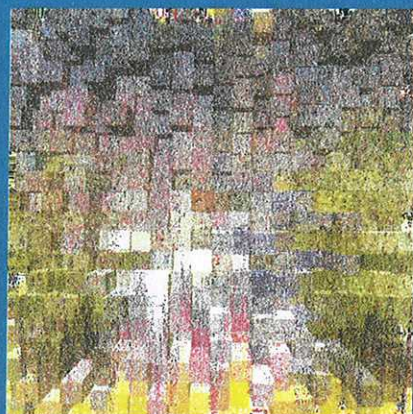


Revista del CSN / Año II / Número 7
II Trimestre 1998

Seguridad Nuclear



**El Organismo Internacional
de Energía Atómica**

La combustión de hidrógeno en PWR

**Seguridad de los sistemas geológicos
para residuos radiactivos**

**Distribución dosimétrica de los
trabajadores expuestos**

**Transmutación de actínidos y
productos de fisión**

Seguridad Nuclear

Revista del CSN
Año II / Número 7
II Trimestre 1998

Director

Rafael Caro

Comite de redacción

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

Secretaria de redacción

Fátima Rojas

Noticias

Directora

Matilde Ropero

Comité

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

Consejo de

Seguridad Nuclear

Justo Dorado, 11

28040 Madrid

Tf. 91 346 02 00

Fax. 91 346 06 66

Maquetación e impresión

Gráficas Naciones

Río Sil, 3

28110 Algete (Madrid)

Tf. 91 629 21 45

Fax 91 629 22 79

ISSN: 1136-7806

D. Legal: M. 31.281-1996

Portada: portada/3

Juan A. Gutiérrez / Gráficas
Naciones

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

1

Editorial

2

El Organismo Internacional de Energía
Atómica (OIEA): pasado, presente y futuro
● Antonio Ortiz

9

Vulnerabilidad de las contenciones secas
frente a la combustión del hidrógeno
● Fernando Robledo

15

Seguridad de los sistemas geológicos de
almacenamiento para residuos radiactivos
de alta actividad
● Pedro Carboneras, Juan L. Santiago y Jesús Alonso

23

Distribución dosimétrica de los
trabajadores profesionalmente expuestos
● A. Hernández, A. Martín, I. Villanueva, I. Amor y J.L. Butragueño

30

La transmutación de actínidos y productos
de fisión por irradiación neutrónica
● Emilio Mínguez, José María Martínez-Val y José Manuel Perlado

40

Noticias

40 Consejo de Seguridad Nuclear / 42 Principales
acuerdos del Pleno / 44 Información general / 45 Ciclo
del combustible y gestión de residuos / 45 Protección
radiológica y medio ambiente / 46 Centrales nuclea-
res / 48 Tecnología / 48 Publicaciones

49

Resúmenes

Editorial

L

a seguridad nuclear ha tenido desde el inicio de los programas de construcción de centrales nucleares un importante componente internacional. El intercambio de prácticas reguladoras y de las lecciones aprendidas de los sucesos ocurridos en dichas centrales han sido objetivos prioritarios de organizaciones internacionales, tales como el OIEA en Viena, la NEA/OCDE en París o la Comisión Europea en Bruselas.

El CSN ha evolucionado en este contexto desde un papel eminentemente receptor, en sus inicios, a ser en la actualidad un contribuyente importante en estos foros, dada la madurez alcanzada en su sistema de licenciamiento y la experiencia, casi única en los países desarrollados, de contar con diversas tecnologías operando en España.

Quizás lo más significativo en este último periodo lo constituya la activa participación del CSN en la creación de varios foros internacionales de reguladores con objetivos similares, aunque con ámbitos de aplicación y trascendencias muy diferentes. El INRA (Asociación Internacional de Reguladores Nucleares) incluye a los ocho países más desarrollados en sus prácticas reguladoras y ha comenzado a andar con el doble objetivo de intercambiar las experiencias propias entre sus miembros y facilitar sus conclusiones a la comunidad internacional. El Foro de Reguladores Iberoamericanos quiere aprovechar las indudables ventajas del idioma y la tradición común para aunar esfuerzos en temas como formación, prácticas de inspección y aspectos generales de gestión.

De especial interés se considera la coordinación cada vez más estrecha entre los reguladores europeos, dada la ausencia de los temas de seguridad nuclear en el tratado Euratom. Esta coordinación se inició en una reunión mantenida en Toledo a iniciativa del CSN, durante la presidencia española de 1995, y se ha continuado recientemente en París, por invitación de Francia, para abordar la problemática que plantea a la seguridad nuclear el eventual ingreso en la Unión Europea de países del este con centrales nucleares.

La importancia que da el CSN a este intercambio de experiencias y prácticas reguladoras es por lo tanto muy alta, y se podría decir que también muy oportuna a la vista de la creciente globalización de la seguridad nuclear, del indudable interés político derivado de la desmembración de la Unión Soviética y el insuficiente nivel de seguridad de sus instalaciones; y por último y sobre todo de la puesta en marcha de la Convención Internacional sobre Seguridad Nuclear.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA): pasado, presente y futuro

Con 40 años de existencia, el Organismo Internacional de Energía Atómica constituye una de las más tradicionales instituciones establecidas en Viena.

El autor de este artículo repasa la

historia, los objetivos, la estructura y el futuro de una institución que vio la luz en 1957 con el ánimo de contribuir al beneficio de la humanidad mediante el uso pacífico del átomo.

1. Introducción

En un mundo en creciente aceleración, 40 años constituyen un largo lapso en la vida de las personas. Mayor todavía resulta este periodo de tiempo en un sistema de relaciones y organismos internacionales que, pese a sus importantes antecedentes históricos, inicia su estructura actual en la última postguerra mundial. Y 40 años son, precisamente, los que acaba de cumplir una de las más tradicionales organizaciones establecidas en Viena.

El OIEA ha sido criticado y controvertido, incluso en su propio nombre en nuestro idioma. Cuando en inglés se habla de *the Agency* y en francés de *l'Agence*, cabría pensar que nos referimos –como también muchas veces se dice en español– a la Agencia. Sin embargo, los arcanos de la interpretación y los traductores, en un afán de purismo, le aplicaron la calificación de Organismo.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) levanta

suspicias, críticas y oposición en la opinión pública y en los medios informativos de los países más avanzados del planeta, donde tal energía arrastra su terrible pecado original, que nunca podrá ser borrado de las mentes humanas. El Organismo, sin embargo, se ocupa constitucionalmente de “acelerar y aumentar la contribución de la energía atómica a la paz, la salud y la prosperidad en el mundo entero”. Tiene también como mandato establecido en su Estatuto una finalidad claramente antimilitarista: que “la asistencia que preste, o que se preste a petición suya, o bajo su dirección o control, no sea utilizada de modo que contribuya a fines militares”.

Esta visión pacífica es la que, en ocasiones –ciertamente no muchas, por desdicha– aparece ante la opinión pública. Así sucedió hace poco en la celebración de un solemne pontifical en la catedral vienesa de San Esteban, organizado por el Representante Residente de la Santa Sede –miembro también del Organismo–, en que el Secretario de Relaciones Exteriores del Vaticano, arzobispo Jean-Louis Tauran, en homilía políglota calificó al Orga-

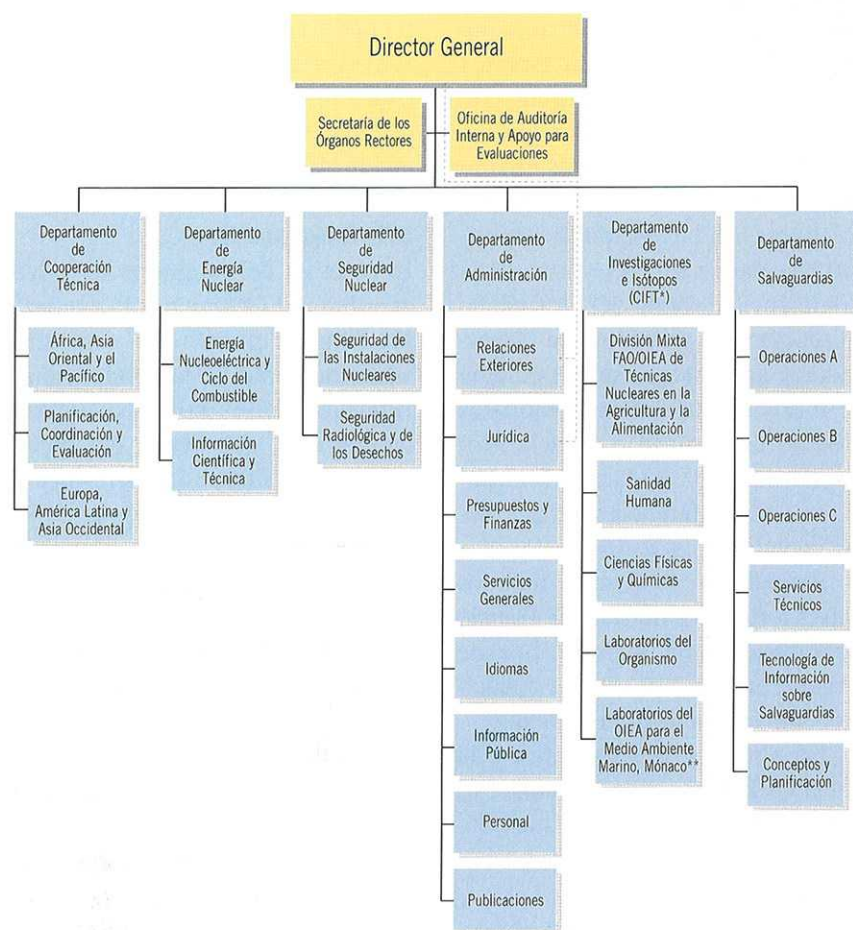
nismo de “Organización de las Naciones Unidas para la utilización pacífica de la energía nuclear”.

2. Historia e hitos principales del Organismo

El OIEA debe su origen a la visión del presidente de Estados Unidos Dwight Eisenhower, quien, en un sonado discurso, que entró en la historia con la denominación de “átomos para la paz”, propuso en 1953 a la Asamblea General de las Naciones Unidas, en Nueva York, la creación de una organización internacional de la energía atómica para utilizar el átomo en beneficio de la humanidad.

En 1954, la Asamblea General puso en marcha la propuesta y creó un grupo encargado de establecer el mandato del nuevo organismo. La primera Conferencia Internacional de las Naciones Unidas para el Uso Pacífico de la Energía Nuclear tuvo lugar en Ginebra en agosto de 1955. El 26 de octubre del año siguiente, en una conferencia internacional, con la participación de 82 Estados, celebrada en la sede de las Naciones Unidas en Nueva York, se aprobó el Estatuto del OIEA. El año siguiente,

* Embajador Representante Permanente de España ante los Organismos Internacionales con sede en Viena.



* La UNESCO y el OIEA se ocupan conjuntamente del funcionamiento del Centro Internacional de Física Teórica (CIFT). La UNESCO se ocupa de la administración en nombre de ambas organizaciones. De la participación del OIEA en el Centro se encarga el Departamento de Investigaciones e Isótopos.

** Con participación del PNUMA y la COL.

● **Figura 1. Organigrama del OIEA a 1 de septiembre de 1997.**

el 29 de julio de 1957 –acaban de cumplirse los 40 años– el Organismo vio la luz en Viena.

La primera Conferencia General del OIEA, en octubre de 1957, reunió a 59 países y se nombró director general al norteamericano Sterling Cole. El Grand Hotel de Viena, en la Ringstrasse, fue la primera sede del Organismo.

A partir de 1958 se inician los programas de asistencia técnica, y en 1959 se empiezan a examinar cuestiones de responsabilidad civil y del Estado por sucesos nucleares, y tiene lugar también un seminario sobre los radioisótopos.

El segundo director general, el doctor Sigvard Eklund de Suecia, médico con amplia experiencia en Naciones Unidas, es nombrado en 1961. El mismo año se adopta el Tratado del Antártico, el primer ins-

trumento jurídico que consagra la no proliferación en una región del planeta.

El primer simposio importante sobre la seguridad de los reactores nucleares tiene lugar en 1962; y en 1967 se abre a la firma el Tratado de Tlatelolco para la prohibición de las armas nucleares en América Latina y en el Caribe. El año siguiente comienza también la firma del Tratado de No Proliferación de Armas Nucleares (TNP).

El año 1969 consagra importantes aplicaciones de tecnología nuclear a la agricultura, la medicina, la industria y otros.

