificaciones técnicas de funcionamiento. Si las experiencias con los productos de estos proyectos de I+D tienen éxito se emitirán de esta forma nuevas guías conjuntas del CSN y Unesa sobre los procesos para esos tipos de aplicaciones más concretas, dando con ello un buen paso hacia la implantación de la RJR.

Adicionalmente, tras la culminación de los tres proyectos anteriores, se inició, y está actualmente en marcha, un nuevo proyecto del PCI

para llevar a cabo desarrollo de metodología y una experiencia piloto sobre el uso del APS en técnicas de análisis de decisiones, como son los análisis de coste-beneficio.

5. Aplicaciones internas de los APS en el CSN

Como se ha indicado, el disponer de guías adecuadas y consensuadas para llevar a cabo aplicaciones generales y algunas concretas de los APS no es suficiente para decir que el sistema regulador clásico ha sido sustituido por uno informado por el riesgo. Para ello, habrán de darse los pasos organizativos y de expansión y difusión generalizada del conocimiento y uso de las técnicas de los análisis de riesgos entre los profesionales del CSN y de las compañías eléctricas con interacción con el CSN a causa de sus actividades relativas a la seguridad y el licenciamiento.

En ese sentido, los avances han sido mucho más pobres, ya que las actividades se han reducido a la impartición de cursos de formación

desde el personal especialista en APS del CSN hacia los demás profesionales del mismo. Del orden de cien personas han recibido ya ese curso en el CSN. La experiencia demuestra, no obstante, que la formación con cursos no es suficiente para llegar al conocimiento real y uso práctico cotidiano de estas técnicas. Los cursos, como en el caso de cualquier otra técnica en cualquier campo de actividad, se han de complementar con el entrenamiento cotidiano que da el trabajo día a día con la técnica, esto es, con la formación *on the job*. Las dificultades organizativas y de recursos para avanzar en ese sentido no se han podido superar todavía. Tampoco se han podido superar todavía, seguramente por haber hasta ahora poca experiencia al respecto, los aspectos organizativos de la toma de decisiones y aportación y discusión de argumentaciones para las aplicaciones de los APS.

Para ayudar a superar esos aspectos organizativos que impiden una generalización del uso del APS, el CSN ha aprobado un cambio significativo en su forma de actuar. Hasta ahora, el CSN se ha concentrado en una tarea que era fundamental, conseguir APS de alta calidad que pudieran ser utilizados, como así ha sido, para mejorar de forma significativa la seguridad de las centrales. Ahora es el momento de emplear esos APS de alta calidad en mejorar los procesos de trabajo del propio CSN. Para ello,

se ha establecido una nueva línea de actividad que busca el apoyo externo de empresas con experiencia en la realización de los APS.

Entre las múltiples actividades contempladas en esta nueva línea está el uso del APS en la priorización de las actividades de inspección o evaluación que se llevan a cabo en las diferentes disciplinas científicas del CSN, de manera que se consiga una mejora sustancial de la eficiencia del CSN y una asimilación de estas técnicas por un mayor número de especialistas del CSN. El CSN espera que, además de mejorar sus propios procesos, sus actuaciones fomentarán una mejora de similares actuaciones por el personal de los titulares de las centrales, mejorándose de esta manera lo que hasta ahora ha sido una pobre difusión del conocimiento y uso de las técnicas de APS para la mejora de los procesos reguladores.

6. La RIR y otros tipos de instalaciones

Para finalizar, hay que indicar que el objetivo de la NRC en EEUU es que el concepto de RIR se llegue a implantar en todos los campos de actuación reguladora de la NRC, no sólo en el de las centrales nucleares de producción eléctrica. Así, tiene actividades de desarrollo de procesos de RIR en los campos de los demás tipos de instalaciones nucleares y radiactivas, así como en el resto de actividades del ciclo del combustible nuclear, incluyendo el

tratamiento de residuos y los cierres y desmantelamientos de las centrales nucleares. En estos campos, las actividades en España hacia una regulación informada por el riesgo prácticamente no han existido hasta el momento.

En el caso de España, todo el esfuerzo se ha dedicado al caso de las centrales nucleares por ser las instalaciones más importantes. Sin embargo, se ha hecho de manera que las empresas de ingeniería españolas han adquirido los conocimientos y capacidades para aplicar estas técnicas en muchos otros tipos de instalaciones, incluyendo instalaciones no nucleares. De esa manera, los titulares de las instalaciones nucleares y radiactivas disponen de organizaciones españolas que pueden aplicar dichas técnicas a sus instalaciones. Por el CSN no existe una previsión inmediata, en su Programa Integrado de APS, de requerir esos análisis a otras instalaciones, pero esta situación puede modificarse a la luz de los avances que se produzcan en otros países.

Un primer paso en esa dirección ha sido la puesta en marcha de un nuevo proyecto del PCI para llevar a cabo una experiencia piloto en una central nuclear española en que se analicen, por medio de técnicas probabilistas, los riesgos originados por otras fuentes de radiactividad, presentes en el emplazamiento de la central y distintas del reactor nuclear. ☐

Referencias

- [1] *Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España*. Consejo de Seguridad Nuclear. Agosto, 1986.
- [2] *Programa Integrado de Realización y Utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España (Edición 2ª)*. Consejo de Seguridad Nuclear. 1998.
- [3] *An Approach for Using Probabilistic Risk Assessment in Risk-Informed Decisions on Plant-Specific Changes to the Licensing Basis*. USNRC RG -1.174. Julio, 1998.
- [4] *Use of Probabilistic Risk Assessment in Plant-Specific, Risk-Informed Decision-making: General Guidance*. USNRC Standard Review Plan Chapter 19. Rev. 0 Julio, 1998.
- [5] *Documento Básico para el Proceso de Realización y Evaluación de las Aplicaciones de los APS*. CSN-Unesa. Noviembre de 1998.
- [6] *Criterios Básicos para la Realización de Aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad*. Guía de Seguridad del CSN. GS-1.14. Octubre, 2000.
- [7] *Evaluación de las Propuestas de Aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS)*. Manual de Procedimientos Técnicos del CSN. PT.IV.40.
- [8] *Documento Básico Para el Proceso de Mantenimiento y Actualización de los APS*. CSN-Unesa. Julio, 2000.

El programa de investigación sobre análisis probabilistas de seguridad

En este artículo se pasa revista a una amplia variedad de temas implicados en la estructura constitutiva de las herramientas analíticas conocidas como APS y en las aplicaciones que, de las mismas, se están desarrollando o se

vislumbra su desarrollo en un futuro próximo. Se deja constancia de que el amplio conjunto de actividades que entran en juego en tales desarrollos les confiere la característica de auténticos proyectos de I+D.

1. Introducción

El tratamiento de la regulación de la energía nuclear ha estado y seguirá estando pendiente de los resultados de la investigación, precisamente para garantizar la que, posiblemente, sea su principal característica, su *independencia técnica*. No es de extrañar, por tanto, que un cambio en el enfoque regulador de tanto calibre como el que se postula con la metodología de análisis probabilistas haya sido objeto de numerosos estudios y trabajos de investigación. Las necesidades propias de esta regulación, que debe atender sin tardanza, pero con toda las garantías técnicas disponibles, la operación de las centrales nucleares, exige unas bases firmemente establecidas y, por tanto, unos resultados de los proyectos de investigación claros y sólidos. Por otra parte, la aplicación de esta metodología se amplía de día en día y los artículos precedentes exponen esta situa-

ción de los análisis probabilistas de seguridad, lo que supone consecuentemente una gran actividad de investigación.

En lo que se refiere al CSN, se puede considerar una primera fase en la que los proyectos de investigación sobre APS se van desarrollando de un modo particular, es decir, proyecto a proyecto, hasta que la maduración del conocimiento y manejo de esta metodología apuntaron claramente por un programa integrado, que fue el objetivo de un estudio específico y, recientemente, de una guía de seguridad¹ del CSN.

El Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS en España tiene, como su título indica, dos vertientes: la *realización* en sí de estos análisis, que parece haber colmado, como cabría esperar, el esfuerzo previsto; y la *utilización* de los mismos, que, aunque de alcance más limitado hasta el presente, promete

constituir la base fundamental de la regulación del futuro próximo.

Durante la realización, sin embargo, se identifican convenientes modificaciones de mejora que, en el fondo, constituyen *aplicaciones* (principalmente de diseño y procedimientos) derivadas de la necesidad de aumentar la fiabilidad de la instalación. Esta simbiosis entre *realización* y *utilización* (similar a la que existe entre investigación y desarrollo), cabe esperarla también, incluso una vez alcanzados los objetivos de realización marcados, puesto que los resultados de muchas aplicaciones deberán tenerse en cuenta, aunque sea como objetivo secundario, en la realimentación del propio APS. La incorporación del elemento tiempo a los árboles de sucesos del APS (APS dinámico) es sin duda una de las líneas de desarrollo de los próximos trabajos de investigación.

2. Realización

Con el fin de que los resultados de los APS lleguen a hacer posible una utilización cada vez más sis-

* M. Brincones y J.L. Butragueño pertenecen a la Oficina de Investigación y Desarrollo del CSN.

¹GS-1.14/00. *Criterios básicos para la realización de aplicaciones de los Análisis Probabilistas de Seguridad*.



► Figura 1. Vista parcial de la sala de control experimental Hammlab, perteneciente al proyecto OECD-HRP en Halden (Noruega). En estas instalaciones se estudia la influencia del hombre en el riesgo asociado a la explotación de una central nuclear.

temática de sus aspectos cuantitativos, es preciso perfeccionar sus metodologías, determinando objetivos a alcanzar mediante las correspondientes actividades de investigación y desarrollo.

Actualmente se desarrollan proyectos de investigación que fueron identificados a este respecto y otros que, bajo este mismo enfoque, están siendo considerados para un próximo lanzamiento. Tales proyectos contemplan extremos relativos a la siguiente temática:

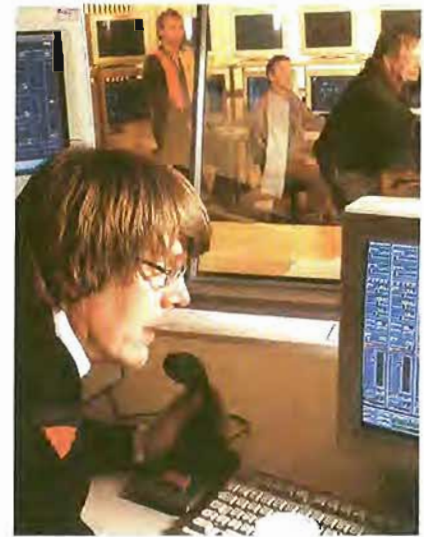
— *Accidentes severos.* Aún habiendo alcanzado una buena comprensión de los fenómenos que potencialmente cabe esperar en el transcurso de un accidente severo, debe profundizarse en algunos de ellos, sobre todo en aquellos propios de la última fase de su progresión. La cooperación y el seguimiento de los programas internacionales representan aquí su máxima significación dada la complejidad experimental implicada. De ahí la participación en el Cooperative Severe Accident Research Program (CSARP) con-

templado en el acuerdo bilateral sobre investigación entre USNRC y CSN; en las distintas etapas del proyecto comunitario PHEBUS-FP, y en proyectos de la agencia nuclear NEA de la OCDE como Molten Core Corium Interactions (MCCI) y Materials Scaling (MASCA) que estudian secuencias accidentales relacionadas con la refrigerabilidad y estratificación del núcleo fundido, respectivamente.

— *Análisis en modos de operación distintos de la plena potencia.* La consideración del riesgo de posibles accidentes en operación a baja potencia y en parada se ha hecho patente gracias a los propios análisis probabilistas y a la experiencia operativa de las centrales nucleares. Ha sido una consideración tardía, ya que los estudios de seguridad tradicionales no incluían los análisis de accidentes clásicos, de carácter termohidráulico en dichas modalidades operativas. Todo ello ha traído como consecuencia la necesidad de identificación de secuencias accidentales, su análisis

termohidráulico adecuado, tanto en lo genérico como en lo específico y la realimentación de los APS. La realización de proyectos de I+D ya concluidos, en los que ha primado la cualificación predictiva de los modelos de simulación termohidráulica, como el planteamiento de otros nuevos dirigidos fundamentalmente a agilizar el proceso de evaluación del APS, constituye una vía clara de consecución de los objetivos básicos marcados.

— *Sucesos externos.* Aparte de los sismos, que suelen tratarse de forma individualizada, los incendios y las inundaciones suelen ser los sucesos externos que se analizan más ampliamente. Hay otros de aplicabilidad menos generalizada, pero unos y otros pueden obviarse o, al menos, contemplar su animación en detalles cuando su frecuencia de ocurrencia sea despreciable frente al riesgo asociado a la misma, determinado por las características del emplazamiento. Debe señalarse, no obstante, que las metodologías de determinación de frecuencia del suceso y de vulnerabilidad de sistemas y componentes, para las secuencias accidentales que cabe postular, conllevan importantes incertidumbres derivadas de la complejidad de la fenomenología implicada. Por ello, en el momento actual se prevén programas de investigación que profundicen en esta materia. Mención particular merece la consideración de la protección contra incendios, que constituye por sí sola una de las líneas de investigación que en el campo de la seguridad ha establecido el CSN como de interés estratégico en la última revisión de las orientaciones en materia de investigación. En ellas se establece, como prioritario, potenciar la existencia de un centro tecnológico potente en temas de modelización de incendios, incrementar la colaboración con la NRC y la NEA en el desarrollo de nuevas



metodologías y establecer programas piloto de implantación de éstas. Como la disponibilidad de una buena base de datos es fundamental para abordar la determinación de la frecuencia, se trabaja actualmente en la propuesta de participación de un programa de intercambio internacional de datos sobre sucesos de fuegos, auspiciado por la agencia nuclear de la OCDE.