En 1971 se crea el denominado Comité Zangger, que deriva su nombre del profesor suizo, para controlar las exportaciones de material y de tecnología nuclear; y en 1972 el Organismo promociona dis-

cusiones sobre los beneficios de la energía nuclear para el medio ambiente, e intensifica sus programas de protección ambiental y almacenamiento seguro de residuos nucleares. Entre los hechos destacados de los años siguientes cabría mencionar el Acuerdo de Salvaguardias entre el OIEA y Euratom, que entró en vigor en 1973; y la apertura de la nueva sede del Organismo en el Centro Internacional de Viena en 1979, año en que, por primera vez, un accidente nuclear –en la isla de las Tres Millas, cerca de Harrisburg, Pensilvania– fue objeto de atención internacional.

En la Conferencia Internacional de 1981 se nombra director general del OIEA al doctor Hans Blix, que había ocupado, entre otros, el puesto de ministro de Asuntos Exteriores de su país, Suecia; y en 1984 China es admitida en el Organismo, y se constituye un Grupo Consultivo Internacional entre el OIEA, la Organización de Agricultura y Alimentación (FAO) y la Organización Mundial de la Salud (OMS) sobre radiación de alimentos.

En el año 1986 tuvo lugar, el 26 de abril, el desastroso accidente de Chernóbil en la Unión Soviética, que destruyó la unidad 4 del reactor y causó muertes y terribles consecuencias. El mismo año, los Estados miembros del OIEA adoptan dos Convenios Internacionales sobre pronta notificación de accidentes nucleares y sobre ayuda de emergencia. En diciembre de ese año entra en vigor el Acuerdo de Rarotonga, estableciendo una zona libre de armas nucleares en el Pacífico Sur. En 1987 entra en vigor la Convención sobre la Protección Física de Materiales Nucleares; tiene también lugar el accidente radiológico de Goiânia, en Brasil.

En 1991, China y Francia anuncian su intención de firmar el TNP. En la primavera de ese año, tras el cese de hostilidades en la guerra del Golfo, el Consejo de Seguridad de las Naciones Unidas requiere que se efectúen inspecciones nucleares en

Irak. También en 1991, un proyecto del Organismo sobre la seguridad de antiguas plantas nucleares de diseño soviético en Bulgaria, República Checa, Eslovaquia y Rusia da cuenta de numerosas deficiencias en dichas centrales en comparación con los niveles occidentales.

En 1992 la República Democrática Popular de Corea (Corea del Norte) firma el Acuerdo de Salvaguardias con el OIEA y comienzan sus muy controvertidas relaciones con el Organismo. En junio de 1992, el Club de Roma modifica sus anteriores opiniones y se muestra partidario del futuro desarrollo de la energía nuclear.

En enero de 1993 queda listo para la firma el Convenio sobre

hacia la consolidación de la zona libre de armas nucleares en América Latina por medio del Tratado de Tlatelolco, que entra en vigor en Argentina y en Chile. Ese mismo año se alcanzan dos importantes objetivos: la Convención de Seguridad Nuclear se abre a la firma en la Conferencia General del Organismo en septiembre, y la Junta de Gobernadores aprueba una nueva edición de los Estándares Internacionales Básicos de Seguridad para la Protección contra la Radiación Ionizante, en una conferencia que se celebra en octubre.

A finales de 1995 se invita a los países a firmar y ratificar el Tratado declarando una Zona Libre de Armas Nucleares en África, conocido como el Tratado de Pelindaba.

En abril de 1996 se abre a la firma en El Cairo dicho Tratado. El mismo año tiene lugar la Conferencia Internacional *Una década después de Chernóbil*.

En 1997 se celebran dos importantes conferencias a comienzos de septiembre: la Conferencia Diplomática sobre Responsabilidades por Daños Nucleares, y la Conferencia Diplomática sobre la Convención Conjunta de Seguridad del Manejo de Combustible Gastado y Seguridad de los Desechos Radiactivos. A finales de este año el Organismo, que cumplió 40 años el 29 de julio, nombra a su cuarto director general, Mohamed El Baradei.

3. Actividades y objetivos

El OIEA está autorizado por su estatuto a fomentar la investigación y el desarrollo para la aplicación de la energía nuclear con fines pacíficos y a alentar el intercambio de información científica y técnica; a establecer y aplicar salvaguardias para evitar el desvío hacia fines militares de los materiales nucleares destinados a programas de carácter civil; y a establecer o adoptar normas de seguridad, en consulta y cuando proceda, para proteger la salud y reducir al mínimo el peligro para la vida y la propiedad.

Los tres capítulos básicos de las actividades del Organismo son, por tanto, las salvaguardias, la seguridad nuclear y la asistencia y cooperación técnicas.

3.1. Salvaguardias

El objetivo del programa de salvaguardias del Organismo es ayudar a los Estados miembros a demostrar su acatamiento de las obligaciones internacionales voluntariamente contraídas y que tienen por objeto evitar la proliferación horizontal de las armas nucleares. Además de las inspecciones en emplazamientos, la puesta en práctica de las salvaguardias incluye la verificación de la contabilidad de materiales nucleares en relación con los informes presentados por los Estados miembros y la utilización *in situ* de la vigilancia electrónica y otras medidas técnicas de control.

Naturalmente las salvaguardias del OIEA se aplican en base a acuerdos concertados entre los Estados miembros. Hasta 1991, había 180 Acuerdos de Salvaguardias con 105 Estados.

En 1993 hubo gran actividad en relación con el refuerzo del Sistema de Salvaguardias, motivado por el descubrimiento del programa nuclear clandestino de Irak. Las negociaciones que entonces se iniciaron tenían como objetivo la obtención de nuevas competencias en la materia para el Organismo. Sólo en 1997, es decir, cuatro años después, se alcanzó el consenso sobre un texto, aprobado en mayo por la Junta de Gobernadores, con un modelo de protocolo que dará paso, entre otros, a un nuevo acuerdo entre Euratom, el OIEA y los países de la Unión Europea no poseedores de armas nucleares.

El Organismo continúa sus actividades de verificación en Irak, un conflicto suficientemente aireado por la prensa mundial, y en la República Popular Democrática de Corea.

3.2. Seguridad nuclear

La cooperación internacional en



Petr Paulicek/IAEA

► **Figura 2.** Doctor Mohamed El Baradei, director general del OIEA desde diciembre de 1997.

Prohibición de Armas Químicas, que se había debatido durante los últimos 25 años. A comienzos de 1993 Sudáfrica anuncia el abandono de su anterior programa de armas nucleares. En junio de ese año, la Junta de Gobernadores del Organismo comienza a considerar el programa de salvaguardias denominado 93+2.

En 1994 el Organismo completa su estudio preliminar sobre la situación radiológica en Kazajstán y lleva a cabo un importante proyecto, junto con la FAO, para erradicar las plagas del ganado que devastaba muchas economías agrícolas en África. Se dan, asimismo, pasos

busca de una mayor seguridad nuclear y protección radiológica constituye uno de los principales objetivos del Organismo.

El accidente de Chernóbil dio origen a una importante expansión de las actividades del Organismo en favor de la seguridad de las centrales nucleares. Partiendo de esta desgracia, se iniciaron toda una serie de programas de gran importancia, como el programa extrapresupuestario para mejora de la seguridad de las centrales nucleares dotadas de reactores de modelo soviético.

En este terreno de la seguridad nuclear, entre los numerosos programas del Organismo, podrían además mencionarse:

- Grupos de evaluación de sucesos significativos en relación con la seguridad: misiones ASSET. El servicio examina la experiencia de seguridad operacional desde el punto de vista de sucesos ocurridos, abarcando la determinación de causas inmediatas, las enseñanzas obtenidas y las medidas correctivas.

- Sistema de Notificación de Incidentes (IRS), basado en el principio de que todo Estado miembro participante informará de cada suceso significativo acaecido en una central nuclear que esté en relación con la seguridad.

- Servicio Internacional de Examen por Pares (IPERS), de acuerdo con el cual se realizan exámenes independientes, por equipos de expertos, de proyectos de evaluación probabilística de la seguridad.

- Programa de Evaluación Integrada de Seguridad de Reactores de Investigación (INSARR), para examinar la seguridad de los reactores construidos con asistencia del Organismo.

- Equipos de asesoramiento en protección radiológica (RAPAT).

Por otra parte, en el capítulo del transporte, fomenta la seguridad de los miles de envíos de materiales radiactivos que se mueven anualmente en todo el planeta, mediante su reglamento para el transporte seguro de materiales radiactivos,



► **Figura 3.** Centro Internacional de Viena (VIC), donde se encuentra actualmente la sede del OIEA.

que ha sido adoptado por todos los Estados miembros y por organizaciones internacionales relacionadas con el transporte.

Cabe mencionar también las misiones del Grupo Internacional de Examen de la Situación Reglamentaria (IRRT), cuya finalidad es prestar asesoramiento y asistencia a los Estados miembros para aumentar la eficacia del Órgano Reglamentador Nuclear, y la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Capítulo muy importante de las actividades del OIEA en este amplio sector de la seguridad nuclear es la preparación y posterior conclusión de acuerdos internacionales sobre seguridad nuclear y protección radiológica. Cabe citar, entre éstos, los convenios relativos a la pronta notificación de accidentes nucleares y a la asistencia en caso de emergencia. En virtud de estos dos convenios, el Organismo tiene en funcionamiento un sistema de respuesta rápida a emergencias, incluyendo un centro operativo que funciona permanentemente para garantizar que cualquier notificación de emergencia desencadena la acción correspondiente.

En este campo de los acuerdos internacionales sobre seguridad nuclear hubo importantes aconteci-

mientos durante 1996, pues el 24 de octubre entró en vigor la Convención sobre Seguridad Nuclear, que España había firmado ya y ratificado, y en cuya elaboración participamos activamente. Este convenio establece los principios fundamentales de la seguridad nuclear y crea mecanismos para revisar la situación de cada país en materia de seguridad.

Continuaron también durante 1996 los trabajos para preparar un convenio sobre la Gestión Segura de los Residuos Radiactivos, que fue objeto de una Conferencia Diplomática en el pasado mes de septiembre de 1997, donde se puso a la firma dicho convenio, que pronto será firmado por España.

También en abril de 1996 tuvo lugar en Viena la Conferencia Internacional sobre el accidente de Chernóbil, con el objetivo de consolidar evaluaciones técnicas y científicas sobre dicho accidente. El OIEA inició durante el mismo año, a petición de Francia, estudios sobre la situación radiológica en la Polinesia con intervención de expertos españoles.

3.3. Asistencia técnica

El objetivo primordial del programa de cooperación técnica del OIEA es



Figura 4. Sesión plenaria de la 41 Conferencia General en el Austria Center.

ayudar a los Estados miembros a lograr una capacidad propia en lo que se refiere a las aplicaciones de la ciencia y la tecnología nucleares. El desarrollo de los recursos humanos es uno de los elementos decisivos para alcanzar la autosuficiencia científica y tecnológica. En este campo, el Organismo ofrece cursos de capacitación, asigna estipendios para capacitación mediante becas y envía a los países expertos especializados en diversas ramas de la ciencia y la tecnología nucleares.

Cada año unos 3.000 profesionales de países en desarrollo aprovechan los cursos de capacitación y las becas del Organismo. En 1996 se realizaron 122 cursos de capacitación en diversas ramas de la tecnología nuclear, que contaron con 1.718 participantes. España acogió un total de 107 personas, entre becarios y participantes en los dos cursos de capacitación que se celebraron en nuestro país.

Además, el Organismo envía expertos a los países en desarrollo para que presten asesoramiento. Para la ejecución de los proyectos, el OIEA reclutó en 1996 un total de 2.367 expertos, que realizaron las correspondientes misiones de asistencia técnica. De estos expertos, 68 eran españoles.

Como complemento de estas actividades, el Organismo también

suministra equipos en el marco de los proyectos de asistencia técnica: en 1996 estos suministros alcanzaron un valor de unos 23,1 millones de dólares.

En total, los nuevos recursos disponibles para actividades de cooperación técnica sumaron en ese año 63,2 millones de dólares. Respecto a la distribución por área de estos recursos, la situación fue la siguiente:

1. Agricultura y alimentación (22%)
2. Seguridad nuclear y protección radiológica (19%)
3. Salud humana (15%)
4. Aplicaciones en la industria (14%)
5. Ciencias físicas y químicas (13%)
6. Energía nuclear (7%)

El 10% restante se distribuyó entre diversos campos, incluido el ciclo del combustible.

Con la ayuda del Organismo, los países en desarrollo están creando progresivamente los recursos humanos y técnicos que necesitan para reforzar los fundamentos de sus propios programas.