— *Análisis de fiabilidad humana.* Aunque la influencia del hombre en el riesgo asociado a la explotación de una central nuclear ha merecido siempre una atención especial en el amplio ámbito de la seguridad nuclear, es con la realización de los APS cuando su análisis adquiere un mayor desarrollo, incorporando al mismo factores organizativos y de errores de omisión y de comisión, además de contar, como es natural, con la experiencia operativa. En la actualidad se vienen desarrollando, en el marco del Plan de Investigación del CSN, varios proyectos que contemplan uno o varios de tales factores, con los que se trata de mejorar los modelos constitutivos de este tipo de análisis. La complejidad de las tareas aquí contempladas y el gran número de incertidumbres surgentes cuando se profundiza en los análisis, mantiene la necesidad de proseguir con actividades de investiga-

ción en estas disciplinas y participar en proyectos internacionales, colaborando con los países más desarrollados en las mismas. Hal-den Reactor Project (HRP) y Co-operative Probabilistic Risk Assessment (COOPRA) son dos de los proyectos más significativos a este respecto.

— *Análisis de fallos dependientes.* Las dependencias de los fallos de sistemas y componentes deben tener adecuado tratamiento en los APS, bien mediante árboles de fallo y secuencias de accidente, bien mediante metodologías propias o bien mediante métodos paramétricos, según los casos. En el estado actual del conocimiento, las cuestiones a discernir se centran en los *análisis de fallos de causa común*. Como este tipo de fallos presenta, por su naturaleza, una baja frecuencia de ocurrencia (en relación con los fallos independientes), se hace estrictamente necesario la cooperación internacional para agrupar la mayor experiencia de explotación posible: de aquí el establecimiento del International Common-Cause Failure Data Exchange Project (Proyecto ICDE) bajo patrocinio de la OCDE al que España está adherida. Además se plantea aquí el reto adicional de desarrollar metodologías adecuadas para la incorporación de los datos a los modelos más idóneos.

— *Análisis del riesgo sísmico.* En la realización de estos análisis, la investigación adquiere significación en la determinación de la peligrosidad sísmica, la caracterización sísmica de los emplazamientos y la evaluación de la fragilidad sísmica. Recientemente se han desarrollado, y en la actualidad se desarrollan, proyectos que están contribuyendo a un mejor conocimiento de algunas de estas áreas de conocimiento, bien mediante la obtención de metodologías empíricas (proyectos SIGMA, DAÑOS y EXPEL), bien mediante estudios sismotectónicos dirigidos a la eliminación de incertidumbres (proyectos DATAción y PRIOR). También se proyecta un plan de mejora de caracterización sísmica del *campo próximo*, focalizado a aquellas áreas cuyos estudios previos revelaron un grado de mayor peligrosidad. Se hace patente, sin embargo, la necesidad de establecer vías que propicien la investigación en el área de la determinación de la fragilidad sísmica, o sea, la estimación de la probabilidad condicional del fallo de equipos o estructuras.

— *Juicio de expertos.* Con objeto de adquirir experiencia en la aplicación de las técnicas de juicio de expertos, cuya aproximación se ha probado de gran utilidad en áreas complejas a contem-



► Figuras 2 a 6. Diferentes imágenes de las instalaciones del laboratorio Hammlab, perteneciente al Halden Reactor Project.

plar en los análisis de los APS, se ha participado en años pasados en un ejercicio internacional de comparación de metodologías, dentro del IV Programa Marco de la Unión Europea. Por regla general, las áreas complejas a considerar necesitan ser descompuestas en procesos críticos para que sea de utilidad cualquier otro tipo de estudio adicional, analítico o experimental.

— *Análisis en otras instalaciones y otras fuentes de radiación.* Los APS pueden extenderse a otras instalaciones distintas de las centrales nucleares, como son las del ciclo del combustible y las radiactivas. Se prevé que la aplicabilidad a dichas instalaciones será objeto de consideración por el CSN en los próximos años, evaluando aquellos aspectos, tales como los factores humanos, que necesiten el desarrollo de metodologías específicas, de acuerdo con los diferentes análisis de riesgos de accidentes de las mismas. Más inminente es la aplicación a otras fuentes de radiación, en las centrales nucleares, distintas de los propios reactores nucleares. Ello es así en base al interés mutuo con el sector nuclear, con el que ya se ha iniciado la preparación de un acuerdo al respecto. El objetivo será la obtención de una metodología validada, con énfasis en las técnicas de cribado de las

diferentes fuentes y de sus posibles secuencias accidentales.

— *Instrumentación y control digitales.* La tecnología de la instrumentación y control (I+C) digitales constituye un indudable desarrollo de aplicación en el diseño de las futuras centrales nucleares. Podría parecer pues, en principio, que la cuestión de la realización del APS no es prioritaria por cuanto no existen actualmente, en nuestro país, previsiones para la implantación de nuevas centrales. La realidad es, sin embargo, muy distinta al tener que contar con otras previsiones, como son la incorporación o reposición de nuevos equipos de diseño avanzado en las centrales actuales y la progresiva carencia de repuestos convencionales que obliga a un suministro sustitutorio por otros de tecnología digital. Si a ello se añaden las dificultades surgidas en los países de origen de los diseños de centrales avanzadas para realizar análisis probabilistas a la I+C digitales, se comprende la necesidad de plasmar una línea de investigación en la materia que contemple la realización de un abanico de actividades que incluyan la participación en programas internacionales y, desde luego, el establecimiento de acuerdos con los países origen de los nuevos diseños, a los que anteriormente nos hemos referido.

3. Utilización

La utilidad de un APS depende obviamente del grado de desarrollo alcanzado, de forma que, a mayor alcance del mismo, mayores posibilidades de aplicación y menor necesidad de herramientas y técnicas complementarias. Por el contrario, un desarrollo de bajo alcance lleva consigo un cierto número de incertidumbres que deberá mantenerse bajo control mediante la realización de adecuados análisis de sensibilidad. Ahora bien, si las aplicaciones a efectuar se refieren a cuestiones de seguridad nuclear que vienen estando sujetas de forma muy estricta a normas reguladoras, tales aplicaciones deberán ajustarse, a su vez, a una normalización en cuanto a sus criterios de aceptación. Las principales características que marcan el nivel de detalle de un APS para garantizar su efectiva utilización en aplicaciones, se señalan en la *Guía de Seguridad 1.14* del CSN, antes referenciada.

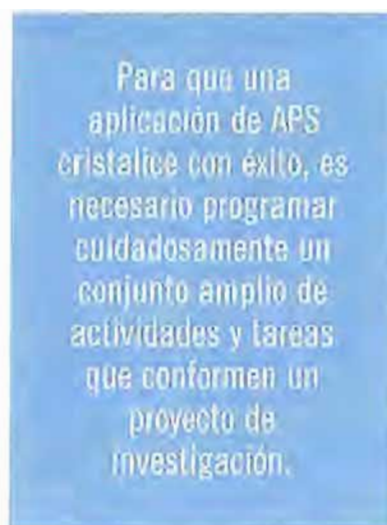
El APS a utilizar en aplicaciones relativas a la toma de decisiones *informadas por el riesgo* debe reflejar de una forma realista las características de diseño y operación de la central. Se entiende que el mayor número de aplicaciones previstas en general se referirá a modificaciones de diseño o de las condiciones operativas de una o

varias centrales. El conjunto de análisis de ingeniería orientados a comprobar la valoración y aceptación de una modificación constituye un verdadero proyecto de investigación, puesto que se tendrá que escudriñar no sólo aquellos componentes y sistemas, así como procedimientos, que tengan alguna relación con la modificación, sino también todos los datos y modelos del propio APS a utilizar que pudieran verse afectados por la misma de un modo interactivo.

De lo anteriormente expuesto, se vislumbra la ventaja que supone desarrollar tales proyectos de investigación de una forma cooperativa entre el Consejo de Seguridad Nuclear y el sector eléctrico. Efectivamente, alcanzando su objetivo de forma satisfactoria, la solicitud formal de la modificación y el correspondiente dictamen preceptivo deben tener garantizada una pronta y favorable resolución.

En estos últimos años se han desarrollado de forma efectiva algunos proyectos relativos a aplicaciones de APS. Cabe citar a este respecto, el establecimiento de un programa de calidad gradual en función de su significación en el riesgo, la optimización de los programas de inspección en servicio de tuberías para hacerlos más eficaces y la modificación de las especificaciones técnicas de funcionamiento de centrales nucleares. Su realización ha corrido a cargo del CSN y del sector (Unesa), gracias a sendos acuerdos específicos establecidos al amparo del Plan Coordinado de Investigación convenido entre las dos entidades. Mediante el primero, se ha obtenido una metodología que permite establecer un Programa de Calidad Gradual para Centrales Nucleares utilizando criterios de riesgos y juicios de expertos y se aplicó, como experiencia piloto, a un sistema de la central nuclear de Cofrentes. También el

objetivo del segundo proyecto fue la obtención de una metodología validada y consensuada para las centrales españolas (definiendo programas de inspección centrados en aspectos importantes respecto al riesgo y realimentados con datos de comportamiento) y la correspondiente aplicación de una experiencia piloto en la central nuclear de Ascó. Nuevamente, la consecución de una metodología y la realización de una expe-



riencia piloto fue el objeto del tercer proyecto reseñado, cuyas actividades analíticas se centraron sobre los requisitos relativos a los tiempos de inoperabilidad permitidos, contenidos en las condiciones límites de operación, y sobre los requisitos relativos a las frecuencias o intervalos de pruebas, contenidos en los requisitos de vigilancia.

En la actualidad está en marcha un proyecto conjunto (CSN-Unesa) que tiene por objeto el desarrollo de una guía para realizar análisis coste-beneficio de las modificaciones que, como aplicaciones de los APS, cupiese proponer en las centrales nucleares. Esta guía reflejará el nivel de detalle de los análisis a realizar, en función de los valores de las probabilidades y los impactos de las ocurrencias que las modificaciones conlleven y proporcionará meto-

dologías alternativas que ayuden a la toma de decisiones. El desarrollo adicional de utilidades informáticas que faciliten los análisis es parte integrante del alcance del proyecto.

4. Nuevos proyectos

Las previsiones para nuevos proyectos de investigación y desarrollo apuntan a:

— Nuevos aspectos en la modificación de especificaciones técnicas de funcionamiento de centrales nucleares que analizarán la conveniencia de llevar a cabo acciones implícitas en las mismas. Se realizará especialmente el balance de riesgos entre las situaciones de potencia y parada.

— Profundización en la definición de la denominada *frecuencia de grandes liberaciones tempranas* (conocida en la literatura anglosajona con las siglas LERF) dada su idoneidad como parámetro de valoración del impacto radiológico que conlleva el riesgo potencial asociado a una aplicación del APS.

— Diversas cuestiones relativas a la regulación informada por el riesgo, como las referentes a la priorización de estructuras, sistemas y componentes para su empleo general en asuntos regulatorios y al seguimiento de nuevos planteamientos conceptuales en la regulación estadounidense (10 CFR 50), incluyendo el denominado *accidente base de diseño* (DBA).

Son muchos los campos donde las técnicas del APS pueden encontrar aplicaciones más o menos sistemáticas y más o menos enfocadas a los distintos aspectos y factores que inciden en el objetivo común de la seguridad. Para que tales aplicaciones lleguen finalmente a convertirse en realidad será necesario programar cuidadosamente un conjunto amplio de actividades y tareas, lo que les confiere la característica de proyectos de investigación. ☼

Intervención de Juan Manuel Kindelán, presidente del CSN, en la Comisión de Economía del Congreso de los Diputados el pasado 12 de junio de 2001

Sr. Presidente, señorías,

1. Introducción

Comienzo la que va a ser mi última intervención en esta Cámara agradeciendo a sus señorías su llamamiento para comparecer ante ustedes. Esta convocatoria me va a dar la oportunidad de cubrir un triple objetivo de gran importancia para mí.

En primer lugar, cumplir con la práctica parlamentaria consolidada de informar ante el Parlamento de las principales actividades desarrolladas por el Consejo a lo largo de 1999, que es el periodo que hoy examinamos, y del estado de seguridad de las instalaciones y de las actividades que pueden suponer riesgo de exposición a las radiaciones ionizantes.

En segundo lugar, hacer un balance general del trabajo desarrollado por el Consejo de Seguridad Nuclear en el periodo en el que me ha correspondido el honor de presidir el organismo, iniciado en noviembre de 1994.

Y por último, compartir con ustedes algunas reflexiones y preocupaciones estrechamente relacionadas con las tareas que tiene planteadas para el futuro el Consejo de Seguridad Nuclear, en cuanto organismo regulador de la seguridad nuclear en nuestro país.

2. Modificaciones normativas

En relación con nuestras actividades en el año 1999, creo que es obligado comenzar resaltando que ese año tuvo una gran significación desde el punto de vista del desarrollo normativo para el organismo. En un ámbito donde los cambios normativos se gestan con lentitud, se dio la circunstancia de que se produjeron modificaciones legislativas, de gran calado, que han afectado tanto a la normativa que rige las actuaciones propias del Consejo como a la que rige las actividades que controla y regula.

En primer lugar, hay que mencionar la modificación de la Ley 15/1980, de creación del Consejo, para ampliar las funciones que le atribuía. Es evidente que el tiempo transcurrido desde la creación del Consejo de Seguridad Nuclear en el año 1980, había puesto en evidencia problemas, con relación al riesgo radiológico y a la vigilancia del medio ambiente, que no estaban previstos en aquel momento y ante los cuales no teníamos una clara atribución legal de competencias y responsabilidades.

Fueron las Cortes, el Congreso y el Senado, quienes se hicieron cargo de la dimensión del problema y de la necesidad de dar una respuesta legislativa clara y, sobre todo, rápida.

Para ello utilizaron como vehículo la Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el Consejo de Seguridad Nuclear, introduciendo en la misma las enmiendas correspondientes a la de creación del Consejo, que dieron como resultado la atribución de competencias al mismo en tres ámbitos muy significativos:

— En las situaciones excepcionales en instalaciones no licenciadas. Todos nosotros recordamos el incidente de la fusión de una fuente de cesio-137 en la factoría de Acerinox en la bahía de Algeciras, en mayo de 1998. Este incidente puso en evidencia la existencia de un serio problema que afecta a todos los países, como es el tránsito incontrolado de fuentes huérfanas y, en especial, de chatarras radiactivas.

— En materia de emergencias, atribuyendo al Consejo la responsabilidad de coordinar los medios necesarios para la respuesta a las mismas.