4. Estructura

Los órganos rectores del OIEA son la Junta de Gobernadores y la Conferencia General.

La Conferencia General está compuesta por los representantes de los 125 Estados miembros del OIEA. Se reúne una vez al año para

examinar, entre otros asuntos, el informe de la Junta de Gobernadores correspondiente al año anterior, para aprobar el presupuesto y las solicitudes de ingreso. Está facultada para solicitar informes de la Junta de Gobernadores sobre todo tipo de asuntos que se refieran a las funciones del OIEA.

Durante su reunión anual ordinaria, la Conferencia realiza un debate general de amplio alcance sobre el programa y las políticas del OIEA y examina diversidad de temas que la Junta de Gobernadores, el director general o algún Estado miembro eleven a su consideración. La Conferencia es especialmente importante como el foro en que los Estados miembros pueden expresar sus puntos de vista.

La Junta de Gobernadores tiene actualmente 35 miembros, de los cuales 13 son designados por la Junta y 22 elegidos por la Conferencia General. Se reúne generalmente cinco veces al año: en febrero y junio, en septiembre –inmediatamente antes y después de la reunión ordinaria de la Conferencia General– y en diciembre, poco después de la reunión del Comité de Asistencia y Cooperación Técnicas. La Junta examina –y hace recomendaciones al respecto a la Conferencia General– el programa y presupuesto y las cuentas del OIEA, y estudia las solicitudes de ingreso; también aprueba los acuerdos de salvaguardias y la publicación de las normas de seguridad del OIEA. Además, es responsable del nombramiento, con la aprobación de la Conferencia General, del director general del OIEA.

La Secretaría, encabezada por el director general, tiene la responsabilidad de ejecutar el programa del OIEA después de su aprobación por la Junta y la Conferencia General. A fines de 1996 contaba con un total de 2.202 funcionarios, de los cuales 906 eran personal técnico y directivo, procedente de 90 países, figurando entre ellos 18 técnicos españoles.

El director general, nombrado

1957	Países Bajos	1959	Kenya	1983
Afganistán	Pakistán	Iraq	Madagascar	Namibia
Albania	Paraguay	1960	1966	1984
Alemania	Perú	Colombia	Jordania	China
Argentina	Polonia	Chile	Panamá	1986
Australia	Portugal	Ghana	1967	Zimbabwe
Austria	Reino Unido	Senegal	Sierra Leona	1991
Belarús	de Gran Bretaña	1961	Singapur	Letonia
Brasil	e Irlanda del Norte	Líbano	Uganda	Lituania
Bulgaria	República de Corea	Mali	1968	1992
Canadá	República Dominicana	Zaire	Liechtenstein	Croacia
Cuba	Rumanía	1962	1969	Eslovenia
Dinamarca	Santa Sede	Liberia	Malasia	Estonia
Egipto	Sri Lanka	Arabia Saudita	Níger	1993
El Salvador	Sudáfrica	1963	Zambia	Armenia
España	Suecia	Argelia	1970	República Checa
Estados Unidos de América	Suiza	Bolivia	Irlanda	República Eslovaca
Etiopía	Tailandia	Côte d'Ivoire	1972	1994
Federación Rusa	Túnez	Jamahiríya Árabe Libia	Bangladesh	Ex República Yugoslava de Macedonia
Francia	Turquía	República Árabe Siria	1973	Islas Marshall
Grecia	Ucrania	Uruguay	Mongolia	Kazajstán
Guatemala	Venezuela	1964	1974	Uzbekistán
Haití	Viet Nam	Camerún	Mauricio	Yemen
Hungría	Yugoslavia	Gabón	1976	1995
India	1958	Kuwait	Emiratos Árabes Unidos	Bosnia y Herzegovina
Indonesia	Bélgica	Nigeria	Qatar	1996
Islandia	Camboya	1965	República Unida de Tanzania	Georgia
Israel	Ecuador	Costa Rica	1977	Moldavia
Italia	Filipinas	Chipre	Nicaragua	
Japón	Finlandia	Jamaica		
Marruecos	Irán, República Islámica del			
Mónaco	Luxemburgo			
Myanmar	México			
Noruega	Sudán			
Nueva Zelanda				

► **Figura 5. Estados miembros del OIEA.**

por periodos de cuatro años, es el jefe administrativo del OIEA. Le secundan seis directores generales adjuntos, quienes encabezan los departamentos de Cooperación Técnica, Energía Nuclear, Seguridad Nuclear, Investigaciones e Isótopos, Salvaguardias, y Administración.

Al frente de la Secretaría del Organismo (cuyo organigrama recoge la figura 1), figura uno de los funcionarios que más estabilidad ha mantenido en el sistema de Naciones Unidas. Desde la creación del Organismo en 1957 sólo ha habido, hasta el pasado diciembre, tres directores generales, y el cuarto ha empezado su mandato el 1 de diciembre pasado. La Comisión Preparatoria que dio paso al Organismo estuvo presidida por Sterling Cole. Posteriormente, en 1961, se hizo cargo del Organismo el físico sueco

Sigvard Eklund, quien fue sustituido en 1981 por Hans Blix.

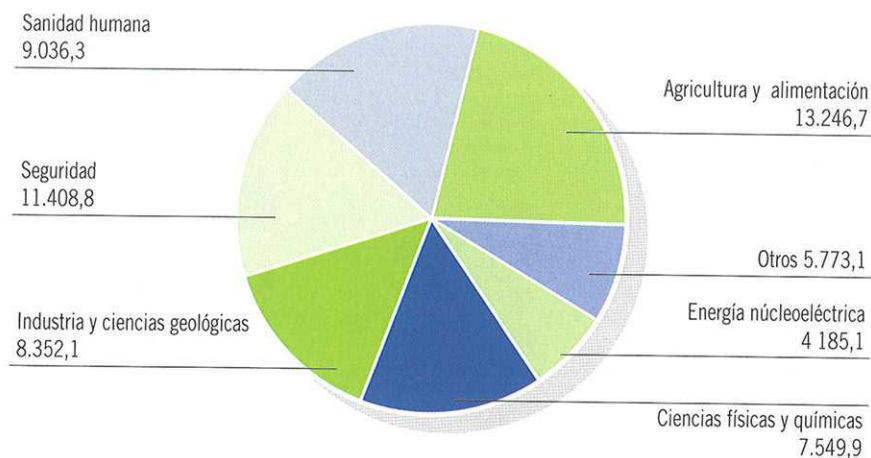
Por último, tras la elección por la Junta de Gobernadores, el nuevo director general, Mohamed El Baradei, de Egipto, quien tiene amplia experiencia como funcionario en diversos escalones del Organismo, inició su mandato el 1 de diciembre pasado. Nacido en Egipto en 1942, estudió Derecho en la Universidad de El Cairo, obteniendo el doctorado en la Universidad Internacional de Derecho de Nueva York (1971-1974). En 1984 fue nombrado representante del director general del OIEA para las NU y, posteriormente, asesor jurídico y jefe de la División de Relaciones Exteriores del Organismo. Está especializado en control de armamento y no proliferación y en el uso pacífico de la energía nuclear. Tiene la categoría

de embajador del servicio exterior egipcio.

5. Contribuciones y recursos financieros

Los recursos del OIEA se dividen en dos categorías: el presupuesto ordinario y las contribuciones voluntarias. Al tipo de cambio de 12,70 chelines austriacos por dólar de Estados Unidos, el presupuesto ordinario para 1996 fue de aproximadamente 219 millones de dólares. De esta cantidad, los Estados miembros aportaron 210,2 millones de dólares en concepto de cuotas para el presupuesto ordinario y además se recibieron 8,8 millones de dólares como ingresos varios. El presupuesto del OIEA se rige actualmente por el principio de crecimiento real cero.

El Fondo de Cooperación Técni-



► Figura 6. Desembolsos por programas principales: 1996 (en miles de dólares).

ca (FCT) del OIEA consiste en contribuciones voluntarias que se utilizan para financiar el programa de cooperación técnica del Organismo. En 1996 este fondo recogió 54,1 millones de dólares.

Otros recursos extrapresupuestarios distintos del citado FCT, provenientes de los Estados miembros, las Naciones Unidas y de otras organizaciones internacionales alcanzaron en 1996 la cifra de 28,8 millones de dólares, de los cuales 6,4 millones se destinaron a actividades de cooperación técnica.

La cuota obligatoria asignada a España en el presupuesto ordinario del OIEA de 1996 ascendió a 5.981.918 dólares, que supone el 2,42% del total. Además, España hizo en ese año diversas contribuciones voluntarias al programa de asistencia técnica, de entre las que destaca su contribución al FCT (323.100 dólares), y la financiación de proyectos de asistencia técnica (300.100 dólares), la mayoría de ellos en Europa del Este y en Iberoamérica. El monto total en 1996 de todos los tipos de contribuciones voluntarias de España a las actividades de asistencia técnica, incluida la contribución al FCT, ascendió a 722.455 dólares.

6. El futuro del OIEA

El nuevo director general, Mohamed El Baradei, al referirse a las nuevas realidades y retos del Orga-

nismo, considera tres retos fundamentales: el primero, el papel de la energía nuclear para el desarrollo sostenible; el segundo, la capacidad del Organismo para verificar fidedignamente los compromisos de no proliferación y su papel en la verificación de futuras medidas de control de armamentos; y el tercero, el multilateralismo, acentuado por el término de la *guerra fría*, que produjo la reducción de los recursos financieros del sistema de Naciones Unidas.

Considera el doctor El Baradei que ante el crecimiento de la demanda de energía y electricidad, y bajo la amenaza del efecto invernadero y la lluvia ácida, la opción de la energía nuclear debe continuar en muchas partes del mundo.

Hay además otras aplicaciones de la energía nuclear esenciales en muchos campos como la salud, la agricultura y la hidrología. Pero la clave de la energía nuclear reside en sus formas variadas de seguridad, y la verificación de los usos pacíficos de la energía nuclear contribuye a la seguridad internacional en muchos lugares del mundo. Por ello, deben fortalecerse las salvaguardias del Organismo.

7. Reflexiones finales

Quizás entre los mayores misterios de la naturaleza que el hombre haya comenzado a desentrañar en los últimos lustros figura el átomo, con

su enorme poderío de destrucción, pero también con su capacidad de generar beneficios para la humanidad. Este inmenso enigma ha dado origen a un gigantesco, desconocido y mal afamado sector de actividad científica e industrial de la humanidad. Muchos hombres y mujeres del planeta han llegado a verse afectados, desgraciadamente como víctimas, por la energía nuclear. Pero también muchos otros han dedicado sus desvelos y trabajos al estudio de este campo.

Los caminos de cada uno han estado en manos del destino y debemos creer que el objetivo inicial del hombre, a pesar de las terribles consecuencias finales en los peores casos, ha sido noble.

Contaba el director general saliente del OIEA, Hans Blix, que su vía personal de llegada al terreno de lo nuclear había sido la búsqueda de la protección del medio ambiente y de los hombres en general, de la lucha contra la contaminación y otras consecuencias adversas de la producción de energía. Expresaba la esperanza de que pronto saldríamos de la era de las armas nucleares y que había muchas posibilidades para ir, poco a poco, marchando hacia la época de la energía nuclear, prestando siempre la adecuada atención a la protección de la radiación.

Para el autor de estas líneas, su limitado conocimiento adquirido del inmenso campo nuclear tiene su origen en muchos años de servicio a España en el exterior y en la defensa permanente de los intereses españoles como profesional de la diplomacia, tanto en el terreno bilateral y ocasionalmente, como ahora, en el multilateral. Como profano en este misterioso mundo de las consecuencias del átomo, estoy convencido de que quienes en él se hallan —científicos, investigadores, profesores, docentes, administrativos, trabajadores— piensan y desean firmemente que tan terrible fuente de destrucción llegue a ser vía de ayuda para la humanidad y para la paz entre los hombres.

Vulnerabilidad de las contenciones secas frente a la combustión del hidrógeno

El recinto de contención es la última barrera para evitar la liberación al exterior de los productos de fisión generados durante un potencial accidente. El presente artículo analiza la vulnerabilidad de las contenciones de las centrales

PWR frente a las cargas originadas por la combustión del hidrógeno generado durante un accidente con daño al núcleo, así como las técnicas de control de hidrógeno y su implantación en diversos países occidentales.