— En el control y vigilancia de la calidad radiológica del medio ambiente en todo el territorio nacional (no sólo como hasta ese momento en el entorno de las instalaciones licenciadas).

En esta misma reforma legislativa, el Consejo ha visto ampliadas sus facultades. Ya tenía la de hacer

propuestas al Gobierno en materia de seguridad nuclear y protección radiológica; pero entonces adquirió la facultad de elaborar y aprobar instrucciones, circulares y guías de carácter técnico relativas a las instalaciones nucleares y radiactivas, y a la vez se le asignó un mayor poder de coerción y corrección ante situaciones insatisfactorias.

Por otra parte, quisiera hacer algún comentario sobre el contenido de la citada Ley de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados del Consejo.

Como sus señorías ya saben, el CSN se financia fundamentalmente mediante la recaudación de la tasa que se percibe como contraprestación de los servicios que el organismo presta a los titulares de las instalaciones. La tasa había permanecido prácticamente inalterada en su estructura desde el año de su implantación, en 1980, con pequeñas adaptaciones puntuales.

Una serie de factores, unos de carácter normativo y otros de carácter fáctico, producidos a lo largo de los años, aconsejaban acometer una revisión en profundidad de la misma, no tanto con una finalidad recaudatoria sino principalmente buscando una mayor equidad y adecuación de la tasa a la realidad del coste de los servicios y funciones que desarrolla el Consejo, adaptando la tasa a los principios de equivalencia y capacidad económica del sujeto pasivo y persiguiendo el objetivo de equilibrar la distribución de los ingresos por tasas que percibe el organismo entre los tres ámbitos de actividad: el nuclear, el radiactivo y el de ciclo y residuos, disminuyendo el peso porcentual del primero, que hasta ese momento representaba el 90% de los ingresos libres del organismo.

En el mismo capítulo de desarrollo normativo, debo mencionar la aprobación por el Consejo de Ministros, en el mes de diciembre de 1999, del nuevo Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas, que vino a sustituir al regla-

mento hasta entonces vigente del año 1972, que había quedado a todas luces sobrepasado por las nuevas realidades que se habían producido.

Este reglamento recoge, entre otras novedades que sería prolijo detallar ahora, la preocupación y el interés social que las instalaciones nucleares suscitan, aportando como respuesta la creación de un comité de información para todas las fases de operación de las centrales nucleares; este comité está formado por representantes del Ministerio de Industria y Energía, el CSN, el titular de la instalación, las delegaciones del Gobierno, las comunidades autónomas y los municipios implicados.

Sé que sus señorías, en Ponencia, se han interesado por la puesta en práctica de estos comités de información. Les quiero informar que se han celebrado ya las primeras reuniones de los comités de todas las centrales. Su trabajo ordinario será el que nos marque las pautas para hacer de ellos instrumentos útiles y vías de intercomunicación entre los titulares, los reguladores, la Administración y los ciudadanos representados por sus niveles de representación más próximos, como son los ayuntamientos.

Por último quiero referirme a la reciente reestructuración del organismo, la más importante desde su creación en el año 1980. Era preciso dar respuesta a necesidades de organización del trabajo impuestas por los cambios que se habían producido en el entorno, motivadas, por un lado, por la promulgación de la Ley del Sector Eléctrico, del año 1997, que estableció un contexto de desregulación para el sector; por otro lado, la atribución legal de las nuevas competencias que he señalado con anterioridad a lo largo de mi intervención requería cambios en la organización del Consejo.

La nueva estructura, a la que la Comisión de Industria, Energía y Turismo prestó todo su apoyo ins-

tando a los ministerios competentes a facilitar su aprobación, configura el organismo alrededor de dos direcciones técnicas, de seguridad nuclear y protección radiológica. Con ello se daba el mismo peso y visibilidad a las dos grandes áreas sobre las que ejercemos competencias.

A la vez hemos creado unas unidades orgánicas, que denominamos oficinas y que dependen de la Secretaría General del Consejo, que se responsabilizan, impulsan y coordinan temas de carácter horizontal como son la I+D, la inspección y el programa de elaboración de normas técnicas, al que el Consejo está firmemente decidido a dar un fuerte impulso ahora que hemos asumido también la competencia de elaboración de estas normas.

3. Actividades en 1999

Paso ahora a exponer de manera esquemática las principales actividades llevadas a cabo por el Consejo en el año 1999, respetando para ello la sistemática que es habitual en nuestro informe.

3.1. Centrales nucleares

Las centrales nucleares españolas funcionaron correctamente en 1999, según se evidencia a través de los resultados de las actividades de supervisión y control efectuadas por el Consejo, debiendo destacarse el escaso número de fallos de los sistemas de seguridad y la tendencia decreciente de los valores de exposición de los trabajadores a la radiación.

Durante el año 1999 se produjeron en las centrales nucleares españolas 91 sucesos de carácter notificado, en otras palabras, sucesos que según las especificaciones técnicas de funcionamiento de las instalaciones, deben ser comunicados al organismo regulador. De estos episodios, 89 fueron clasificados con el nivel 0 en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES), lo que significa que no supusieron ningún riesgo para la segu-

ridad de los trabajadores, del público y del medio ambiente.

Otros dos sucesos se clasificaron con un nivel I de la escala INES, ya que, aunque no tuvieron impacto significativo, representaron deficiencias leves en los sistemas de seguridad que fue necesario corregir.

Además, el CSN propuso en 1999, al Ministerio de Industria y Energía, la apertura de dos expedientes sancionadores a las centrales de Almaraz y Cofrentes por incumplimiento de sus especificaciones técnicas, considerados infracciones leves, y apercibió a la central de Trillo por un suceso de los mencionados y a la central Santa María de Garoña por dos motivos: su actuación en un suceso de contaminación de agua desmineralizada (clasificado con el nivel 0) y un incumplimiento del manual de garantía de calidad.

El control de la seguridad de las siete centrales nucleares españolas dio lugar en 1999 a 193 inspecciones, 78 dictámenes y apreciaciones favorables y 23 instrucciones complementarias a los permisos de explotación por parte del Consejo de Seguridad Nuclear.

En cuanto a las renovaciones de permiso de explotación de las centrales, tema por el que también se han interesado en los trabajos de la Ponencia, debo informarles que en el año 1999 el CSN ha evaluado las solicitudes para la renovación de los permisos de explotación de las centrales de José Cabrera, Santa María de Garoña y Trillo.

En la evaluación de estas solicitudes el Consejo tuvo en cuenta los principios recogidos en su Plan de Orientación Estratégica, que considera adecuada la concesión de autorizaciones por periodo de diez años siempre que se realice previamente un estudio específico de seguridad de las plantas denominado revisión periódica de seguridad. Esta revisión incluye el estudio de la experiencia operativa de la central, del estado de sus sistemas de seguridad,



► Juan Manuel Kindelán, en el Congreso de los Diputados.

de las mejoras introducidas a lo largo de su periodo de explotación y de su adaptación a los cambios normativos que se hayan producido.

Además, el Consejo utilizó, por primera vez en sus evaluaciones, las conclusiones preliminares de los análisis probabilistas de seguridad, lo que le permitió hacer valoraciones complementarias de los análisis de ingeniería de los diferentes sistemas de seguridad.

Basándose en los informes y evaluaciones de la Dirección Técnica, el Consejo informó favorablemente la renovación del permiso de explotación, por un periodo de 10 años, para la central de Santa María de Garoña, imponiendo a su vez a la central un programa de mejoras relacionadas con diversas actividades y la gestión del envejecimiento.

En el caso de José Cabrera, el CSN estimó que antes de pronunciarse sobre la solicitud de renovación por un periodo de nueve años presentada por el titular, la central debería introducir determinadas medidas que incrementaran los niveles de seguridad. En base a estas consideraciones el Consejo propuso al Ministerio de Industria y Energía la renovación del permiso de explotación por un periodo de tres años durante los cuales la central debería

llevar a cabo el programa de mejoras solicitado. Igualmente se establecieron los plazos en los cuales la central debía presentar su programa de mejora y en que este programa debía ser evaluado por el Consejo.

De todo lo relativo a la renovación del permiso de explotación a José Cabrera hemos informado al Congreso cumplida y exhaustivamente a través de la emisión de informes específicos solicitados en su día por la Comisión de Industria, Energía y Turismo. Concretamente se han remitido tres informes generales y asimismo hemos contestado preguntas parlamentarias realizadas por sus señorías sobre este tema.

Al día de hoy puedo informarles que la central presentó su programa de mejoras en el plazo que se le concedió para ello, que este programa fue evaluado por el CSN y que, el 17 de abril de este año 2001, el Consejo ha apreciado favorablemente el programa de mejoras presentado por la central, estableciendo instrucciones complementarias relativas a su desarrollo y seguimiento. Este programa deberá estar implantado dentro del periodo de validez del vigente permiso que finaliza en octubre de 2002.

En Ponencia sus señorías han tenido una exhaustiva explicación del

programa de mejoras solicitado a la central, de su justificación y del grado de implementación del mismo.

Ustedes saben que la central nuclear de Trillo ha concentrado sus esfuerzos de mejora en los últimos años en el desarrollo del programa de análisis y experiencia operativa denominado AEOS, cuyos últimos cambios consistentes en nuevos diseños de sus sistemas operativos fueron implantados en la parada para recarga de enco de 1999. Teniendo en cuenta que la central tenía pendiente de concluir su revisión periódica de la seguridad y el análisis probabilista de seguridad, el CSN emitió un informe favorable para la renovación del permiso por cinco años, que es el tiempo que se estima necesario para desarrollar estas tareas.

También, y como hechos que deben ser resaltados, durante el año 1999, el CSN evaluó y dio el visto bueno a los resultados de las pruebas efectuadas en las centrales de Ascó II y Vandellós II para el aumento de la potencia térmica del reactor al 108% y al 104,5%, respectivamente. Asimismo, estudió las modificaciones necesarias de los reglamentos de funcionamiento de las centrales de Ascó y Vandellós, por una parte, y de Almaraz y Trillo, por otra, para la gestión unificada de estas instalaciones por parte de las entidades empresariales creadas al efecto. Sobre este tema de la gestión unificada de las centrales, los distintos responsables del Consejo, llamados a comparecer en Ponencia, informaron con más detalle del seguimiento que el Consejo está haciendo de estos procesos y de la vigilancia que ejercemos sobre ellos para garantizar que no afecten a la seguridad nuclear.

Por último, les informo que para hacer frente al llamado *efecto 2000* en las centrales nucleares, el CSN requirió a todas ellas que analizaran el impacto de este efecto en las instalaciones y que adoptaran las medidas necesarias para prevenirlo. Durante la transición al año 2000 las

centrales funcionaron correctamente y tan sólo se produjeron algunas incidencias menores en sistemas informativos de apoyo.

3.2. Otras instalaciones nucleares

Por lo que se refiere a las instalaciones del ciclo de combustible, almacenamiento de residuos y centros de investigación éstas están sometidas a programas de vigilancia y control específico por parte del Consejo, y en el año que examinamos merecen ser destacados los siguientes hechos respecto a las mismas:

— La fábrica de combustible de Juzbado reformó su red de drenaje de aguas de lluvia e impermeabilizó la cubierta de la nave para impedir la entrada de agua.

— La planta Quercus de fabricación de concentrados de uranio, realizó los estudios de seguridad necesarios para descontaminar los líquidos almacenados en el dique de estériles e impedir su rebose hacia el río Águeda.

— El Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (Ciemat) presentó al CSN un plan de descontaminación y desmantelamiento de las instalaciones nucleares y radiactivas en parada definitiva, y para la gestión de las zonas que presentan contaminación residual, el llamado Plan Integrado para la Mejora de la Seguridad de las Instalaciones del Ciemat (PIMIC). El Consejo requirió al Ciemat un plan director en el que se detallara su objetivo, alcance, organización y planes previstos para cada actuación, protección radiológica durante las actuaciones, gestión de materiales, realización de un estudio radiométrico detallado del centro y la presentación de la solicitud de autorizaciones necesarias. En el año 2000 el Ciemat ha presentado dicho plan director, cuyas líneas generales de actuación fueron aceptadas por el Consejo en ese mismo año.

En el seguimiento y control de estas instalaciones, el CSN efectuó 27 inspecciones, emitió 12 dictáme-

nes o informes favorables, y tres instrucciones complementarias a los permisos de explotación.

3.3. Instalaciones en desmantelamiento y clausura

El proceso de desmantelamiento de la planta de Vandellós I siguió durante el año 1999 el curso previsto. El CSN supervisó las actividades de Enresa, que en ese año inició el desmantelamiento de las denominadas partes activas (con riesgo radiológico) y continuó desmontando los componentes de otros edificios de la instalación de acuerdo con la programación, que establece varias fases, la primera de las cuales está previsto que termine en el año 2003 con el 80% de la liberación del emplazamiento. El 20% restante, correspondiente a la zona del reactor y las estructuras auxiliares, permanecerá en espera durante 25 años hasta que la radiactividad disminuya lo suficiente para proceder más fácilmente a su desmantelamiento.

Otra instalación en proceso de desmantelamiento es la planta de fabricación de concentrados de uranio en Saelices el Chico, la llamada Planta Elefante. En el año 1999 el Consejo concluyó prácticamente la evaluación del plan de desmantelamiento de la planta, en el que estaba previsto el desmontaje de las instalaciones industriales y la clausura de tres diques de estériles y siete eras de lixiviación.

Por último, en este mismo capítulo se continuaron los programas de seguimiento, vigilancia y control de las instalaciones ya desmanteladas como la fábrica de uranio de Andújar (Jaén) y la planta Lobo-G de concentrados de uranio en La Haba (Badajoz).

3.4. Instalaciones radiactivas

El control y vigilancia de las instalaciones radiactivas utilizadas en gran número en la industria, la investigación científica y sobre todo en medicina, ocupa una parte importante del trabajo del Consejo de Seguridad Nuclear. Basten algunos

datos para evidenciar esta afirmación: a finales de 1999 existían en España, autorizadas por el Consejo, 1.312 instalaciones radiactivas, una de primera categoría, 930 de segunda y 381 de tercera, además de 16.940 equipos de radiodiagnóstico.

En relación con estas instalaciones se hicieron 1.285 inspecciones, se revisaron 1.668 informes anuales y se emitieron 453 dictámenes correspondientes a autorizaciones de funcionamiento, modificación o clausura, y se remitieron 765 documentos de control a las instalaciones para corregir desviaciones detectadas en su funcionamiento. Parte de este trabajo de inspección y control lo realizan las comunidades autónomas a las que el Consejo de Seguridad Nuclear tiene encomendadas estas funciones.

El Consejo propuso la apertura de 18 expedientes sancionadores por diversos incumplimientos a estas instalaciones.

3.5. Residuos radiactivos

En relación a la gestión de residuos radiactivos, sometidos también al control y vigilancia del CSN, podemos citar, como datos dignos de mención en el año 1999, los siguientes:

El centro de almacenamiento de residuos de El Cabril recibió 117 contenedores (con un total de 175 toneladas aproximadamente) y 118 bidones de 220 litros con residuos generados por la fusión de una fuente de cesio-137 en Acerinox en 1998. Dichos residuos procedían de las instalaciones de Acerinox en Los Barrios (Cádiz) y de Egmasa en Huelva tras la apreciación favorable por el Consejo a la gestión final de residuos generados en Egmasa y Acerinox.

Por otro lado, el CSN comprobó los estudios, evaluaciones e inspecciones efectuados en el centro de recuperación de inertes de las Marismas de Mendaña (Huelva) para la caracterización radiológica del emplazamiento y la definición de posi-

bles alternativas de gestión de residuos considerando su impacto ambiental y solicitó a Acerinox los estudios necesarios para la gestión de los residuos de muy baja actividad que en 1999 aún permanecían almacenados en sus instalaciones. La gestión de estos residuos ha sido evaluada por el CSN en el primer trimestre del 2000.

El Ministerio de Economía, por Resolución de fecha 20 de marzo de 2000, previo informe del Consejo



de fecha 7 de marzo, determinó que, de los residuos que aún persistían en la fábrica, los de mayor actividad fueran retirados por Enresa y los de muy baja actividad podían ser enviados al depósito de seguridad de las instalaciones del Complejo Medioambiental de Andalucía, situado en Nerva (Huelva). No obstante, a fecha de hoy los materiales se encuentran aún almacenados en sacas tipo *big-bag* en la acería de Acerinox, a la espera de su retirada definitiva. Aunque no dependa ya de la actuación del Consejo, no quiero ocultar a sus señorías mi preocupación ante esta demora injustificada. Por ello me he dirigido tanto al Ministerio de Economía como a la Presidencia de la Junta de Andalucía solicitando a ambos que se tomen las medidas oportunas para que se produzcan las acciones de retirada previstas y autorizadas.

El día 2 de noviembre se firmó el Protocolo de Colaboración para el Control Radiológico de los Materia-

les Metálicos. Este convenio, les recuerdo, tiene su origen también en el incidente de la fusión de una fuente de cesio-137 en Acerinox, que puso en evidencia la necesidad de tomar medidas a todos los niveles para hacer frente al tránsito de fuentes huérfanas y, sobre todo, lo que es más frecuente, de chatarras radiactivas. El protocolo se firmó por representantes del Ministerio de Industria y Energía, del Ministerio de Fomento, del CSN, de Enresa y de organizaciones patronales de la industria siderúrgica y de recuperación de metales; con posterioridad se han sumado al protocolo los sindicatos mayoritarios.

Gracias a las medidas puestas en marcha se ha podido detectar hasta hoy contaminación en chatarras en 50 ocasiones desde la puesta en marcha de las mismas en septiembre de 1998.

También en este año que examinamos merece destacarse el requerimiento del CSN a las centrales nucleares e instalaciones del ciclo para que establecieran planes para la gestión de los materiales residuales con muy bajo contenido de radiactividad. Estos planes debían estar basados en la clasificación de los materiales para gestionar como residuos convencionales no radiactivos aquellos con actividades inferiores a los tomados como referencia.

3.6. Control de los trabajadores

En el año 1999 el número de personas profesionalmente expuestas y controladas dosimétricamente ascendía a 85.720, de los cuales 76.025 trabajaban en instalaciones radiactivas y 7.914 en instalaciones nucleares. La dosis individual media fue de 0,81 mSv/año, lo que representó el 1,62% del límite anual. El 99,94% recibieron dosis inferiores a los límites establecidos por la Directiva 96/29 de Euratom, y que recoge el nuevo Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes que esperamos sea aprobado y entre pronto en vigor.

En las instalaciones radiactivas se produjeron 14 casos de potencial superación del límite de dosis, que fueron individualmente estudiadas por los técnicos del Consejo, concluyéndose que en la mayoría de los casos obedecía a una incorrecta utilización del dosímetro personal.

Además, se realizaron controles de dosimetría interna de aquellos trabajadores que llevaron a cabo tareas con riesgo significativo de incorporación de radionucleidos no detectándose valores superiores al nivel de registro (1% del límite de incorporación anual). En 1999 se efectuó, por primera vez, una campaña de comparación de los resultados de los servicios de dosimetría interna de las centrales nucleares y se comprobó la homogeneidad de los sistemas de medida.

3.7. Vigilancia radiológica ambiental

La Ley de Creación del Consejo atribuía a éste la función de vigilar las descargas de materiales radiactivos al exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas y su incidencia, particular o acumulativa, en la zona de influencia de estas instalaciones.

En 1999, y como ya he señalado, esta competencia ha sido ampliada por ley, atribuyéndose al Consejo la competencia de controlar y vigilar la calidad radiológica del medio ambiente de todo el territorio nacional (sin perjuicio de las competencias que las distintas administraciones públicas tengan sobre la materia).

Debo decir que la vigilancia que se ha realizado a través del control de los programas de vigilancia radiológica ambiental (PVRA) de las instalaciones nucleares, del ciclo, y de las instalaciones en desmantelamiento no ha detectado ninguna incidencia radiológica significativa que deba ser comentada.

El CSN vigilaba, ya antes de que le fuera claramente atribuida esta responsabilidad por ley, la calidad radiológica ambiental a través de su

Red Revira, compuesta por estaciones automáticas de medición en tiempo real y por una red de laboratorios asociados, que desarrollan programas de muestreo y análisis de la atmósfera.

Igualmente se lleva a cabo la vigilancia radiológica de aguas costeras y continentales a través de un programa de análisis de estas aguas que se realiza en colaboración con el Centro de Estudios y Experimentaciones (Cedex), dependiente del Ministerio de Fomento.

Incidentalmente les menciono que esta red, junto con el GOVRA (Grupos de vigilancia radiológica ambiental de la Armada), es la que nos ha permitido hacer la vigilancia radiológica ambiental de toda la zona del Campo de Gibraltar con motivo del ataque para reparación del submarino nuclear británico *Tireless*.

Todos estos sistemas han confirmado la ausencia de riesgo radiológico en el periodo analizado.

3.8. Preparación ante emergencias

En materia de emergencias nuclear y radiológica, el Consejo tiene unas claras atribuciones que incluyen la participación en la elaboración y aprobación de planes de emergencia nuclear, la dirección de los grupos radiológicos previstos en los planes de emergencia, la participación en programas de información a la población y, a partir de mayo de 1999, la coordinación de todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica y las medidas de apoyo y respuesta a las situaciones de emergencia, se produzcan o no en una instalación licenciada —y vuelvo a recordar a ustedes el incidente de Acerinox, que tuvo lugar precisamente en una instalación no licenciada—.

3.9 Otros hechos destacables

Como hechos destacados en el año 1999 quisiera señalar los siguientes:

— La firma, en mayo de 1999, de un convenio de colaboración CSN/Ministerio del Interior (Direc-

ción General de Protección Civil) en materia de emergencias. Este convenio engloba y sistematiza todas las actuaciones que se venían realizando conjuntamente y desarrolla la capacidad de respuesta en emergencias nucleares y radiológicas. De hecho, como tareas que se engloban en esta colaboración tenemos la revisión del Plan Básico de Emergencia Nuclear, y la elaboración de la directriz básica de planificación ante riesgos radiológicos, documentos ambos que esperamos ver aprobados este año 2001.

— La participación en ocho ejercicios Ecurie de la Unión Europea y en el simulacro realizado en Canadá dentro del programa Inex-2, patrocinado por la OCDE, cuyos objetivos son la coordinación de las organizaciones nacionales e internacionales relacionadas con la respuesta a emergencias nucleares.

— La preparación de los dispositivos de emergencia del CSN frente al *efecto 2000*, que incluyó la verificación de todos los sistemas y la modificación de los afectados, la dotación de medios técnicos auxiliares y complementarios para garantizar el funcionamiento de la sala de emergencias y una organización especial durante la fase crítica de la transición, que actuó en coordinación con los comités de emergencia de otras entidades del Estado.

En este punto de mi intervención creo que debo compartir con sus señorías una preocupación del Consejo. Como he dicho, el Consejo se financia con las tasas que gira a los titulares por los servicios que presta, pero no todas las funciones que desarrollamos están directamente ligadas a servicios prestados a titulares de instalaciones. Desarrollamos actividades de control y vigilancia radiológica ambiental en todo el territorio nacional y de coordinación para emergencias que nos exigen tener dispuesto y alerta un dispositivo en continuo, cuyos costes no podemos sufragar con las tasas que cobramos a los titulares.

El Tribunal de Cuentas, en su informe de fiscalización de la gestión de tasas por el Consejo de Seguridad Nuclear, correspondiente al ejercicio 1995, fue taxativo en sus recomendaciones al establecer que "para aquellas actividades que presta el Consejo que benefician a toda la sociedad y que no puede ser tasadas, el Consejo solicite ser financiado con cargo a los Presupuestos Generales del Estado para cubrir los costes en que incurre en su realización".

Este informe fue estudiado en mayo de este año por la Comisión Mixta para las Relaciones con el Tribunal de Cuentas, que asumió sus recomendaciones y acordó que el informe fuera remitido al Gobierno.

Basándonos en esta recomendación hemos solicitado fondos presupuestarios para hacer frente a los costes que implica la asunción de estas funciones que benefician a toda la sociedad.

En los años 2000 y 2001 hemos recibido ya una asignación con cargo a los Presupuestos Generales del Estado para cubrir con solvencia la vigilancia radiológica ambiental, pero no así la coordinación de emergencias, y por ello me permito llamar la atención de sus señorías sobre este tema a la vez que les solicito su apoyo en la elaboración de los presupuestos para el año 2002.

4. Balance de seis años

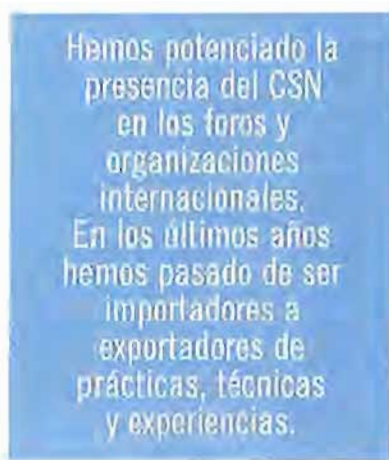
Les he adelantado al inicio de mi intervención que me proponía cubrir un triple objetivo. El segundo, creo que obligado también por una comparación como la de hoy, es hacer un balance, necesariamente somero dada la limitación horaria, del periodo en que me ha correspondido el honor de presidir el Consejo de Seguridad Nuclear.

En este periodo se han abordado proyectos e iniciativas importantes entre las que quiero citar los siguientes:

Hemos trabajado conforme a un Plan de Orientación Estratégica

1995-2000, que fue aprobado en los primeros meses de mandato del nuevo Consejo y que, partiendo de una profunda reflexión sobre las tareas que el organismo debía realizar para cumplir sus funciones, ha fijado sus líneas maestras de actuación durante todo el periodo.

Hemos impulsado la investigación y la política tecnológica. Aunque no somos un organismo investigador, tenemos atribuida por ley la función de "establecer y



efectuar el seguimiento de planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica". Pero para el Consejo que he presidido no se ha tratado sólo del cumplimiento de un mandato legal, estamos convencidos de la importancia que tiene la I+D en la consecución de nuestro fin primordial, que es garantizar la protección de los trabajadores, el público y el medio ambiente frente a los peligros derivados de las radiaciones ionizantes.

A esto se une que el Consejo es una organización basada en el conocimiento, lo cual significa que la eficacia y la eficiencia del organismo dependen de manera crítica de la disponibilidad de las herramientas y capacidades más avanzadas en cada momento.

El esfuerzo tecnológico del Consejo se ha concretado en un Plan Quinquenal de Investigación 1996-2000, que se sustenta en una partida presupuestaria que ha visto incre-

mentada su cuantía desde los 205 millones del año 1996 a los 550 millones incluidos en el anteproyecto de presupuesto elaborado por el CSN para el año 2002.

Debo resaltar que el Consejo desarrolla sus programas de investigación en colaboración con otras instituciones públicas y privadas, por lo que el monto que dedicamos a I+D se ve claramente multiplicado en estos proyectos conjuntos.

Quiero mencionar, dentro de este capítulo, por su importancia, el convenio de colaboración CSN/Unesa, firmado en septiembre de 1997, para la realización de programas de investigación de interés conjunto para ambas instituciones. El convenio tiene una duración de cuatro años y una aportación presupuestaria de 1.200 millones de pesetas.

Recientemente, en el año 2000, en la reestructuración que hemos abordado en el Consejo hemos creado una Oficina de I+D, que se encuadra en la Secretaría General del Consejo y que tiene como misión centralizar, coordinar, impulsar y gestionar el programa de I+D del Consejo.

Hemos potenciado la presencia del CSN en los foros y organizaciones internacionales, y creo poder decir con legítimo orgullo y sin falsas modestias que en estos últimos años hemos consolidado el prestigio del organismo en los ámbitos internacionales donde se discuten y se toman acuerdos referidos a la seguridad nuclear y a la protección radiológica.

Para ello hemos desarrollado tanto las relaciones bilaterales como las multilaterales, aportando en todos los foros nuestra experiencia; hemos pasado de ser importadores a ser exportadores de prácticas, técnicas y experiencias.