1. Actividades del CSN en este campo

Como consecuencia del accidente de TMI-2, la comunidad internacional ha dedicado importantes esfuerzos a entender y evaluar los fenómenos asociados al comportamiento del hidrógeno generado durante un accidente severo. El CSN no es ajeno a estos esfuerzos, y así el objetivo 2.3 de su *Plan de Orientación Estratégica* establece la “potenciación del Programa Integrado de Análisis Probabilistas de Seguridad y utilización de los resultados en la mejora de la seguridad de las centrales nucleares y definición e implantación de una política de defensa frente a accidentes severos”, y el objetivo 7.1 propone “desarrollar el programa de I+D, potenciando la participación de

empresas y entidades españolas, y establecer un sistema de gestión del Plan que asegure la mejor relación coste-beneficio”. El *Plan Quinquenal de Investigación (1996-2000)* dedica una importante atención al estudio del comportamiento del hidrógeno dentro de la contención, estableciéndose sendos acuerdos de colaboración con la ETSII de Madrid y con el CIEMAT. Los objetivos de estos acuerdos son los siguientes:

- Análisis de los resultados experimentales en el campo de la distribución y combustión del hidrógeno dentro de la contención.
- Comprensión de los fenómenos que gobiernan la distribución y combustión del hidrógeno en los recintos de contención de las centrales nucleares de agua ligera.
- Análisis de las diversas técnicas de control de hidrógeno en las contenciones de reactores de agua ligera y estudio de su posible implantación en las centrales nucleares españolas.

2. Fenomenología asociada al hidrógeno generado en caso de accidente

En este apartado se exponen las características más relevantes de la generación, distribución y combustión del hidrógeno generado durante un accidente severo en una central PWR con contención seca.

2.1. Generación de hidrógeno

En un accidente severo, el hidrógeno se produce fundamentalmente por la oxidación del circonio de las varillas combustibles. Otras fuentes de hidrógeno son la interacción del combustible fundido con el hormigón y la reacción de los materiales estructurales con el vapor. La generación de hidrógeno en un accidente severo es rápida, ya que en pocas horas se alcanzan los límites de inflamabilidad. Esta es la principal diferencia con la generación de hidrógeno en caso de un accidente base de diseño (DBA). En este último caso el hidrógeno se produce fundamentalmente por la radiolisis

* Físico y diplomado en ingeniería nuclear. Desde 1983 trabaja en el CSN en la evaluación del diseño funcional y de los sistemas de seguridad asociados al recinto de contención.

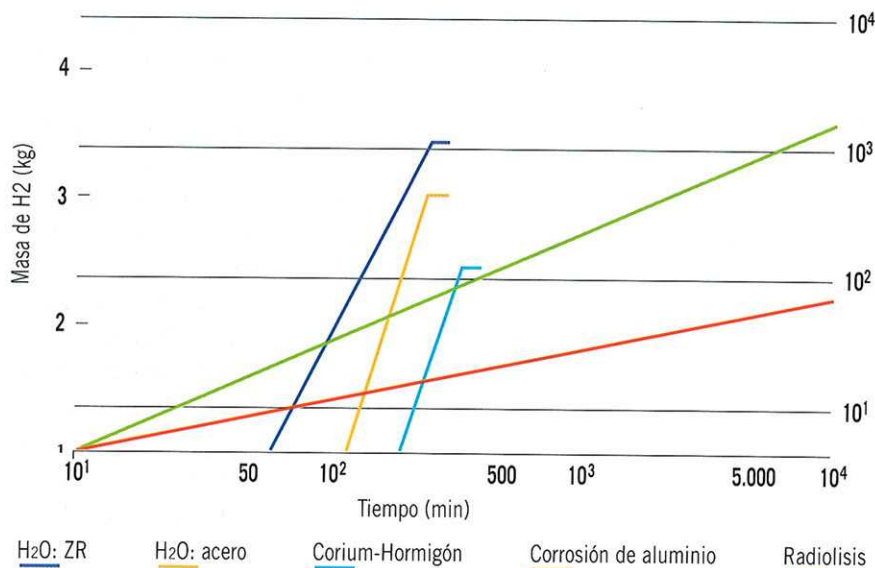


Figura 1. Producción de hidrógeno por diversas reacciones químicas.

del agua y por la corrosión del Zn y Al presentes en el recinto de contención. Esta generación es lenta y sólo al cabo de varios días se alcanza el límite de inflamabilidad (figura 1). Por esta razón, los sistemas de control de gases combustibles instalados en las centrales PWR españolas no son adecuados para el control del hidrógeno generado en caso de accidente severo.

2.2. Distribución de hidrógeno en contención

En 1992, se realizaron en Japón unos experimentos en un modelo a escala 1:4 lineal de una contención seca típica de un PWR japonés de 4 lazos. La instalación tiene un volumen aproximado de 1.300 m³ y está dividida en 25 compartimentos. Los resultados obtenidos, aunque no son directamente extrapolables a planta, muestran tendencias y ayudan a entender las principales incertidumbres existentes.

Experimento M-7-1

Primero se sometió la instalación a una fase de precalentamiento introduciéndose 1.200 kg de vapor durante 3,5 horas. La fase experimental duró 30 minutos y en ella se liberaron 27 kg de He (gas cuyo comportamiento sirve para comprender el del H₂) a 14° C y 99 kg

de vapor (165° C) por un compartimento abierto situado en la base de un generador de vapor. Simultáneamente actuaron los rociadores descargando 35.000 kg de agua a 40° C. La figura 2 muestra la distribución de He a lo largo del experimento. Se observa una distribución uniforme en toda la contención debido al bajo punto de inyección y, sobre todo, al fuerte efecto de mezcla provocada por los rociadores. Tan sólo en el compartimento de la inyección se produjeron picos de concentración

de He, que se separaron entre el 4% y 8% en volumen respecto al resto de los compartimentos y llegándose a valores medios del 16,5%. La concentración final de He fue del 12% uniforme en todo el recinto. Desde el punto de vista de la seguridad ésta es la situación más favorable.

Experimento M-8-1

Se realizó este experimento sin fase de precalentamiento, inyectando 48,6 kg de He y 594 kg de vapor a tasas constantes. La inyección se localizó en un cubículo cerrado situado en el punto medio de la instalación, que es el compartimento del presionador; se produjo la estratificación del He. La concentración en el domo es del 35%, pero en los compartimentos situados debajo del punto de inyección la concentración es muy pequeña, menor del 5%. En el compartimento de la inyección las concentraciones llegan al 80% (figura 3). Nótese la dificultad de los códigos de parámetros concentrados (CONTAIN en este caso) para predecir con la adecuada fiabilidad la distribución de hidrógeno. Desde el punto de vista de la seguridad, ésta es una de las situaciones más desfavorables y más difíciles de reproducir con herramientas

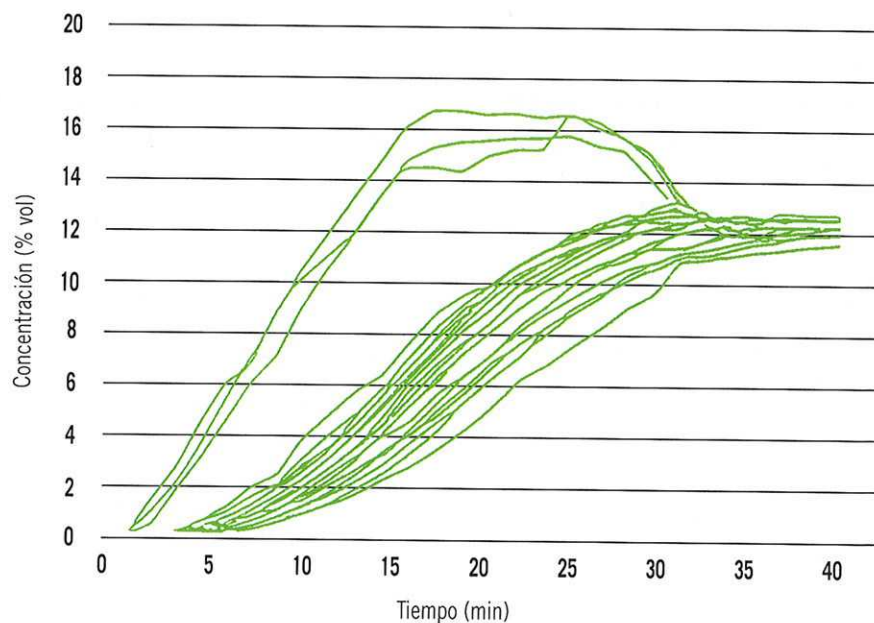
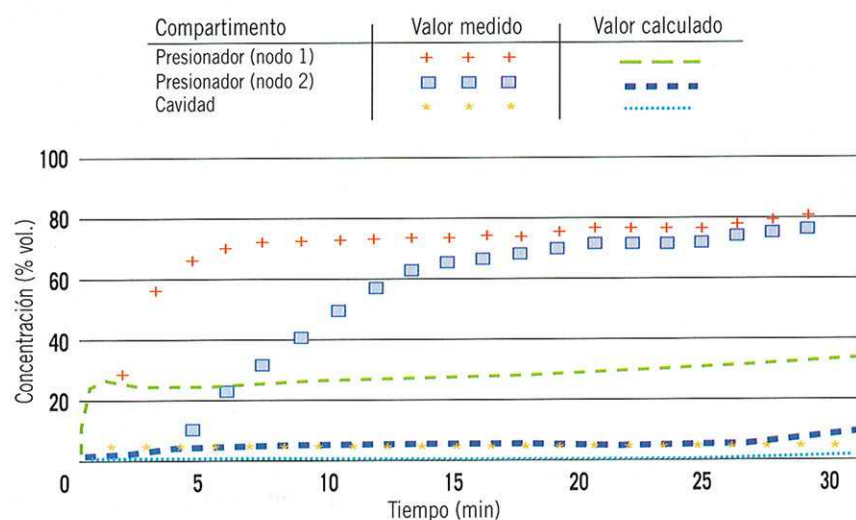


Figura 2. Concentración de He en varios compartimentos durante el experimento M-7-1.

Figura 3. Comparación entre las concentraciones de He medidas y calculadas durante el experimento M-8-1.



analíticas. Las principales conclusiones obtenidas con los experimentos sobre distribución de hidrógeno son las siguientes:

1. El hidrógeno tiende a distribuirse por encima del punto de inyección. Las geometrías relativamente abiertas y poco compartimentadas favorecen la mezcla de hidrógeno.

2. Los sistemas de extracción de calor de la contención favorecen la mezcla homogénea de hidrógeno.

3. Se producen acumulaciones importantes de hidrógeno en los compartimentos próximos a la inyección. En compartimentos cerrados y de geometrías difíciles se pueden alcanzar altas concentraciones de hidrógeno que, además, pueden mantenerse durante intervalos de tiempo significativos.

4. Los códigos de parámetros concentrados (por ejemplo, MAAP, CONTAIN, etcétera) no predicen con la suficiente fiabilidad los fenómenos de distribución de hidrógeno, por lo que se tiende al uso de códigos 2-D y 3-D.

3. La combustión de hidrógeno

Los regímenes de combustión de hidrógeno más significativos en las contenciones secas son: la deflagración, la detonación y la transición deflagración-detonación.

La deflagración es una llama que se propaga a velocidades inferiores a las del sonido respecto de los gases no quemados; origina cargas mecánicas estáticas y uniformes sobre las estructuras y equipos, y necesita muy poca energía para su iniciación espontánea (del orden de 0,1 mJ). La figura 4 muestra la sobrepresión originada por la combustión del hidrógeno en función de su concentración para los diversos regímenes de combustión. La sobrepresión originada por la deflagración está siempre acotada por el valor teórico asociado a la combus-

ción completa, isócara y adiabática, alcanzando su máximo para la mezcla estequiométrica. La figura 5 muestra los límites de inflamabilidad de una mezcla H_2 - H_2O -Aire. Se aprecia que el límite inferior de inflamabilidad es del 4% para aire seco y condiciones estándar y que el vapor es un inhibidor de las deflagraciones. En efecto, concentraciones de vapor del orden del 55% mantienen inertizada la atmósfera.