En este sentido, estamos trasladando nuestra experiencia y prácticas reguladoras a organismos reguladores en fase de desarrollo en diversos países.

Hemos participado, también y de forma destacada, en la creación

de tres asociaciones internacionales de reguladores nucleares: el INRA, que agrupa a los reguladores de los ocho países con una seguridad nuclear más desarrollada (EEUU, Francia, Japón, Alemania, Reino Unido, Suecia y España); WENRA, que reúne los reguladores de los países de la Unión Europea con centrales nucleares; y el Foro de Reguladores Nucleares Iberoamericanos.

Hemos asumido nuevas competencias en materias que no estaban previstas en nuestra Ley de Creación. No voy a extenderme en este punto que he desarrollado ya ampliamente con anterioridad, pero sí quiero decir que esta atribución legal ha significado sólo el reconocimiento de la capacidad y la obligación de asumir competencias en campos donde nuestra propia responsabilidad nos había llevado ya a actuar.

Hemos hecho un gran esfuerzo en la política de comunicación porque entendemos el Consejo, ante todo, como una institución que presta un servicio público, que se debe, por tanto, a los ciudadanos a los que sirve.

Con demasiada frecuencia se han entendido la ciencia y la tecnología como materias *duras* a las que el público no tenía capacidad para acceder, no estaba preparado —se decía—, y hemos resuelto nuestros temas en un coto cerrado, vedado quizá, para la opinión pública. Si a eso sumamos que todo lo relacionado con la seguridad nuclear e incluso con la radiactividad se ha entendido como *materia sensible*, y añadimos el rechazo social que este tema suscita, podemos entender las dificultades que hemos tenido y seguimos teniendo que superar.

El objetivo de informar a la opinión pública ha sido prioritario para el Consejo de Seguridad Nuclear, a pesar de las dificultades que ello supone y que hemos vivido en múltiples ocasiones a lo largo de este período.

Voy a citar brevemente algunas actuaciones que entiendo se enmarcan en esta área de información y comunicación, a la que intentamos prestar atención preferente.

Se ha establecido una importante línea de publicaciones con un fondo editorial muy estimable; hemos creado un sitio en Internet, que es el escaparate más visitado del Consejo —que además hemos mejorado recientemente—. Se ha puesto en marcha un Centro de Información, que visitan más de 7.000 escolares cada año, dedicado a informar de forma amena y didáctica qué son las radiaciones, para qué se utilizan, qué problemas plantean y de qué modo actúa el CSN para hacer frente a esos problemas.

No se me oculta lo mucho que queda por hacer en este campo pero, con constancia y transparencia, estoy seguro de que los responsables del Consejo que nos sucedan podrán, poco a poco, culminar esta importante tarea.

En estos dos últimos años hemos hecho frente a un asunto complejo por las implicaciones de todo tipo que conllevaba: el del submarino británico *Tireless*, atracado en la colonia de Gibraltar. Desde que se tuvo conocimiento de su llegada, el CSN realizó diferentes actuaciones entre las que cabe destacar el establecimiento de un programa de vigilancia radiológica especial en el Campo de Gibraltar, la determinación de los criterios radiológicos que fueron la base del plan de actuación ante un posible incidente/accidente relacionado con el *Tireless* y la labor de asesoramiento al Ejecutivo sobre los aspectos técnicos de la reparación relacionados con la seguridad nuclear y la protección radiológica. Debemos manifestar con satisfacción que la finalización de la reparación y la marcha del submarino el pasado día 6 de mayo han confirmado la posición que reiteradamente puso de manifiesto el Consejo sobre la ausencia de riesgo para la población del entorno.

5. Reflexiones sobre el futuro

Precisamente porque ha llegado el final de mi mandato, y ya en breve me sustituirá otra persona al frente del Consejo, me gustaría, si me lo permiten sus señorías, finalizar mi intervención con algunas breves reflexiones sobre los retos que el Consejo de Seguridad Nuclear debe afrontar en el futuro.

Son reflexiones basadas en la experiencia que, personalmente, he tenido el honor de vivir desde noviembre de 1994, y también en el fructífero intercambio que, tanto con mis compañeros del Consejo como con colegas de otros países, he mantenido durante estos años.

5.1. La liberalización del sector eléctrico y la seguridad

Desde el momento de su creación el Consejo ha tratado de adecuarse a los cambios que han ido surgiendo en el entorno que debía regular, orientando sus actuaciones a satisfacer las necesidades derivadas de cada nueva situación.

Esta adaptación a un entorno cambiante ha perseguido el objetivo de cumplir en cada momento, del modo más eficaz y eficiente, las tareas que como organismo regulador teníamos encomendadas.

Todos estaremos de acuerdo en que uno de los cambios más importantes ocurridos recientemente ha sido la liberalización en el sector eléctrico. Ésta se está produciendo con distinto grado y diferente ritmo en los países de nuestro entorno, y en nuestro país normativamente a partir de la Ley del Sector Eléctrico del año 1997.

Sin entrar a valorar, porque no es, evidentemente, mi papel, las características o los problemas del modelo de desregulación, ya sea en general o en algún país en particular, es evidente el debate sobre la influencia de la desregulación del sector eléctrico en la seguridad nuclear. Los organismos reguladores, se interesan en todos los países por este tema, formando parte de las agendas de

trabajo de todos los foros internacionales sobre la materia.

El Consejo ha participado, por otra parte, en la fundación de las principales asociaciones de reguladores que he citado anteriormente.

En este ámbito hay un gran consenso en que los organismos reguladores tienen que ser conscientes del desafío que se les plantea con la desregulación, y que deben ser más estrictos, pero también más racionales y eficaces y contar con los recursos humanos y materiales suficientes.

Las reducciones de coste que se imponen a las empresas podrían implicar, en efecto, que se limitaran las inversiones en seguridad, en análisis y evaluación de la experiencia operativa, que redujeran actuaciones de mantenimiento o recortaran las plantillas, entre otros riesgos.

A propósito de este último extremo, quiero mencionar que el Consejo ha puesto en marcha un programa de análisis para la evaluación de las necesidades de plantilla y personal. Las asociaciones de Almaraz y Trillo, o Ascó y Vandellòs, y sus respectivas reorganizaciones, se incluyen en ese programa, que no es en modo alguno sencillo, pero que se ha decidido abordar por el Consejo.

Por otra parte, la denominada regulación informada por el riesgo, y el uso de la metodología probabilística, lo que se conoce como análisis probabilísticos de seguridad, pueden racionalizar la regulación y ayudarnos a priorizar correctamente los problemas con el objetivo de imponer sólo lo que es necesario imponer.

Éste es, en mi opinión, un gran reto del Consejo y de los organismos reguladores en el futuro, y para hacer frente al cual estamos trabajando todos. Por ejemplo, en la asociación de reguladores nucleares de la Unión Europea se ha prestado una atención especial a esta cuestión. También se están dando los pasos necesarios para lograr una mayor armonización de nuestras políticas. De este modo, algún día,

cuando avance la integración de los diferentes Estados europeos, se podrá llegar más fácilmente a la existencia de un regulador nuclear unificado.

5.2. Transparencia informativa

Hay otras tareas que deben ser continuadas, como el incremento de la transparencia informativa. He dicho que el Consejo actual ha tenido éste como uno de sus objetivos de actuación, pero somos conscientes de que

Hay un gran consenso en que los organismos reguladores tienen que ser conscientes del desafío que les plantea la desregulación del sector eléctrico, y que deben ser más estrictos pero también más racionales y eficaces.

estamos sólo en el camino, que queda mucho trabajo por hacer.

No es nuestra misión como organismo tratar de influir sobre el sentimiento nuclear o antinuclear de los ciudadanos, nuestra misión es obtener el respeto a la actuación del Consejo como institución garante de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Para ello es necesario no sólo hacer las cosas técnicamente bien, hay que decir qué se hace y por qué se hace. Estoy convencido que la transparencia redundará en un incremento de la confianza.

5.3. Legitimidad democrática

Los organismos reguladores, instrumentos de la democracia, nacen de algún modo de la desconfianza de los ciudadanos hacia el sector que se busca regular, desconfianza ante la posibilidad de que si un determinado sector no es controlado pueda actuar contra los intereses de los ciudadanos. Pero a la vez con ellos

se busca que los ciudadanos puedan confiar, que no se sientan amenazados por el sector regulado. Por ello se busca acentuar su independencia, hacerlos doblemente independientes para evitar que puedan ser capturados y puestos a su servicio por los intereses que deben regular, y también para evitar que un gobierno determinado pueda, en función de sus intereses políticos, limitar su papel regulador.

Ya he hablado antes de que fue después de la promulgación de nuestra Constitución cuando se fueron creando los órganos que dan forma al entramado político-institucional del Estado: Tribunal Constitucional, Consejo General de Poder Judicial, Defensor del Pueblo... A la vez se fueron creando otros organismos con misiones de control, como el Tribunal de Defensa de la Competencia, la Comisión Nacional del Mercado de Valores o el propio Consejo de Seguridad Nuclear.

En el caso de la energía nuclear es evidente que se parte inicialmente de un sentimiento de amenaza entre los ciudadanos, a causa de la vinculación simbólica de la fisión nuclear con su primer desarrollo para la guerra, y que a ello se suma una visión casi mágica sobre sus riesgos, motivada en buena medida por el hecho de que las radiaciones no son detectables fácilmente. Además, existe una importante barrera técnica, tanto de lenguaje como de comprensión de los procesos de producción, que se agrava notablemente cuando el secreto militar entra de por medio.

La percepción de riesgo tiene siempre una fuerte componente subjetiva, que depende no sólo del posible desconocimiento sino también de las ideas a través de las cuales tanto las personas como los colectivos interpretan la realidad social. Y depende además de otros factores como la proximidad física al factor de riesgo percibido, de la familiaridad con él y de los beneficios percibidos de su existencia.

No existe una valoración objetiva del riesgo a la que puedan remitirse un organismo regulador o un gobierno democrático. Las instituciones deben negociar con la opinión pública un nivel de riesgo aceptable, desde la mejor información de los expertos pero contando con las percepciones subjetivas de los diferentes colectivos y segmentos del público que coexisten en una sociedad democrática.

Como todos sabemos, la confianza es algo que se pierde con la mayor rapidez, pero muy difícil de crear cuando no sólo no existe, sino que se parte de antemano de una situación de fuertes recelos. Es aquí donde a las políticas de comunicación de los entes reguladores debe unirse a sus propias actuaciones para ir construyendo gradualmente una nueva confianza en el público. Una confianza en el propio organismo regulador, en su independencia y en su capacidad para actuar tanto frente a posibles riesgos como frente a los intentos de cualquier tipo, económicos, políticos, etcétera, de anteponer intereses concretos o particulares a los intereses de todos los ciudadanos.

Los organismos reguladores se legitiman por el ejercicio de sus funciones, de acuerdo a dos parámetros fundamentales:

— En primer lugar, *rigor científico y objetividad*. Los organismos reguladores son ante todo unas organizaciones basadas en el conocimiento. Esto supone que la eficacia y la eficiencia del organismo dependen en cada momento de manera crítica de la disponibilidad de las herramientas y capacidades más avanzadas. Además, y éste me parece un asunto muy importante, es necesario preservar los conocimientos ya adquiridos y transmitirlos a las nuevas generaciones, tanto en lo que se refiere a la tecnología como a las prácticas reguladoras. La OCDE me consta que comparte esta preocupación y buena prueba de ello son sus tres recientes informes donde se abordan

los retos de mantener la investigación en seguridad nuclear, asegurar la competencia en seguridad nuclear en el siglo XXI y las enseñanzas y formación en materias nucleares en los países de la OCDE. Quiero incluir por tanto en el marco de estas reflexiones sobre los retos del futuro la prioridad que debe atribuirse a la investigación, el desarrollo tecnológico y la formación de nuestros técnicos.

— El segundo parámetro legitimador de la actuación de los organismos reguladores lo constituye, en mi opinión, *la transparencia de sus actuaciones*. Si la publicidad en la actuación de las instituciones públicas constituye un elemento indispensable para hacer posible el control y la participación de los ciudadanos en las decisiones que nos afectan a todos, mecanismos en los que se basa el sistema democrático, en el caso de los organismos reguladores la obligación de informar, además de constituir una exigencia de ética democrática, es una exigencia de racionalidad práctica. Si queremos que los ciudadanos confíen en nosotros debemos ser capaces de explicarnos, de ser accesibles. Las dificultades intrínsecas de la materia, como la tecnificación de nuestro lenguaje o el rechazo y temor social que suscita todo lo que se refiere al mundo nuclear y radiológico, no pueden constituir un argumento que nos libere de hacer el mayor esfuerzo de transparencia en nuestras actuaciones.

También me he referido anteriormente a los esfuerzos que durante mi etapa como presidente ha realizado el Consejo en este sentido. Pero sé que no han sido suficientes. Además la imagen del Consejo se ha visto afectada a veces por cuestiones como la del submarino nuclear *Tireless*. Éste es un tema muy complejo, que requeriría análisis posteriores y que es tratado con más detalle en el Informe del Consejo sobre el año 2000, que acabamos de entregar a sus señorías. Probablemente la conjunción de elementos

relacionados con la política exterior y con la tecnología militar y nuclear, entre otros, ha contribuido a hacer más confusas las cosas para la opinión pública.

El caso es que, en casi siete años de mandato, y como he ido informando a esta Cámara, nuestras instalaciones han funcionado correctamente y no hemos tenido que lamentar, afortunadamente, casos de afectación para la salud de las personas. No me parece sin embargo que la percepción subjetiva del riesgo haya disminuido o que la confianza en el funcionamiento del sistema haya aumentado.

5.4. Coordinación con otros ámbitos de la Administración pública

A lo largo de estos años y también debido a los nuevos temas a los que el Consejo se ha debido enfrentar, desde el caso Acerinox hasta el avance de las tecnologías radiológicas en el diagnóstico y el tratamiento médicos, por poner algunos ejemplos, hemos sido conscientes de que, además de las competencias que desarrolla el propio Consejo, son necesarios expertos en protección radiológica también y sobre todo, en algunos departamentos ministeriales. Estoy pensando sobre todo en Medio Ambiente, Interior, Defensa y Sanidad.