La detonación es una llama que se propaga a velocidades superiores a las del sonido respecto de los gases no quemados. La detonación origina cargas dinámicas sobre las estructuras y las sobrepresiones que se alcanzan son muy superiores a las de una deflagración (ver figura 4). La estructura de la onda de la detonación es compleja y de naturaleza tridimensional. Esta onda se compone de una serie de ondas de choque oblicuas y no estacionarias que se propagan con una estructura celular, caracterizada por un parámetro denominado λ (anchura de celda) (ver figura 6). La anchura de celda es una medida de la detonabilidad de una mezcla. La figura 7 representa λ en función de la concentración de hidrógeno. Obsérvese que cuanto menor es el valor de λ mayor es la detonabilidad de la

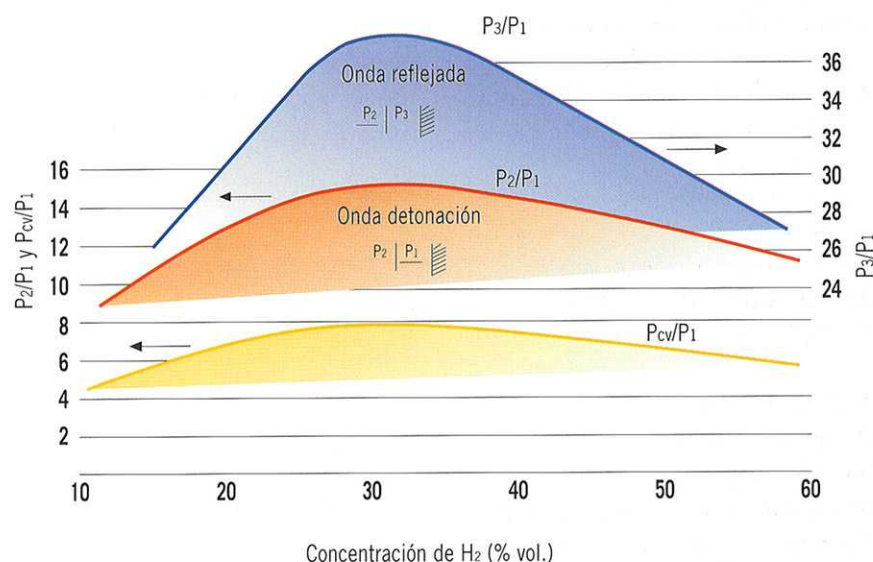


Figura 4. Sobrepresión debida a la combustión de hidrógeno en una mezcla H_2 -aire en condiciones ambiente. Combustión completa, isócara y adiabática, y detonación (ondas de choque y reflejada).

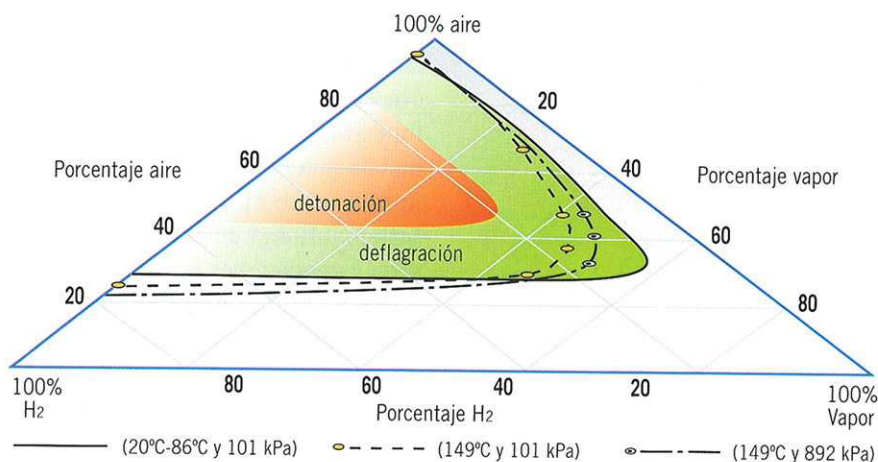


Figura 5. Límites de inflamabilidad y detonabilidad para mezclas Hidrógeno-Aire-Vapor.

mezcla. Desde el punto de vista de la seguridad nuclear, las detonaciones de H_2 son un problema importante. Una detonación global en el recinto de contención provocaría su fallo, como se aprecia en la figura 4. Afortunadamente, este fenómeno es muy poco probable debido a las altas energías necesarias para que se produzca espontáneamente una detonación (del orden de 4000 J). Sin embargo, no es descartable una detonación local que origine el fallo de la contención bien por sobrepresión o bien por generación de misiles. Una detonación local puede producirse de forma espontánea o por el mecanismo que se explica en el siguiente apartado.

En algunas ocasiones la combustión del hidrógeno comienza como una deflagración y finaliza como una detonación. Este fenómeno se

conoce como transición deflagración-detonación (DDT en la terminología anglosajona). Este fenómeno se produce por la entrada de chorros de gases a alta velocidad procedentes de regiones semiconfinadas (ignición por chorro turbulento) o porque el frente de llama de una deflagración se acelera debido a la presencia de obstáculos. En la actualidad se están dedicando grandes esfuerzos para la mejor comprensión de este fenómeno.

4. Vulnerabilidad de las contenciones secas de centrales PWR

Se hará una valoración de su vulnerabilidad frente a la combustión del hidrógeno generado durante un accidente severo. Para los modelos de KWU, la combustión del hidrógeno generado en caso de accidente seve-

ro supone una importante amenaza para la integridad de la contención, puesto que puede originar un fallo temprano del recinto de contención en las secuencias que dominan la frecuencia de fusión del núcleo. Un fallo temprano del recinto de contención es el que se produce antes o poco después del fallo de la vasija del reactor. Los modos de fallo temprano de la contención se caracterizan por la emisión al exterior de cantidades inadmisibles de productos de fisión. Dos son las características que hacen a los modelos diseñados por KWU especialmente vulnerables a las cargas originadas por la combustión del hidrógeno:

1. La gran cantidad de Zr en las varillas combustibles. La masa de Zr en un PWR de tres lazos es de unos 27.000 kg. La oxidación completa de esta cantidad de Zr produciría unos 1.050 kg de H_2 , que, uniformemente distribuidos en la contención, darían lugar a concentraciones del orden del 20% en condiciones estándar. La figura 5 muestra que estas concentraciones pueden producir el fallo de la contención.

2. Estas contenciones están muy compartimentadas, por lo que la posibilidad de acumulaciones locales de H_2 es muy alta.

En los modelos de Westinghouse, la amenaza para la integridad de la contención debido a la combustión del hidrógeno generado en caso de accidente severo es menor, pero no es descartable. La masa de Zr en las varillas combustibles es de unos 17.000 kg. La oxidación completa de este Zr produciría unos 790 kg de H_2 , es decir, una concentración del 13% en condiciones estándar, si se distribuyeran uniformemente en la contención. La compartimentación de estos recintos es muy inferior a la de los modelos de KWU, pero no pueden descartarse acumulaciones locales de H_2 .

5. Técnicas de control de hidrógeno

Se describen algunas de las técnicas diseñadas para controlar el H_2 genera-

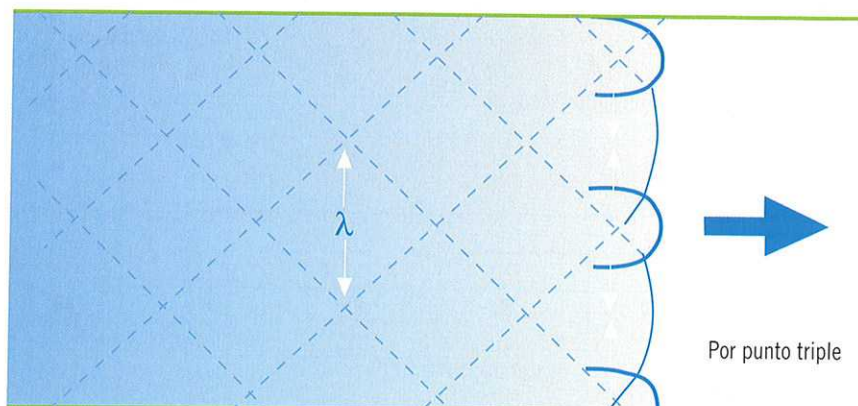


Figura 6. Representación esquemática de la estructura de una onda de choque.

do durante un accidente severo en contenciones secas de centrales PWR.

Los quemadores de hidrógeno eliminan el hidrógeno generado en caso de accidente severo produciendo su combustión controlada. Para ello es necesario que la mezcla gaseosa haya alcanzado los límites de inflamabilidad y que la combustión ocurra cerca de estos límites, con objeto de evitar cargas inadmisibles a las estructuras y equipos. Estos dispositivos son muy rápidos, es decir, eliminan importantes cantidades de hidrógeno en pocos segundos. Hay diversos tipos de quemadores de hidrógeno. Los denominados *glow-plug* (un filamento eléctrico que se pone incandescente por el paso de una corriente eléctrica) y los quemadores de chispa son activos, es decir, necesitan energía eléctrica para su actuación. Por su parte, los quemadores catalíticos son pasivos, pero son más lentos que los anteriores. Dada su rapidez, son especialmente aptos para eliminar rápidas acumulaciones locales de hidrógeno, pero hay que tener precaución con su colocación, como demuestran, por ejemplo, los experimentos en la instalación RUT; instalación multicompartimentada en la que se realizó una batería de experimentos para determinar la eficacia de los quemadores de chispa y *glow-plug* en zonas próximas a los puntos de liberación del H_2 . Se observó que la concentración de H_2 en estas zonas llegaba a alcanzar valores próximos al 30% y que la eficacia de los quemadores era función de su posición respecto del punto de liberación del H_2 . Así, en unas ocasiones lograron eliminar el hidrógeno inyectado de forma controlada, pero en otras ocasiones producían una detonación local. Este experimento, no directamente extrapolable a planta, ilustra las dificultades para controlar rápidas acumulaciones locales de H_2 .

Los *recombinadores autocatalíticos pasivos* (PARs) recombinan el hidrógeno con el oxígeno a concentraciones por debajo del límite de inflamabilidad. Están formados por

estructuras de acero inoxidable que contienen en su interior un conjunto de superficies catalíticas. Estas estructuras están abiertas por su parte superior e inferior para permitir la circulación de aire. Las superficies catalíticas consisten en placas o esferas de un material cerámico o acero inoxidable recubiertas por el material catalizador (Pd ó Pt). La figura 8 muestra uno de estos modelos. Debido a limitaciones de transferencia de masa, puede que no sean capaces de extraer el hidrógeno acumulado rápidamente en zonas locales.

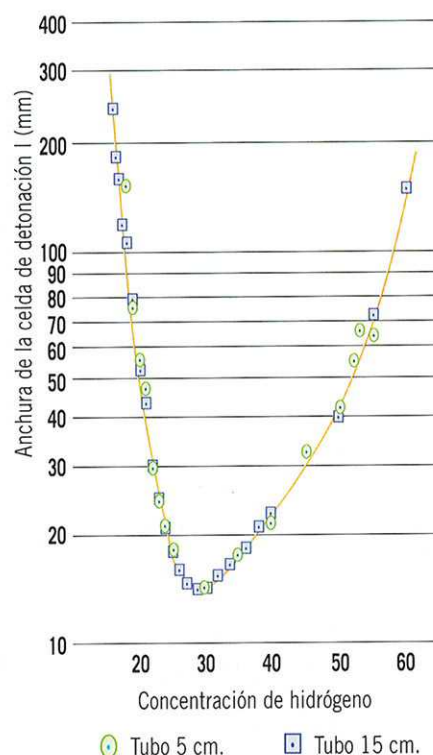
Inertización y dilución post-accidente. La inertización y dilución post-accidente consiste en introducir gas inerte, N_2 ó CO_2 , en la contención para impedir la combustión de H_2 por inertización de la atmósfera. Este método es posible, técnicamente hablando, pero su aplicación práctica plantea problemas. El más importante es el poco tiempo disponible para su iniciación, sobre todo en secuencias accidentales de evolución rápida. Esta técnica precisa criterios muy precisos para su iniciación y, al ser de ejecución manual, puede ocasionar una importante carga de trabajo para los operadores. Además produce significativos aumentos de presión en la contención y, a largo plazo, no resuelve el problema de la eliminación del H_2 .

Con la dilución post-accidente, la cantidad de gas inerte que se inyecta es menor, pero no está garantizada la supresión de las deflagraciones.

6. Implantación de técnicas de control de hidrógeno

Antes de abordar este tema, es preciso tener en cuenta que en los países occidentales la implantación de cambios de *hardware* orientados a mitigar las consecuencias de un accidente con daño al núcleo sigue una metodología, que tiene en cuenta, al menos, los siguientes factores:

- El conocimiento técnico de los fenómenos considerados, pro-



► Figura 7. Media experimental del tamaño de una celda de detonación para mezclas Hidrógeno-Aire a presión atmosférica.

ducto de los programas de investigación y del desarrollo analítico.

- La opinión pública.
- La relación coste/beneficio.