Quiero hacerles la propuesta de que técnicos formados en seguridad y protección radiológica se integren en áreas de estos ministerios con las que necesariamente debemos relacionarnos desde el CSN. Creo además que sería beneficioso para el organismo, para su funcionamiento y renovación, que integrantes de su cuerpo de técnicos y especialistas tuvieran acceso a esas áreas de la Administración en las que son necesarios su formación y sus conocimientos.

5.5. Residuos radiactivos

Quisiera terminar recordando que antes de llegar a la presidencia de este Consejo fui durante casi diez

años el primer responsable de la empresa estatal encargada de la gestión de residuos radiactivos y ahora participo, como experto extranjero, en una Comisión Francesa destinada a asesorar al Parlamento de aquel país en este tema.

Muchas veces me han acusado de no haber superado nunca desde entonces mi preocupación por la gestión de esos residuos. Y es verdad.

Creo que estamos ante un problema, respecto al que hay que tomar decisiones y que cada vez queda menos tiempo. En marzo del año pasado celebramos la conferencia del OIEA en España sobre la gestión de los residuos radiactivos. Se están haciendo esfuerzos internacionales para garantizar la seguridad en su gestión y precisamente nuestro país ha ratificado la Convención de las Naciones Unidas, que plasma estos esfuerzos internacionales, este mismo año.

Pero es que, además, hay que empezar a preparar el terreno para poder tomar decisiones en España. ¿Qué vamos a hacer con los residuos de alta actividad? No podemos ignorar que las actuales centrales nucleares en operación no van a funcionar siempre. José Cabrera, por ejemplo, tendrá en pocos años que presentar un plan de desmantelamiento y habrá inevitablemente que acometer la gestión de sus residuos.

Insisto, señorías, no se trata de un problema tecnológico, o al menos, no fundamentalmente tecnológico, se trata de un problema socio-político. Hay, por tanto, que ir tomando decisiones; ya no hay, en mi opinión, margen para dilatarlas. Se trata de actuar ética y responsablemente, y yo que ya no volveré a comparecer ante ustedes, les deseo firmeza y acierto para resolver esta cuestión. Porque, señorías son ustedes los que lo pueden resolver. Los técnicos pueden hacer propuestas. Los políticos deben decidir.

Por otra parte, no hay que olvidar el problema del almacenamien-

to de los residuos de muy baja radiactividad. El Cabril es, como saben, una instalación de residuos de baja y media actividad, con procedimientos y controles exhaustivos. Pero El Cabril sólo debe emplearse para los residuos que requieran ese control. Otra cosa sería un despilfarro impensable y, por lo tanto, hay que trabajar también en criterios de desclasificación o en la construcción de otros almacenamientos adecuados.



6. Conclusión

Quisiera terminar mi intervención con unas breves palabras de agradecimiento y despedida. Después de seis años al frente del Consejo, ha llegado el momento de que otra persona me sustituya. Y quiero recordar aquí las conocidas palabras de Newton: "Si he llegado a ver más lejos, ha sido encaramándome a hombros de gigantes".

Los gigantes para Newton eran todos aquellos que le habían precedido y sobre cuyos saberes pudo construir sus teorías. En los tiempos actuales los gigantes no son las personas sino los equipos, las personas que trabajan juntas y aúnan sus esfuerzos para conseguir un objetivo común. Si yo he podido, con los miembros del Consejo ver un poco más lejos, es sin duda sobre el esfuerzo colectivo de todas las personas que han trabajado en el organismo. A todos debo manifestarles mi agradecimiento.

Sólo espero, en este momento

de mi vida en el que me estoy jubilando, haber podido contribuir con mi trabajo y el de todos ellos a hacer el Consejo de Seguridad Nuclear un poco mejor de lo que era cuando lo encontré hace seis años.

Al llegar al Consejo no pensé que en unos pocos años pudiera cambiarse radicalmente un organismo sólido y técnicamente competente como el CSN, ni que fuera necesario hacerlo. Creía, en cambio, que el deber de un nuevo responsable político a su cabeza era el de conseguir que el organismo fuera un poco mejor cada día sin revoluciones estériles y aún imposibles. Espero que esto lo hayamos logrado y ello nos produciría a todos los consejeros una gran satisfacción personal. Los que nos sucedan tendrán que avanzar otro tanto; ello redundará en un encuentro de la confianza de los ciudadanos acerca del control del riesgo potencial que lleva consigo el uso generalizado de la radiactividad en una sociedad desarrollada.

Quiero agradecer también muy especialmente a sus señorías, a los aquí presentes y a los que se ocuparon del Consejo en legislaturas anteriores, su labor de control, de seguimiento y también de propuesta. Ha sido desde aquí, con sus preguntas, sus peticiones de informes, sus resoluciones, sus decisiones en materia legislativa, desde donde se han marcado muchas de las pautas de cambio o actuaciones que han orientado el quehacer del Consejo.

Les agradezco de nuevo este trabajo, además de su paciencia, hoy, al escuchar mi intervención. Acabo de remitirles, la semana pasada, el Informe del Consejo correspondiente al año 2000. La comparecencia para informarles sobre el contenido de ese informe le corresponderá a la persona que me sustituya; yo, ahora, estoy a su disposición para contestar a sus preguntas, después de esta intervención que me han solicitado sobre las actividades del Consejo a lo largo de 1999. Muchas gracias. 6

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	48
● Centrales nucleares.....	49
● Información general	53

● Investigación y desarrollo.....	54
● Protección radiológica	55
● Publicaciones.....	55

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Revisión del acuerdo de encomienda con Baleares

A propuesta de la Comunidad Autónoma de Baleares, el Consejo ha acordado la revisión del acuerdo de encomienda de funciones actualmente vigente para focalizar el ámbito del mismo a las actividades de inspección de instalaciones radiactivas y de los transportes de materiales radiactivos.

Por otra parte, durante los días 9 y 10 de octubre, tuvo lugar en el CSN la reunión anual conjunta con los inspectores de las comunidades autónomas con las que existe un acuerdo de encomienda de funciones. El día 9 se desarrolló una reunión de trabajo en la sede del CSN, donde se tratarán tanto aspectos técnicos como administrativos, siempre con el objetivo de mejorar el alto nivel de calidad alcanzado en el desarrollo de dichos acuerdos. El día 10 se llevó a cabo una visita a Molypharma, en Madrid, para ver sus instalaciones de radiofarmacia y su ciclotrón para producción de radioisótopos emisores de positrones.

Acuerdos bilaterales con los organismos reguladores de Brasil y Perú

Se ha acordado la firma de un acuerdo de cooperación técnica entre el Consejo de Seguridad Nuclear y la Comissao Nacional de Energia Nuclear (CNEN) de Brasil. La cooperación se desarrollará tanto en áreas de seguridad nuclear como de protección radiológica.

Por otro lado, el Consejo ha aprobado la formalización de un acuerdo de cooperación técnica con el Instituto Peruano de Energía Nuclear (IPEN) en materia de protección radiológica.

Plan de sistemas informáticos y de telecomunicaciones de la Sala de Emergencias del CSN

El pasado mes de junio concluyó la elaboración, por parte de Indra, del Plan de Sistemas Informáticos y de Telecomunicaciones (PSIT) de la sala de emer-

gencias (Salem) del CSN, que constituye una de las herramientas fundamentales del proyecto de modernización de la misma. Su implantación se considera una de las actuaciones estratégicas básicas del organismo, ya que aunque la Salem dispone de una importante dotación de sistemas informáticos y de telecomunicaciones, la incorporación en los últimos años de sistemas basados en plataformas diferentes ha dificultado las tareas de mantenimiento y la conectividad.

La modernización incluye un proyecto de remodelación y ampliación de las dependencias de la sala para mejorar las condiciones de funcionamiento de sus servicios operativos, especialmente las salas de dirección y de comunicaciones, así como los sistemas de información entre los diferentes servicios y la circulación de personas y documentos.

El PSIT tiene por objeto determinar el marco tecnológico estratégico para el desarrollo y actualización de los sistemas informáticos y de telecomunicaciones de la Salem, en sus dos vertientes de *software* y *hardware*. Se plantean tres fases para su desarrollo y el programa preliminar para su implantación determina un horizonte temporal de tres años, en los que la ejecución de los proyectos específicos se realizará de forma ordenada, con el objetivo de mantener permanentemente operativa la Salem. De hecho, ya ha comenzado la actualización de las plataformas de *software* y *hardware* del sistema de interrogación remota de los parques eléctricos de las centrales nucleares (Sirem2), que incluye también una ampliación de su alcance.



Sala de Emergencias del CSN.

María-Teresa Estevan Bolea tomó posesión como nueva presidenta del CSN

El pasado día 18 de julio tuvo lugar la toma de posesión de María-Teresa Estevan Bolea como nueva presidenta del Consejo de Seguridad Nuclear a propuesta del Ministerio de Economía, y en sustitución de Juan Manuel Kindelán, que ocupaba el cargo desde octubre de 1994. Asimismo, tomaron posesión del cargo dos consejeros, Julio Barceló Vernet y Carmen Martínez Ten.

María-Teresa Estevan Bolea es ingeniera industrial por la Universidad Politécnica de Barcelona y pertenece al Cuerpo de Ingenieros Industriales del Estado. Entre 1979 y 1982 fue directora general de Medio Ambiente. Desde 1983 y hasta 1987 ocupó el cargo de ingeniera jefe del Gabinete de Estudios del Consejo Superior del Ministerio de Industria y Energía, organismo que presidió entre 1999 y 2000. Diputada por Madrid durante dos legislaturas, ha ejercido de portavoz del Grupo Popular en materia de energía y medio ambiente. Entre 1994 y 1999 fue diputada en el Parlamento Europeo y portavoz de la comisión de Energía, Investigación y Desarrollo Tecnológico, y miembro de la de Medio Ambiente.

Julio Barceló Vernet es ingeniero industrial por la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Barcelona, licenciado en Ciencias Empresariales por la UNED y Master of Service in Nuclear Engineering por la Universidad de Purdue. Ha sido asesor en el desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I y a lo largo de su dilatada carrera ha adquirido una gran experiencia el campo de la energía.

Carmen Martínez Ten es licenciada en Medicina y Cirugía por la Universidad Complutense de Madrid. En su extensa carrera profesional se ha centrado en temas de sanidad y consumo. Gracias a su labor desempeñada como jefa de Gabinete del Consejo de Seguridad Nuclear posee un amplio conocimiento en materia nuclear.



De arriba abajo, momentos de la toma de posesión de María-Teresa Estevan, Julio Barceló y Carmen Martínez Ten.

Condolencia del Consejo de Seguridad Nuclear por el atentado terrorista en Estados Unidos

El Consejo de Seguridad Nuclear remitirá un mensaje de condolencia al presidente de la Nuclear Regulatory Commission (NRC) de Estados Unidos, organismo regulador de este país, por los atentados ocurridos el día 11 de septiembre de 2001 en Nueva York y Washington.

CENTRALES NUCLEARES

La información se refiere a los meses de junio, julio y agosto.

José Cabrera

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables.

PRINCIPALES ACUERDOS DEL CSN

Los acuerdos específicos sobre cada central se resumen en el apartado de centrales nucleares.

Mejora de la protección radiológica en radiografía industrial

El CSN ha aprobado un plan de actuación para la protección radiológica en radiografía industrial, que se concreta de 10 puntos, entre los que cabe destacar el incremento de las actividades reguladoras e inspectoras del CSN, mejoras en la formación del personal con licencia y en el desempeño de sus funciones, actuaciones para implicar en la seguridad a los clientes y contactos técnicos con este sector. Por otro lado se remitirá a todas las instalaciones de gammagrafía autorizadas una circular sobre aspectos de protección radiológica complementarios a la autorización.

Desarrollo del proyecto de investigación Marna-4

El CSN ha venido impulsando y colaborando en las distintas fases del proyecto Marna (Mapa de la Radiación Natural en España), del que se han obtenido una serie de mapas radiológicos que reflejan los niveles de la tasa de exposición a la radiación de ori-

gen natural en el territorio nacional. El Consejo ha acordado impulsar el proyecto Marna-4, última fase prevista, consistente en la elaboración de mapa de tasa de dosis de la exposición gamma natural sobre 86.000 kilómetros cuadrados, correspondientes a zonas no cubiertas en las anteriores fases del proyecto. El coste para el Consejo es de 51 millones de pesetas.

Plan de desmantelamiento y clausura de Vandellós I

El CSN ha informado favorablemente la modificación de las especificaciones técnicas para adaptarlas al estado de avance del plan de desmantelamiento. En un caso, la modificación se refiere al sistema de ventilación del edificio donde se encontraban ubicados los silos de grafito de la central. El informe incluye un condicionado y, además, el Consejo ha acordado emitir instrucciones complementarias al titular, Enresa, en relación con las sucesivas modificaciones de las especificaciones técnicas que resulten afectadas por el desarrollo del desmantelamiento de los sistemas de ventilación del edificio de silos. En otro caso, la modificación afecta al sistema de

abastecimiento de agua a la protección contra incendios de la instalación, a fin de adaptar la instalación a su futura fase de latencia. El cambio permite mantener la disponibilidad del sistema de protección contra incendios, aún en el caso de pérdida de línea eléctrica exterior.

Desclasificación de materiales de Vandellós I

En la autorización de desmantelamiento y clausura de Vandellós I se impuso a Enresa la necesidad de obtener una apreciación favorable del CSN al resultado de las pruebas de los sistemas que se incorporasen a la instalación para ejecutar el plan de desmantelamiento. El 17 de marzo de 1999, el Consejo apreció favorablemente todos los sistemas, excepto el de desclasificación de materiales. Enresa ha adquirido un equipo y desarrollado una metodología a este fin, habiéndose sometido a un proceso de inspección y pruebas. Como consecuencia de ello, el Consejo ha apreciado favorablemente el sistema global de desclasificación de materiales, estableciendo un condicionado en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

La recarga de combustible se inició el día 28 de julio y entre las principales modificaciones de diseño llevadas a cabo, relacionadas con el programa de mejora de la seguridad, destacan las mejoras en la disposición de los paneles de la sala de control, la instalación del Panel de Abandono Temporal y la motorización de válvulas de la inyección de seguridad.

El Consejo de Seguridad Nuclear ha informado favorablemente la revisión 35 de las especificaciones técnicas de funcionamiento en las que se actualiza, con respecto al transmisor de nivel de rango total del generador de vapor, las nuevas indicaciones



Central nuclear José Cabrera.

Plan de acción EFQM

Dentro de sus actividades de calidad interna, el Consejo ha aprobado un plan de acción que recoge las recomendaciones derivadas de la autoevaluación EFQM, realizada durante el primer trimestre del año 2001, así como aquellas líneas de actuación ya iniciadas con anterioridad y que el CSN debe consolidar. Como líneas de actuación prioritarias se identifican la revisión y evaluación de la voz del cliente, la revisión y evaluación de la voz del empleado y la definición de un plan de comunicación interno. Para la realización de las actuaciones prioritarias se contará con el apoyo de una consultoría externa especializada en temas de calidad total.

Mejora del sistema nacional de dosimetría personal

El Consejo ha acordado la firma de un acuerdo de colaboración con Unesa para la mejora del sistema nacional de dosimetría interna con contadores de INA, como los que existen en las centrales nucleares españolas. El coste del proyecto es de unos 46 millones de pesetas, que serán sufragados, al 50%, por el CSN y Unesa. El proyecto es el resultado de la última campaña de intercomparación de los servicios de dosimetría interna promovida por el CSN.

Uso de un contenedor de residuos radiactivos sólidos en El Cabril

El Consejo de Seguridad Nuclear ha apreciado favorablemente el uso de contenedores de 480 litros para albergar residuos radiactivos sólidos recondicionados, en los módulos de almacenamiento del centro de residuos de media y baja actividad de El Cabril. Los contenedores proceden de la central nuclear José Cabrera, que recondicionó bidones de 220 litros producidos en la central desde 1968 hasta 1983 en estos contenedores de 480 litros, que podrán ser utilizados como unidades de almacenamiento al cumplir los requisitos de recuperabilidad y transportabilidad, siempre que no superen los 1.291 kilos de peso.

Renovación de la autorización de la instalación de Sierra Albarrana

El Consejo de Seguridad Nuclear ha informado favorablemente, la renovación de la autorización de explotación de la instalación nuclear de almacenamiento de residuos radiactivos sólidos de Sierra Albarrana, estableciendo las correspondientes instrucciones técnicas complementarias. Se ha incluido como condicionado la nece-

sidad de presentar, con una periodicidad de 10 años, una revisión periódica de la seguridad. El informe no contempla un lapso de tiempo determinado sino que abarca toda la fase de explotación.

Resoluciones sobre instalaciones radiactivas

En las reuniones celebradas entre el 1 de junio y el 31 de agosto del 2001, el Consejo de Seguridad Nuclear ha adoptado las siguientes resoluciones relativas a instalaciones radiactivas: 13 informes para autorizaciones de funcionamiento de nuevas instalaciones y 41 informes para autorizaciones de modificación de instalaciones previamente autorizadas, un informe para la declaración de clausura, tres propuestas de apertura de expedientes sancionadores, un informe para la autorización de retirada de material radiactivo, ocho informes para autorizaciones de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X para radiodiagnóstico médico, tres informes para autorización de servicios médicos especializados, dos informes de autorizaciones de servicios y unidades técnicas de protección radiológica y dos homologaciones de cursos de formación para la obtención de licencias de personal.

de nivel de rango total del generador de vapor, que se van a instalar en el panel P-9. Se incorporan, en la especificación relativa a "Vigilancia de válvulas motorizadas en el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo", las válvulas que se van a motorizar dentro del programa de mejoras. En las especificaciones técnicas de funcionamiento se incorporan los detectores de humo que se van a instalar en la nueva sala que va a alojar el Panel de Abandono Temporal. Además, se actualizan las pruebas tipo A del recinto de contención y la especificación "Protección ante un transitorio de inyección de masa con

primario sólido" al incluir la inhibición del arranque de las bombas de inyección de seguridad por señal automática en modo 4 con temperatura de la rama fría del primario por debajo de 135°C, y en los modos 5 y 6 con la tapa de la vasija puesta y sin venteos abiertos, entre otras.

Durante este periodo se han efectuado cuatro inspecciones a la central.

Santa María de Garoña

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables.

Durante este periodo se ha efectuado una inspección a la central.

Almaraz

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables.

Durante este periodo se han efectuado 11 inspecciones a la central.



Central nuclear de Ascó.

Ascó

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables.

El CSN ha informado favorablemente una reducción de la frecuencia de pruebas de accionamiento parcial de las válvulas de aislamiento de vapor principal, que se venía realizando con carácter mensual a raíz de fallos debidos, entre otros, a deficiencias en el mantenimiento de los actuadores. Dado que los problemas se han corregido, se reestablece la frecuencia de pruebas a una periodicidad trimestral.

El CSN ha informado favorablemente la revisión II del reglamento de funcionamiento, que se modifica como consecuencia de los cambios en la organización introducidos a raíz del plan de optimización del funcionamiento de la organización para la gestión integrada de la explotación de las centrales de Ascó y Vandellós II.

También ha informado favorablemente la renovación de la autorización de explotación de ambas unidades, por un periodo de diez años. Para ello se ha evaluado el cumplimiento, por parte del titular, de las condiciones anexas a los permisos de explotación vigentes, la experiencia de operación de la central durante el periodo del permiso vigente y el estado de las condiciones pendientes de cierre de todas las prórrogas de los permisos de explotación. Adicionalmente, se ha evaluado la revisión periódica de la seguridad (RPS), que debía presentarse con un año de antelación al vencimiento de los PEP y que, como apoyo a la solicitud de renovación, se presentó por parte del titular en septiembre del 2000. La revisión periódica de se-

guridad ha sido realizada de acuerdo con el contenido de la guía del CSN 1.10 y la guía desarrollada por Unesa, y abarca el periodo desde la operación comercial de la central (unidad I, 22 de julio de 1982; unidad II, 22 de abril de 1985) hasta el 31 de diciembre de 1999.

En el informe favorable al Ministerio de Economía, el CSN propuso los límites y condiciones y sus instrucciones técnicas complementarias asociadas, que adoptó como estándar, para la concesión de la autorización de explotación, así como las específicas derivadas de la revisión periódica de seguridad.

Durante este periodo se han efectuado dos inspecciones a la central.

Cofrentes

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables. Cabe mencionar únicamente la parada de la central que se describe a continuación.

El día 17 de junio, con la central operando al 100% de la potencia técnica ampliada, y con todos los sistemas de seguridad operables, al alcanzar la vibración del cojinete guía de la bomba de recirculación un valor de 6,8 mils., se inició una bajada de carga para alcanzar la parada fría y proceder a su reparación. Una vez sustituido el citado cojinete, la central reanudó la operación.

Durante este periodo se han efectuado seis inspecciones a la central.

Vandellós II

La central funcionó durante estos meses sin incidencias destacables.

El CSN ha informado favorablemente la revisión 14 del reglamento de funcionamiento, que se modifica como consecuencia de los cambios en la organización introducidos a raíz del plan de optimización del funcionamiento de la organización para la gestión integrada de la explotación de las centrales de Ascó y Vandellós II.

Durante este periodo se han efectuado seis inspecciones a la central.



Central nuclear Vandellós II.

Trillo

El CSN ha informado favorablemente las propuestas de revisión 5 y 6 de las especificaciones de funcionamiento, que afectan respectivamente al sistema de ventilación del edificio de agua de alimentación de emergencia y a los hidrantes y casetas del sistema de protección contra incendios y a la ventilación del edificio diesel.

El día 22 de junio se produjo una parada automática del reactor por señal de bajas revoluciones en las bombas del refrigerante del reactor por debajo de 94%, como consecuencia de la actuación de la protección del bloque que inicia la transferencia de alimentación auxiliar de la planta desde 400 kV a 132 kV, debido a la actuación del relé Buchholz del conmutador de tomas del transformador auxiliar que alimenta a la barra BC de 10 kV. Una vez solucionado el problema, la central arrancó sin contratiempos.

Durante este periodo se ha efectuado una inspección a la central.

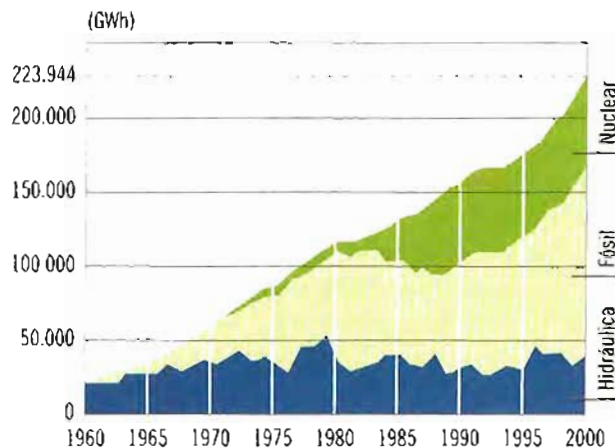
INFORMACIÓN GENERAL

La energía eléctrica en España

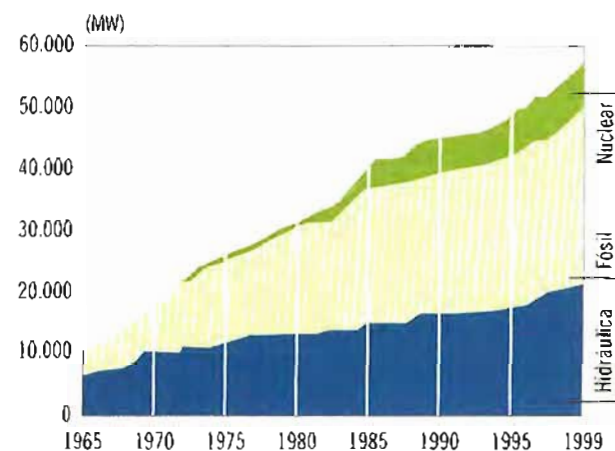
Según la revista *Las Centrales Nucleares Españolas*, de Unesa, la producción española de electricidad durante el año 2000 ascendió a 223.944 millones de kWh, incluyendo el régimen especial, es decir, renovables, cogeneración y otros. Esta producción supone un aumento del 7,2 % respecto al año anterior. Las centrales térmicas que utilizan combustibles fósiles han contribuido con 125.696 millones de kWh, las centrales nucleares con 62.206 millones de kWh y las centrales hidroeléctricas con 36.042 millones de kWh. En la producción hidroeléctrica se incluye la de las principales instalaciones eólicas y solares, y en la producción termoeléctrica clásica la generada por todas las instalaciones térmicas del régimen especial.

Por tipo de combustible, se mantuvo esencialmente la misma estructura de producción que el año anterior: 56,1% la térmica clásica, 27,8% la producción nuclear, y 16,1% la hidráulica. Todas ellas incrementaron su producción respecto al año 1999, si bien fue la hidráulica la que tuvo un mayor crecimiento con un 17,2%. La nuclear y la térmica clásica lo hicieron en el 5,7% y el 5,3%, respectivamente.

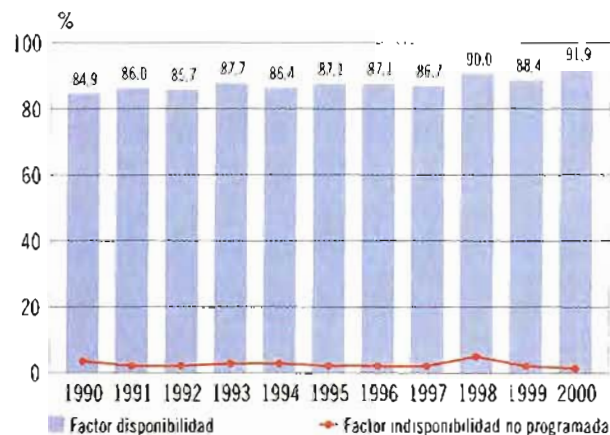
La potencia total instalada en España, a 31 de diciembre del 2000, era de 55.224 MW. A esta potencia, las centrales termoeléctricas de combustibles fósiles, incluyendo las térmicas del régimen especial, contribuyen con 27.350 MW, las centrales hidroeléctricas, junto con las principales instalaciones solares y eólicas, con 20.076 MW, y las centrales nucleares, con 7.798 MW.



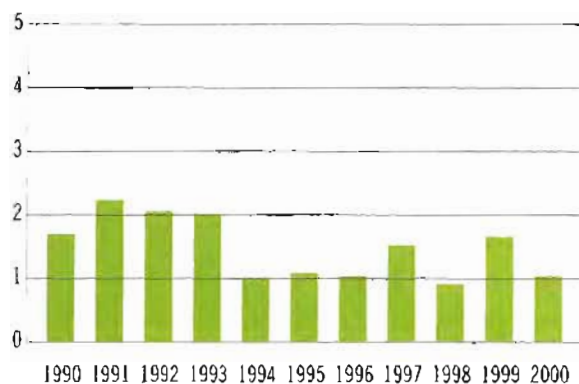
Evolución de la producción de electricidad.



Evolución de la potencia instalada.



Indicadores globales de funcionamiento.



Número de paradas instantáneas por reactor y año.

La aportación nuclear a la producción española de electricidad, 62.206 kWh, ha constituido el mejor registro de su historia, a pesar de que 7 de las 9 unidades han parado para recarga de combustible y de que se ha aumentado en 49 MW la potencia nominal del parque nuclear, frente a los 111 MW de incremento del año anterior.

El factor de disponibilidad del conjunto de las centrales nucleares ha alcanzado el 91,9%, y el de indisponibilidad no programada el 1,3%. Al igual que en el caso de la producción, estos valores suponen los mejores del parque nuclear a lo largo de su historia. El valor medio anual de paradas no programadas del reactor que se han producido se ha reducido frente al año anterior. El correspondiente a las paradas automáticas no programadas (disparos) ha sido de 1,1 por reactor y el del total de paradas no programadas, automáticas y manuales, ha sido de 1,3.