Respecto a la implantación de técnicas de control de hidrógeno, las autoridades belgas han requerido la implantación de PARs en todas sus centrales nucleares; estas centrales belgas son PWR diseñados por Framatome o por Westinghouse. También se ha decidido la instalación de PARs en el único PWR con contención seca que funciona en Holanda. La comisión de Seguridad Nuclear Alemana (RSK) ha emitido una resolución el 4 de marzo de 1998 en la que se ordena la instalación de PARs en los PWR alemanes. Las autoridades francesas también están considerando la instalación de PARs en sus PWR, especialmente en las unidades de 1.300 MW y 1.400 MW.

7. Conclusiones

Las principales conclusiones que

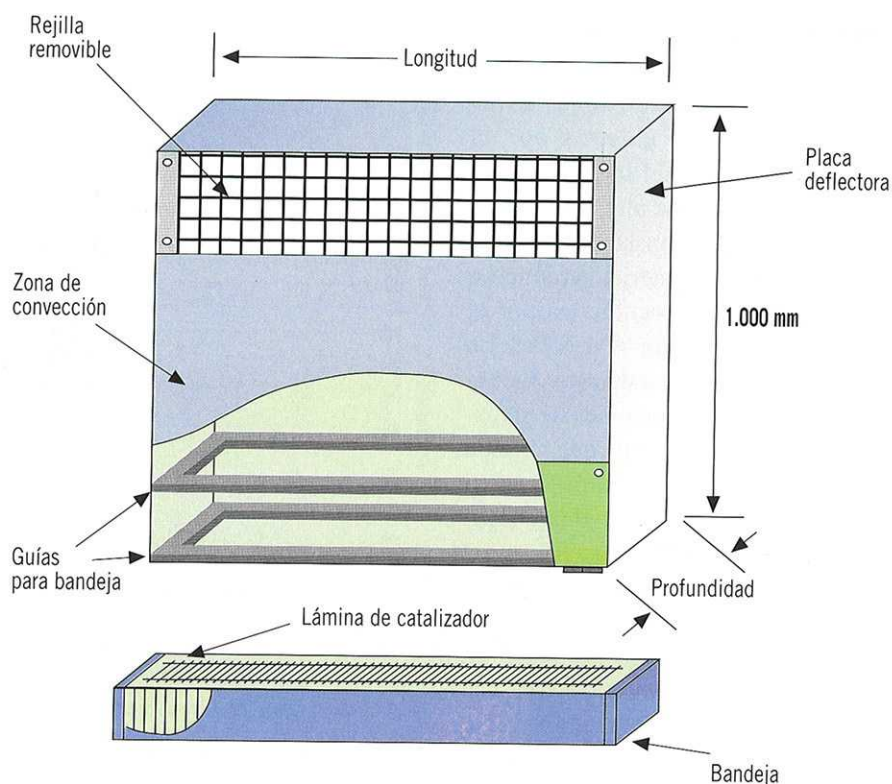


Figura 8. Esquema de un Recombinador Autocatalítico Pasivo (PAR) diseñado por Siemens.

puedan obtenerse en este análisis son las siguientes:

- Los sistemas de control de gases combustibles instalados en las centrales PWR españolas no están capacitados para eliminar el hidrógeno generado en caso de accidente severo.

- La evidencia experimental muestra que el H_2 puede acumularse, a veces por intervalos de tiempo significativos, en los compartimentos próximos al punto de liberación, sobre todo si son cerrados y de geometrías complicadas.

- Estas acumulaciones locales de H_2 pueden originar detonaciones locales, que, a su vez, pueden producir el fallo de la contención por sobrepresión o generación de misiles. Habitualmente, la combustión del hidrógeno acumulado en zonas locales se inicia como una deflagración y acaba en una detonación, fenómeno conocido como transición deflagración-detonación. Hasta ahora se ha descubierto un criterio para la predicción de este tipo de fenómenos.

- La combustión del hidrógeno generado en un accidente severo es una importante amenaza para las contenciones secas diseñadas por KWU porque puede originar un fallo temprano de la contención en las secuencias que dominan la frecuencia de fusión del núcleo. El elevado contenido de Zr en las varillas de los elementos combustibles y alta compartimentación de estos recintos de contención son las causas de este importante problema para la seguridad.

- Las contenciones secas diseñadas por Westinghouse están menos compartimentadas, pero no son descartables acumulaciones locales de H_2 , como demuestra la evidencia experimental.

- Las técnicas más importantes de control del H_2 generado en caso de accidente severo, son las siguientes:

- Los quemadores actúan cuando la mezcla gaseosa ha alcanzado los límites de inflamabilidad y, generalmente, son activos. Eliminan grandes cantidades de hidrógeno en pocos segundos,

por lo que son especialmente aptos en zonas de altas y rápidas acumulaciones de hidrógeno. No obstante, hay que ser muy cuidadosos en los criterios seguidos para su colocación.

- Los recombinares autocatalíticos pasivos (PARs) recombina el hidrógeno con el oxígeno a concentraciones por debajo del límite de inflamabilidad. No tienen consecuencias adversas para la seguridad, pero son más lentos que los quemadores de hidrógeno.

- La inertización post-accidente es técnicamente posible, pero su implantación práctica plantea problemas por el poco tiempo disponible para su iniciación, sobre todo en secuencias accidentales de evolución rápida.

- La dilución post-accidente requiere la inyección de una menor cantidad de gas inerte, pero no garantiza la supresión de las deflagraciones.

- Las autoridades reguladoras belgas y holandesas han ordenado la implantación de PARs en sus centrales PWR. La Comisión de Seguridad Nuclear Alemana (RSK) también ha ordenado la instalación de PARs en los PWR alemanes mediante una directriz emitida el 4 de marzo de 1998. Las autoridades francesas también están considerando la conveniencia de implantar técnicas de control de H_2 en sus PWR, especialmente en las unidades de 1.300 y 1.400 MW.

Todos los países siguen una metodología para la implantación de cambios de *hardware* en las centrales nucleares destinados a mitigar las consecuencias de un accidente severo. El Parlamento sueco aprobó una ley en 1980 que regula esta materia. La metodología seguida en el resto de los países occidentales no está recogida en documentos escritos, pero existe. Estas metodologías tienen en cuenta, al menos, los siguientes factores: el conocimiento técnico de los fenómenos considerados, la opinión pública y la relación coste-beneficio.

Seguridad de los sistemas geológicos de almacenamiento para residuos radiactivos de alta

En los últimos años se han desarrollado diversos proyectos y ejercicios de evaluación de la seguridad, en el marco de los programas de investigación y desarrollo de la Unión Europea, sobre sistemas de

almacenamiento en profundidad de residuos radiactivos de alta actividad. El artículo analiza la evolución de los trabajos, así como las metodologías, códigos y modelos utilizados en cada uno de ellos.

1. Introducción

Todos los países que han alcanzado un buen nivel de desarrollo han incorporado en algunas de sus actividades el uso de materiales radiactivos para diversos fines; muchos de ellos usan la energía nuclear como parte de su estructura energética.

Una consecuencia inevitable es la generación de residuos radiactivos que, una vez producidos, deben ser gestionados adecuadamente, para evitar que puedan producir efectos indeseados sobre el hombre o el medio ambiente. En este sentido es preciso indicar que estos residuos constituyen una mínima parte del total de residuos, de todo tipo y de diverso grado de peligrosidad, que las sociedades actuales generan como consecuencia de su desarrollo.

Las organizaciones nacionales responsables de la gestión de estos residuos y las autoridades de seguridad que tienen la misión de su control vienen trabajando desde hace tiempo en la identificación e implantación de soluciones. Existe un consenso internacional sobre la viabilidad de efectuar una gestión segura de los residuos radiactivos, mediante su ubicación en sistemas de almacenamiento adecuadamente concebidos. En el caso de los residuos de alta actividad, la opción prácticamente general es su disposición en sistemas de almacenamiento a profundidad, en determinadas formaciones geológicas caracterizadas por su estabilidad y capacidad de confinamiento. En cada país la atención se ha concentrado en determinados tipos de roca de acuerdo con las características respectivas de su subsuelo: granitos, arcillas, formaciones salinas, tobas volcánicas, etcétera.

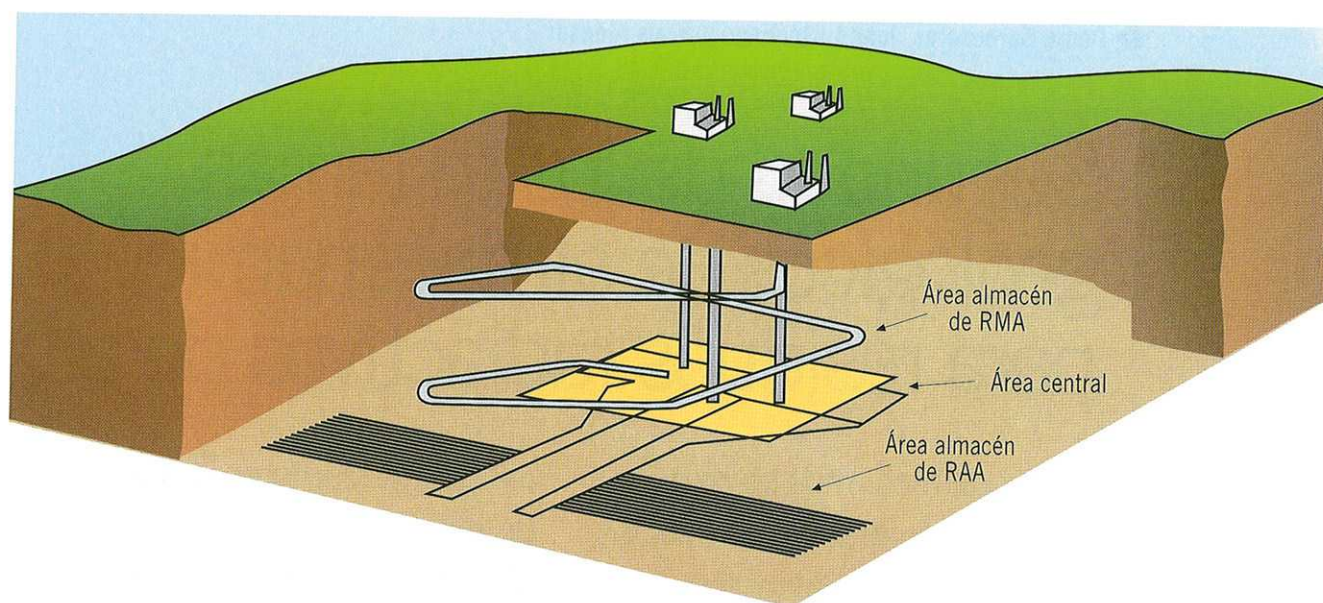
En este artículo se presta especial atención a los diversos proyectos y ejercicios de evaluación desarrollados como parte de los progra-

mas de I+D de la Unión Europea, indicando también los códigos y modelos usados en ellos (desde el PAGIS hasta el SPA) y analizando brevemente la evolución habida en estos últimos 15 años.

2. Concepto de almacenamiento y la evaluación de su seguridad

El almacenamiento geológico profundo se concibe en instalaciones excavadas a varios centenares de metros de profundidad (repositorios), a los que se accede desde la superficie mediante pozos o rampas (figura 1). Los residuos se acondicionan previamente en formas sólidas estables dentro de cápsulas metálicas capaces de proporcionar, en las condiciones del medio geológico, una estanqueidad absoluta durante centenas o miles de años. Las cápsulas se depositan en el repositorio rodeadas por materiales de sellado con altas características de impermeabilidad y capacidad de confinamiento. Para el cierre del repositorio y su clausura tras finalizar la operación se rellenarían todas

* Pedro Carboneras, Juan L. Santiago y Jesús Alonso son, respectivamente, jefe del departamento de Seguridad y Licenciamiento, jefe del departamento de Tecnología de Almacenamiento Profundo y responsable de seguridad en el proyecto del Sistema de Almacenamiento Geológico de Enresa.



● Figura 1. Concepto de un sistema de almacenamiento profundo.

las cavidades con materiales naturales, para restablecer las condiciones de estabilidad y aislamiento de la formación geológica en la zona afectada por la excavación.

Todas las técnicas requeridas para la construcción, la operación, el cierre y la clausura de un repositorio, así como los materiales necesarios para el encapsulado, el relleno y el sellado, son conocidas y están disponibles ya hoy. Sin embargo, un repositorio no es un simple medio de enterrar los residuos; su aceptabilidad no depende únicamente de su factibilidad. Los principios fundamentales de seguridad establecidos por el Organismo Internacional de Energía Atómica y por las autoridades de los diferentes países requieren que se asegure la protección de la salud del hombre y del medio ambiente por el espacio temporal preciso, de forma que los residuos radiactivos no constituyan un legado indebido para las generaciones futuras. Es necesario, por consiguiente, evaluar la seguridad que son capaces de proporcionar los sistemas de almacenamiento para periodos de varios miles de años y ello plantea singularidades inequívocas.