Nace Areva, empresa líder mundial del sector nuclear

El 3 de septiembre nació oficialmente el nuevo grupo francés Areva, líder mundial del sector nuclear, con un volumen de negocios de 10.000 millones de euros y más de 45.000 trabajadores. Su constitución había sido anunciada en noviembre pasado con el nombre de Topco, y el definitivo, Areva, está inspirado en la abadía cisterciense española de Arévalo. El grupo reúne las actividades de Framatome ANP (nacida de la fusión de las ramas nucleares de la alemana Siemens y la francesa Framatome) y Cogema. En su organización actual, el 78,96% del grupo está en posesión del Comisariado de Energía Atómica (CEA), el 5,19% pertenece al Estado francés y el resto se distribuye entre los portadores de certificados de inversión.



Instalación de tratamiento de Cogema en La Hague (Francia).

Fusión de una fuente de cobalto en Eslovenia

A través del Organismo Internacional de Energía Atómica se ha tenido conocimiento del incidente de fusión de una fuente de cobalto-60 de 80 MBq de actividad, ocurrido en la empresa Acroni de Jesenice (Eslovenia).

● INVESTIGACIÓN Y DESARROLLO

Primeros pasos hacia el VI Programa Marco de Euratom

La próxima puesta en marcha del VI Programa Marco de Euratom, que cubrirá el periodo 2002-2006, ha hecho que se presenten en estos meses los documentos de reflexión que lo nutren. Entre los retos que afronta, destaca el establecimiento de un "espacio europeo de investigación e innovación", para lo cual se propone una inversión de unos 1.230 millones de euros, destinada a cubrir las áreas temáticas prioritarias de fusión termónuclear, tratamiento y eliminación de residuos, protección radiológica, actividades en tecnología nuclear y seguridad, y actividades de los laboratorios pertenecientes a la red Joint Research Centers.

El área de seguridad nuclear mantiene sus objetivos de responder a las necesidades técnico-científicas de la Unión Europea, mantener la capacidad europea en un alto nivel y contribuir a la creación del citado espacio europeo de investigación. Para ello, cuenta con el desarrollo de actividades como la evaluación de conceptos innovadores que ofrecen ventajas en costes, seguridad, impacto ambiental, recursos propios, no proliferación, sostenibilidad de la generación de origen nuclear y desarrollo de nuevos procesos, y más seguros en la explotación. También será importante la consolidación de una cultura de la seguridad dirigida a conseguir la integración de los esfuerzos nacionales por alcanzar economía de escala, facilitar la movilidad de recursos, acceso a otras infraestructuras y actividades de coordinación. Todo ello teniendo siempre presente la investigación sobre medidas para la seguridad de las instalaciones nucleares existentes.

Estas actividades, promovidas por la presidencia de la Comisión, han tenido en cuenta la opinión del Comité Técnico-Científico (STC) de Euratom cuando afirma que el mantenimiento de la prosperidad económica y del nivel de vida en la UE está fuertemente ligado a la disponibilidad de electricidad a precios razonables y a la seguridad de su suministro.

Para este comité no es realista suponer que, en los próximos 20 o 30 años, energías como la hidroeléctrica, eólica, solar y biomasa pudieran tener una capacidad de producción capaz de reemplazar el uso de la energía nuclear y, al mismo tiempo, disminuir drásticamente la utilización de combustibles fósiles, especialmente teniendo en cuenta el crecimiento esperado de la demanda de electricidad en la Unión Europea para ese periodo.

Finalmente, se destaca que las condiciones de competitividad, promovida por la desregulación de los mercados, no permitirán al sector financiar el desarrollo de tecnologías para el que no existe demanda a corto plazo, por lo que, suponen, se precisa financiación pública para asegurar que la socie-

dad pueda mantener y desarrollar la infraestructura necesaria como base de un desarrollo industrial competitivo en el futuro.

PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Iniciativa de la presidencia española de la UE en prevención

El Ministerio de Economía ha creado un grupo de trabajo para preparar una iniciativa sobre la prevención de riesgos radiológicos en el reciclado de materiales metálicos en el ámbito comunitario, que será impulsada durante el primer semestre del 2002, coincidiendo con la presidencia de España de la UE. El grupo de trabajo está constituido por representantes de la Dirección General de Política Energética y Minas, del Consejo de Seguridad Nuclear, de Enresa, de la Unión de Empresas Siderúrgicas y de la Federación Española de la Recuperación.

Se trata de que el Consejo de Ministros de la UE apruebe una resolución invitando a los Estados miembros a adoptar medidas similares a las que ya están en vigor en España para prevenir los riesgos radiológicos en el procesado de chatarra, incluidas en el Protocolo de Vigilancia Radiológica de los Productos Metálicos, suscrito en noviembre de 1999 entre la Administración, el sector siderúrgico, el sector de la recuperación y los principales sindicatos de ambos sectores, y que hasta el momento ha permitido detectar una media mensual de dos o tres fuentes de radiación en la chatarra.

El *Protocolo Español* ha sido reconocido como un instrumento sencillo, práctico y eficaz para prevenir los riesgos radiológicos derivados de la presencia de material radiactivo en el sector metalúrgico por la Conferencia General del OIEA, por la Comisión Económica para Europa de las Naciones Unidas y por la Oficina Internacional del Reciclado.

Nuevo reglamento de protección sanitaria contra radiaciones ionizantes

El pasado 26 de julio (BOE nº178) se publicó el Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba la nueva edición del Reglamento sobre Protección Radiológica contra Radiaciones Ionizantes, con lo que se transpone totalmente la Directiva 96/29 Euratom.

Este reglamento plantea importantes novedades respecto a la edición previa de 1992, la más llamativa de las cuales es la adopción de nuevos límites de dosis, tanto para trabajadores como para miembros del público, de acuerdo con las recomendaciones de ICRP-60, y la consiguiente modificación en la clasificación de trabajadores y zonas. También introduce los conceptos de *práctica e intervención*, aplicando este último tanto a situaciones de emergencia radiológica como de exposición perdurable. Además, se incluye la posibilidad de revisión de la justificación de prácticas existentes, se

introduce el concepto de *restricción de dosis* asociado al principio de optimización, y se aplica el sistema de protección radiológica a las situaciones en las que se pueda producir un incremento significativo de la exposición a las fuentes naturales de radiación.

Según se establece en la disposición transitoria segunda, los nuevos límites de dosis entrarán en vigor el día 1 de enero del 2002, concediéndose un plazo de seis meses para su adaptación.

Nuevo modelo de carné radiológico

El 6 de agosto se publicó en el BOE la Instrucción IS-01 del CSN, de 31 de mayo del 2001, por la que se establece el nuevo modelo para el documento individual de seguimiento radiológico (carné radiológico) en desarrollo de las previsiones del Real Decreto 413/1997 sobre protección radiológica operacional de trabajadores externos por intervención en zona controlada.

El nuevo formato incluye la información dosimétrica de los trabajadores teniendo en cuenta los nuevos límites de dosis. La entrada en vigor del nuevo carné tendrá lugar el día 1 de enero del 2002, pero pueden solicitarse al CSN desde el 1 de septiembre del 2001.

PUBLICACIONES

Carpeta de legislación

CSN, 2001

Desde su promulgación en 1964, la Ley de Energía Nuclear —que regula los diversos aspectos de las aplicaciones pacíficas de esta fuente de energía— ha sufrido una serie de modificaciones, por razones históricas y tecnológicas, para irse adaptando a una realidad cambiante. Del mismo modo, la normativa básica del Consejo de Seguridad Nuclear, que data de 1980, ha sido objeto de adaptaciones. Se ha hecho en su Ley de creación, para ampliar sus competencias y para regular aspectos relacionados con el personal directivo o con la periodicidad de sus informes. También se ha adaptado su Estatuto, a fin de ajustar la estructura organizativa del Ente a los nuevos campos de objetivos y funciones, y lo mismo ha sucedido con la regulación del soporte económico y presupuestario del Organismo, para traducir sus nuevas competencias en un instrumento tributario adecuado.

Todo lo anterior justifica que, en un esfuerzo de divulgación y actualización, el CSN haya iniciado la edición de una serie sucesiva de carpetas con normativa sobre seguridad nuclear y protección radiológica, la primera de las cuales se dedica a las disposiciones que se han relacionado y que figuraban obsoletas en los textos existentes hasta la fecha.

Esta colección de cuadernillos con contenidos legales o reglamentarios, distribuidos homogéneamente en carpetas diferenciadas, contribuirá sin duda a dotar de medios documentales muy útiles tanto a profesionales como al gran público. 

(Page 2)

Introduction and initial performance of probabilistic safety assessments in Spain

● A. Alonso, J. Blanco, E. Gallego, L. Morales, P. Ortega, A. Pérez, A. Querol and C. Torres

This article analyses the precedents and initial developments of the *Reactor Safety Study* in Spain. The electricity industry subsidised a research and development programme. The Government used the methodology to define the moratorium. The Nuclear Energy Board and the US Department of Energy carried out an application course. These developments are considered to constitute the basis for the current performance of probabilistic safety assessments.

(Page 9)

The CSN Integrated Programme on probabilistic safety assessment

● José I. Villadóniga

The Integrated PSA Programme has played a significant role in incorporating the work carried out by all the Spanish organisations around one single objective: improved nuclear power plant safety. Thanks to the studies carried out, this aspect has improved significantly and there is a solid basis for the performance of PSA applications in more efficient use of the resources deployed. The balance of the 15 years of the pro-

Resúmenes

gramme is a positive one, although in the light of our current knowledge, various activities might have been performed more efficiently.

(Page 15)

Probabilistic safety assessments at Spanish nuclear power plants

● Julio González

This article attempts to condense the experience of 16 years of work in the area of probabilistic safety assessment at the Spanish nuclear power plants. The changes that have occurred in the regulatory system in recent years, and more especially those that are expected to occur, bring new value to the experience accumulated and to the work performed in this field.

(Page 19)

Development and construction of the DACNE database

● José Faig

The Spanish national nuclear power plant database (DACNE) includes a data bank on operating incidents (BDIO) and another for the storage of information on component failures and unavailabilities (BDC). DACNE has been developed as a database for the storage of

whatever data might be required in the future by the Spanish PSA's.

(Page 24)

Towards risk informed regulation. Probabilistic assessment applications at Spanish nuclear power plants

● José Ignacio Calvo and María Teresa Vázquez

The current availability of quality PSA's at the Spanish nuclear power plants has allowed applications of various types to be developed, certain of which relate to licensing requirements. With the precautions corresponding to the current limitations of the methodology, this opens up a path towards more efficient regulation focusing on those aspects that imply the greatest impact on safety.

(Page 32)

The probabilistic safety assessment research programme

● Mariano Brincones and José Luis Butragueño

This article deals with a wide variety of issues involved in the structure constituting the analytical tools known as PSA and in the PSA applications currently being performed or whose performance is foreseen in the near future. The article underlines the fact that the diverse set of activities involved in such developments makes them true R&D projects.

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.

ÚLTIMAS PUBLICACIONES EDITADAS POR EL CSN

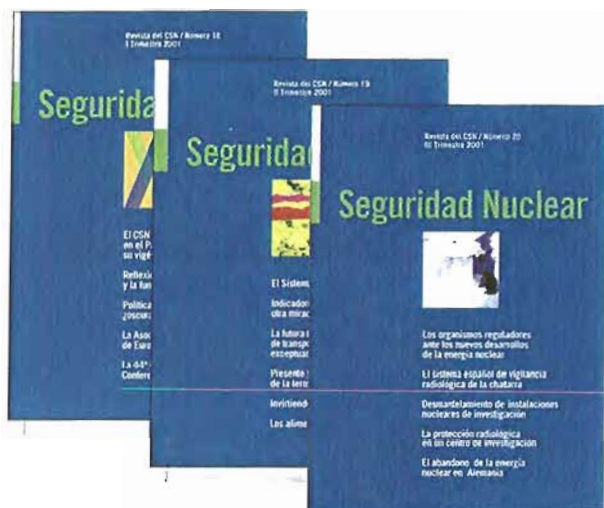
• Publicaciones periódicas

Revista del CSN. Seguridad Nuclear

Año V, número 18, I trimestre 2001

Año V, número 19, II trimestre 2001

Año V, número 20, III trimestre 2001

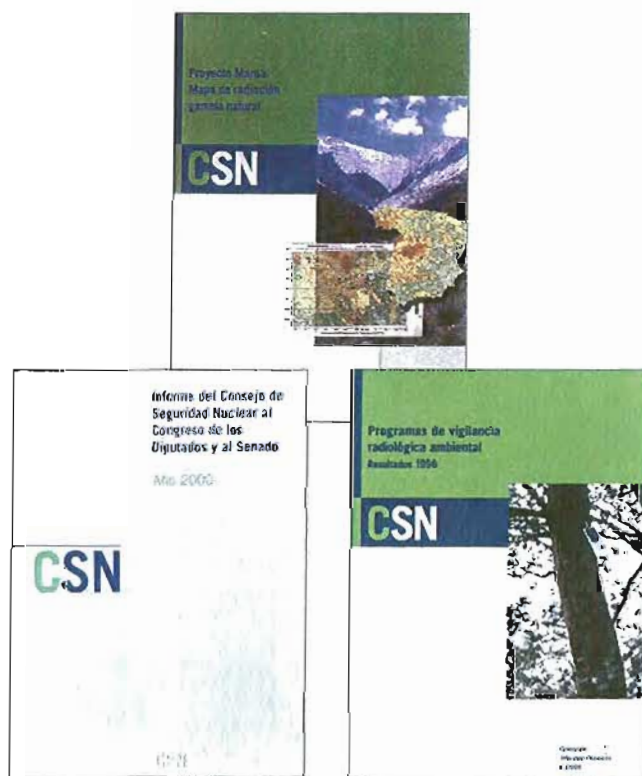


• Publicaciones unitarias

Proyecto Marna.
Mapa de radiación gamma natural

Informe del Consejo de Seguridad Nuclear al Congreso de los Diputados y al Senado. Año 2000

Programas de vigilancia
radiológica ambiental



• Otras publicaciones

Catálogo de publicaciones 2001

Carpeta de legislación





Justo Dorado 11
28040 Madrid
www.csn.es