Un sistema de almacenamiento geológico profundo como el indicado, adecuadamente diseñado y construido en un contexto geológico

favorable, constituye un sistema robusto de aislamiento dotado de barreras pasivas múltiples que proporcionan mecanismos diversos de confinamiento, tanto físicos como químicos. En el sistema de barreras múltiples se identifican, en el campo próximo, la propia forma estable del residuo, la cápsula, los sellos, el relleno y la zona inmediata de la roca, y en el campo lejano, las distintas formaciones geológicas interpuestas entre los residuos y la biosfera (figura 2).

Para llevar a cabo la evaluación de la seguridad de estos sistemas de almacenamiento se precisa el análisis de los procesos y sucesos que en el futuro pudieran ocasionar la liberación de radionucleidos y su transporte a la biosfera, donde podrían causar un impacto, y ello tanto en las situaciones previstas más probables como en aquellas que se consideran improbables pero plausibles. Esto requiere, en primer lugar, elaborar una interpretación conceptual de la estructura del sistema y de los mecanismos que controlan el comportamiento de sus distintos componentes, así como sobre su evolución futura; sobre dicha interpretación se construye el sistema matemático que la representa y las ecuaciones se resuelven mediante códigos de ordenador a los que se

debe proporcionar los valores numéricos de los parámetros que se necesitan.

El uso de modelos para la evaluación de sistemas complejos es habitual en muy diversas disciplinas científicas y técnicas, en la economía, la sociología, etcétera. Pero la evaluación de un repositorio tiene características particulares derivadas de la escala física y la escala temporal del problema a resolver. El sistema de aislamiento tiene grandes dimensiones, los procesos de interés son muy lentos y se requiere conocer su comportamiento en periodos de tiempo muy largos. Estas condiciones plantean retos especiales sobre la validez de los modelos empleados, es decir, para comprobar que éstos son una representación adecuada del sistema real para los fines perseguidos en la evaluación.

Estos problemas de escala condicionan directamente la posibilidad de validación de los modelos y códigos mediante la comparación de sus resultados con las observaciones de experimentos en el medio natural o en laboratorios; ésta sólo es posible de forma parcial, y el proceso de fortalecimiento de la confianza en los resultados debe utilizar además diversos elementos de convicción, tanto cualitativos como

cuantitativos, sobre la base de los conocimientos científicos, el estudio sistemático de todos los procesos de interés y las investigaciones geológicas, en particular el estudio de los fenómenos que se encuentran en la naturaleza y que presentan similitudes con los distintos aspectos del comportamiento de un almacenamiento de residuos. Estos análogos naturales geológicos o arqueológicos permiten estudiar la evolución de los procesos de interés en periodos de tiempo comparables a los requeridos.

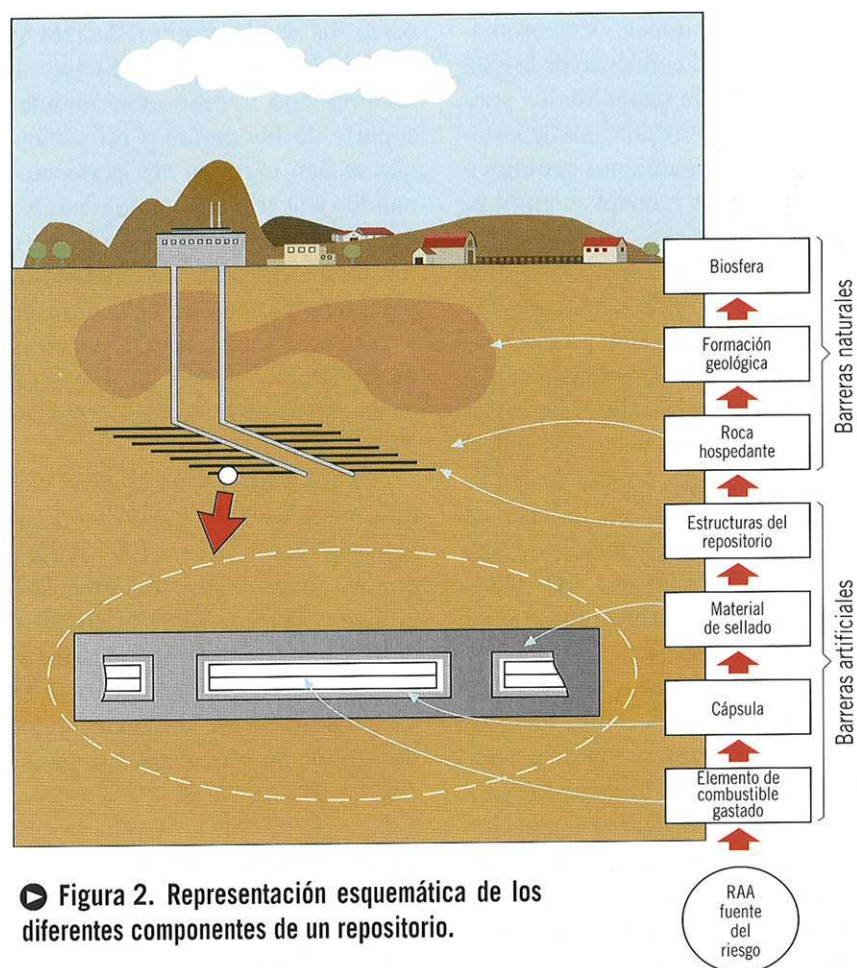
Otra dimensión del problema la constituye la variabilidad del sistema, en particular la heterogeneidad del medio geológico, cuyo conocimiento es forzosamente limitado. Por otra parte deben tenerse en cuenta los cambios que pueden producirse en el sistema en el transcurso del tiempo, tanto por causas naturales como antrópicas.

La evaluación del sistema necesita considerar la influencia de las fuentes mencionadas de incertidumbre que afectan, respectivamente, al modelo conceptual de funcionamiento (comprensión del sistema), al valor de los parámetros (parametrización) y al estado del sistema en el futuro (escenarios).

Por todo lo expuesto se deduce que la evaluación de la seguridad de un almacenamiento geológico profundo es esencialmente un proceso estructurado y sistemático de cálculos, razonamientos y valoraciones, que implica la realización de diversas actividades multidisciplinarias íntimamente relacionadas entre sí.

La realización de estas evaluaciones es, por consiguiente, una tarea compleja que requiere la solución de problemas nuevos, no sólo científicos, sino también metodológicos y conceptuales, como son la interpretación de resultados y la valoración de los argumentos de justificación, en escalas de tiempo mucho más amplias que las habitualmente usadas en otros campos.

En las dos últimas décadas se han realizado diversos ejercicios de



► Figura 2. Representación esquemática de los diferentes componentes de un repositorio.

evaluación de la seguridad en muchos países para resolver estos problemas. Los resultados que se han ido obteniendo en este proceso iterativo permiten valorar el nivel alcanzado y determinar las necesidades para los desarrollos adicionales. Estos ejercicios preliminares iterativos permiten, por otra parte, la intercomparación de los trabajos realizados en distintos países y someterlos al escrutinio de expertos, robusteciendo progresivamente la confianza en las capacidades para llevar a cabo las evaluaciones y en la solvencia de los resultados obtenidos.

La revisión de las evaluaciones de seguridad de los almacenamientos por parte de las autoridades de seguridad requiere asimismo desarrollos específicos de los criterios y procedimientos para conducir la evaluación por una parte; pero también es necesario poder valorar los argumentos y datos presentados, conocer la factibilidad y utilidad de la información adicional que pudie-

ra ser requerida y poder decidir cuándo se ha alcanzado una confianza suficiente y razonable en los resultados obtenidos.

Entre los ejercicios de evaluación ya realizados deben recordarse en primer lugar los efectuados en Suecia y Suiza a petición de las autoridades de estos países como condición para la continuación de sus respectivos programas de generación de electricidad de origen nuclear y que, tras la revisión por dichas autoridades, permitieron concluir que era viable el almacenamiento seguro de residuos de alta actividad en formaciones geológicas adecuadas.

Posteriormente, ambos países han realizado actualizaciones de los citados ejercicios. También se han publicado ejercicios de este tipo en Estados Unidos, Canadá y Japón, entre otros países, y además en la práctica totalidad de los países de la Unión Europea con programas nucleares.

La Unión Europea viene promoviendo, desde el comienzo de los 80, el desarrollo de capacidades para llevar a cabo la evaluación de sistemas de almacenamiento geológico profundo en los Estados miembros, a través de sucesivos programas. En los proyectos participan diferentes organizaciones nacionales, cada una de las cuales realiza su propia evaluación con datos, emplazamientos, diseño, métodos y códigos de cálculo propios. Los proyectos proponen objetivos comunes a todos los participantes y permiten un contraste de sus puntos de vista, buscando una armonización de las metodologías y fundamentos que sustentan los ejercicios de evaluación.

El primero de estos grandes proyectos comunitarios fue PAGIS, cuyo mayor logro fue la demostración de la capacidad metodológica y científica para realizar la evaluación de la seguridad de los almacenamientos geológicos. Sin embargo PAGIS tuvo las limitaciones lógicas en un ejercicio inicial. En los ejercicios siguientes se han contemplado tipos de residuos adicionales

como los residuos alfa (PACOMA) y el combustible gastado (SPA) y se ha ampliado la base experimental soporte de los modelos utilizados, que se han ido a su vez perfeccionando. Cuestiones fundamentales que recibieron una atención muy limitada en PAGIS (las metodologías sistemáticas de selección de escenarios, y el tratamiento de la incertidumbre conceptual) formaron parte de los objetivos del proyecto EVEREST.

En un marco más amplio hay que mencionar la gran actividad desarrollada por la AEN-OCDE, que ha contribuido enormemente a la mejor comprensión y al progreso de los temas fundamentales de la evaluación, pudiéndose decir que en sus foros es donde se marca el estado del arte en esta materia (referencias 1 y 2).

3. Desarrollo histórico en la UE

En 1980 la Comunidad Europea estableció su primer *Plan de Acción Comunitario en el campo de los residuos radiactivos* (1980-1992),

que ha sido continuado con el actualmente en vigor (1993-1999) (tabla 1).

3.1. Proyecto PAGIS

En 1982 se inició el proyecto PAGIS (Performance Assessment of Geological Isolation Systems), en el que participaron Bélgica (CEN-SCK), Francia (CEA, ANDRA e IPSN), Alemania (HMI y GSF), Reino Unido (NRPB y ANS), Holanda (ECN) e Italia (ENEA), así como la Comunidad Económica Europea. En el Comité de Dirección del proyecto participó España (Ciemat y Enresa) desde 1986.

Este estudio, publicado en 1988, fue un primer intento de configuración de los conocimientos y capacidades disponibles entonces. En él se consideraron tres tipos de formaciones geológicas: graníticas, arcillosas y salinas, y se contempló la alternativa del almacenamiento bajo el lecho marino.

El residuo de alta actividad tomado como referencia en PAGIS fue el procedente del reprocesado de elementos de combustible gasta-

► Tabla 1. Comparación entre los ejercicios de evaluación comunitarios.

	PAGIS	PACOMA	EVEREST	SAFETY FILE	SPA
Principal objetivo	Coordinar a nivel europeo un ejercicio de E.C. para un almacenamiento de RAA	Idem a PAGIS pero para RMA y portadores alfa	Profundización en los análisis de sensibilidad	Simulación de un proceso real de licenciamiento	Idem a PAGIS pero para combustible gastado
Inicio-Edición	1982-1988	1986-1991	1991-1995	1993-1995	1996-1999
Participantes	Alemania Bélgica Francia Holanda Inglaterra Italia (*)	Alemania Bélgica Francia Holanda Inglaterra (*)	Alemania Bélgica Francia Holanda (**)	Alemania Bélgica Francia Holanda España	Alemania Bélgica Francia España Finlandia
Residuo	Vidrio del reprocesado	Residuo de media actividad y emisores alfa	Vidrio del reprocesado, residuo de media y emisores alfa	Vidrio del reprocesado, combustible gastado, residuo de media y emisores alfa	Combustible gastado
Roca alojante	Arcilla Granito Sal	Arcilla Granito Sal	Arcilla Granito Sal	Arcilla Granito	Arcilla Granito Sal
Metodología para desarrollo de escenarios	Juicio de experto	Juicio de experto	Sistemática	Sistemática	Sistemática

(*) España participó en el Comité de Dirección (**) España participó en el Comité de Dirección y desarrolló proyectos específicos

do de reactores de agua ligera, en forma de vidrios de borosilicato confinados en cápsulas de acero inoxidable.

Para cada tipo de formación a estudiar se seleccionó un emplazamiento de referencia con objeto de poder extraer conclusiones sobre la capacidad de confinamiento de cada tipo de roca alojante. Por otra parte, se consideraron unos emplazamientos alternativos para analizar el impacto ejercido por la variación de las características geológicas locales.

PAGIS realizó una selección de los escenarios más significativos a ser considerados en la evaluación, utilizando simplemente el juicio de experto, comenzando con un caso base que postulaba una determinada evolución del sistema de almacenamiento catalogada como *normal*. Los escenarios de evolución *alterada* consideraban sucesos que pudiesen afectar a la evolución *normal* del almacenamiento.

En el caso de la arcilla, la modelización consideró un término fuente simple. Los radionucleidos entrarían en la arcilla instantáneamente o progresivamente durante los primeros 10.000 años. El transporte se produciría por difusión en la arcilla (códigos MICO y NUCDIS) y por advección en los acuíferos superficiales (códigos MICA, NUCDIS y AT123D). Se consideraron diversos caminos biosféricos hasta el hombre (códigos LISA y BIOS). La modelización estocástica se realizó mediante el código LISACK.

En el caso del granito, la modelización se realizó a nivel de subsistemas. En el campo cercano se modelizaron los procesos termomecánicos y la resaturación (códigos DELPHINE, PLUTON, INCA y AQUASAT). La vida de la cápsula se supuso de 1.000 años, y se modelizó la disolución del residuo y la migración de radionucleidos (AQUAMIG). En el campo lejano se modelizó el flujo y transporte (DIMITRIO) y en la biosfera el movimiento de radionucleidos (BIOS). Las consecuencias radioló-

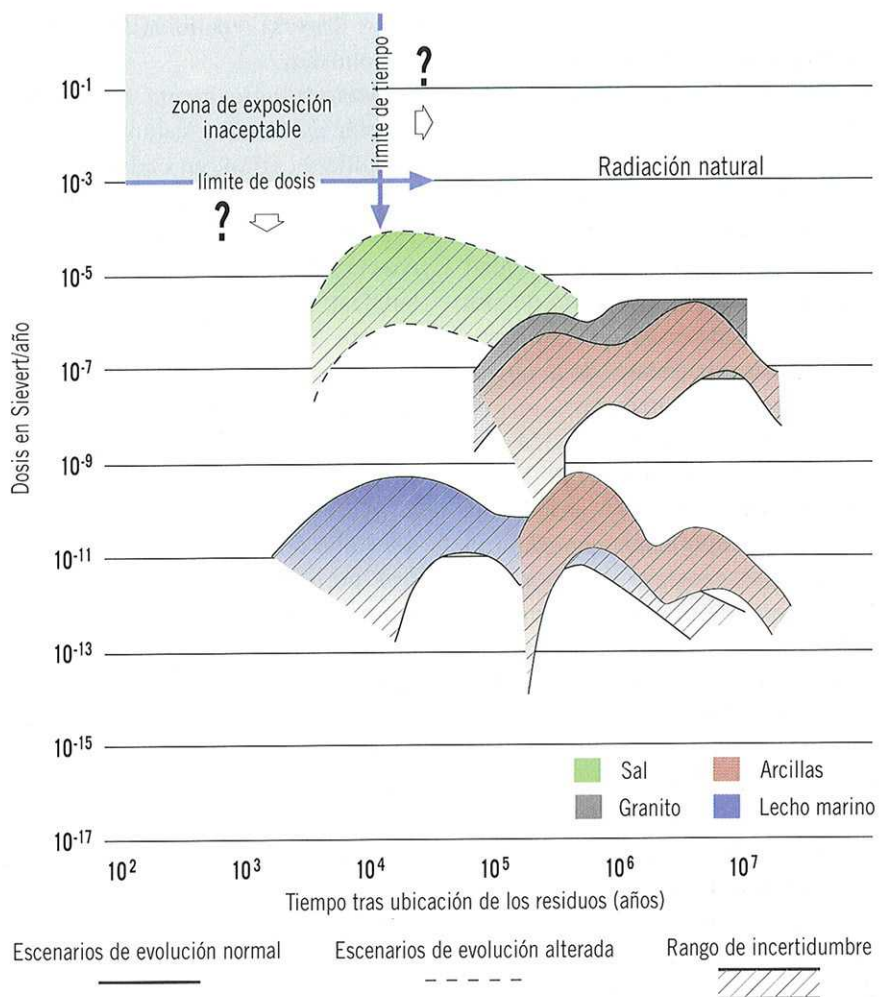


Figura 3. Resultados calculados de dosis y márgenes de incertidumbre asociados a los mismos en el proyecto PAGIS de la CEE.

gicas globales se evaluaron mediante el código MELODIE.

En el caso de la sal la modelización detallada se realizó únicamente sobre los escenarios de evolución alterada. Se modelizó el transporte en el campo cercano (REPOS), el flujo y transporte en el campo lejano (SWIFY, CFEST, METROPOL, TROUGH) y la biosfera (ECOSYS). Los análisis estocásticos se llevaron a cabo con el código EMOS4.

Los resultados obtenidos se representan de forma integrada en la figura 3. La conclusión general del ejercicio fue que cualquiera de los sistemas de almacenamiento analizados podría ser capaz de asegurar niveles muy aceptables de seguridad para el hombre y el medio ambiente durante cientos de miles de años. En las conclusiones del ejercicio se advierte claramente contra el intento

de establecer comparaciones entre los diversos medios y alternativas considerados.

3.2. Proyecto PACOMA

Con anterioridad a la edición del informe final del proyecto PAGIS, la Comunidad Europea lanzó el proyecto PACOMA (referencias 4 y 5) (Performance Assessment of the Confinement of Medium-Active and Alpha-Bearing Waste), que siguió una metodología similar a PAGIS, y estudió la seguridad de un sistema de almacenamiento geológico profundo de residuos de media actividad y vida media larga en tres medios: arcilla, granito y sal, y que se extendió desde 1986 hasta 1991.

En el proyecto intervinieron las siguientes agencias: CEN/SCK (Bélgica) y NRPB (Reino Unido) para el estudio en arcilla, IPSN

(Francia) para el granito y GSF (Alemania) y ECN (Holanda) para la sal. La misma metodología de evaluación y herramientas utilizadas en el proyecto PAGIS se emplearon también en este proyecto.

PACOMA consideró un inventario de residuos de media actividad consistente con el inventario de alta actividad usado en PAGIS, utilizando residuos procedentes de la operación de centrales nucleares.

Una importante conclusión que se desprende de este estudio para los medios arcillosos y graníticos fue la gran importancia que adquiriría la interfase geosfera-biosfera, que hacía recomendable disponer de modelos detallados para representar las aguas superficiales. Por otra parte, los análisis globales de sensibilidad para el medio salino resaltaron la importancia del proceso de convergencia de las galerías y del comportamiento a largo plazo de los sellos empleados en ellas y en los pozos de acceso.

3.3. Proyecto EVEREST

El proyecto EVEREST (referencias 6 y 7) (Evaluation of Elements Responsible for the Effective Engaged Dose Rates Associated with the Final Storage of Radioactive Waste) comenzó en 1991 y finalizó en 1995. Se concibió para profundizar en el conocimiento de los elementos del sistema y de la evaluación que tenían mayor influencia en los resultados obtenidos (análisis de sensibilidad) y abarcó a los sistemas de almacenamientos geológicos de residuos de alta actividad en arcilla, granito y sal.

Las instituciones participantes en el proyecto fueron: ANDRA e IPSN (Francia), ECN (Holanda), GRS (Alemania) y SCK-CEN (Bélgica). IPSN actuó como coordinador general del ejercicio. Adicionalmente, varias instituciones intervinieron en estudios específicos: Enresa y Ciemat (España), ENSMP (Francia) y GSF (Alemania). También en el Comité de Dirección de este proyecto participó España (Cie-

mat y Enresa) a petición expresa de la Comisión.

Metodológicamente se decidió adoptar un enfoque sistemático, que permitiera definir, en cada caso, los escenarios seleccionados para la evaluación, los rangos de parámetros a utilizar y los modelos a emplear, así como la consideración de una determinada biosfera que pudiera considerarse como referencia. Las técnicas seleccionadas para los análisis de sensibilidad fueron en su mayoría probabilísticas.

Aunque para el desarrollo y selección de escenarios se utilizaron tres metodologías diferentes (la denominada *Sucesos iniciadores independientes* por ANDRA y el IPSN; la denominada PROSA por ECN y SCK-CEN y la denominada *Metodología de mecanismos de transporte* por el GRS) el resultado final fue la obtención de unos escenarios muy similares dentro de cada uno de los medios alojantes por parte de las distintas organizaciones. Los escenarios considerados más relevantes fueron analizados cuantitativamente de forma detallada, mientras que a los restantes se les dio un tratamiento cualitativo.

Un aspecto que recibió gran atención en el proyecto fue el análisis de incertidumbre generada en los escenarios como consecuencia de la evolución climática. EVEREST analizó en detalle el impacto de las glaciaciones en el sistema de acuíferos.

Desde el punto de vista de la evaluación global, la modelización de la migración de los radionucleidos en la arcilla consideraba la vida de la cápsula, la tasa de corrosión del vidrio y los límites de solubilidad de los radionucleidos. El modelo de transporte en el campo cercano se integró en el modelo de transporte en la arcilla. Se utilizaron diversos códigos para el transporte (MICO, NUCDIS y PORFLOW). El transporte en la arcilla se modelizó como un proceso difusivo y la influencia de la adsorción se tuvo en cuenta en la forma de un factor de

retardo en la ecuación de transporte. En los acuíferos el transporte se modelizó como un proceso advectivo, mediante los códigos AQUA y WATERFLOW. El modelo de biosfera fue el mismo que el utilizado en el ejercicio PAGIS.

En granito, los cálculos de transporte de radionucleidos y análisis de sensibilidad fueron llevados a cabo mediante el código MELODIE. Los códigos hidrogeológicos y de biosfera fueron MELO y ABRI-COT, respectivamente. Se incorporó en MELODIE un modelo de término fuente, con objeto de modelizar la degradación de la cápsula y la liberación de los radionucleidos.

Para la sal se utilizaron los códigos MARNIE, NAMMU y Mini-BIOS para el estudio de la migración en los diversos compartimentos: campo cercano, campo lejano y biosfera, respectivamente.

Los resultados generales del ejercicio confirmaron la principal conclusión de PAGIS y PACOMA de que puede concebirse y llevarse a cabo el almacenamiento final de residuos radiactivos de alta actividad, sin ocasionar consecuencias inaceptables para el público ni el medio ambiente. La biosfera se identificó en EVEREST como un último aspecto con gran influencia sobre los resultados finales calculados en forma de impacto sobre un grupo humano hipotético.

3.4. Safety File

Con objeto de adquirir experiencia en los procesos de evaluación de cara al licenciamiento de un almacenamiento geológico para residuos de alta actividad, la Unión Europea inició en 1993 el proyecto Building the Safety Case for a Hypothetical Underground Repository para medios graníticos y arcillosos (Safety File). Este proyecto se concibió como un ejercicio de utilidad a la hora de orientar la preparación, por parte de agencias responsables de la gestión de los residuos, de la documentación de licenciamiento para el almacenamiento definitivo

del combustible gastado y combustible reprocesado, y su posterior discusión con las autoridades reguladoras competentes.

El proyecto comenzó en diciembre de 1993 y finalizó en noviembre de 1995. En el mismo intervinieron los siguientes países miembros de la UE: Alemania (DBE y GRS), Francia (ANDRA), España (Enresa y CSN), Bélgica (ONDRAF/NIRAS, DBIS/ SPRI y AV) y Holanda (COVRA y Ministerie VROM). La coordinación del proyecto estuvo a cargo de DBE para el caso de granito y ONDRAF/NIRAS para el caso de la arcilla.

El objetivo del Safety File consistía en simular la preparación de una solicitud de licencia de un almacenamiento de residuos de alta actividad, incorporando el proceso de discusión y actualización de los documentos con las autoridades competentes, hasta conseguir llegar a un razonable nivel de aceptabilidad por parte de estas últimas.

A pesar de las limitaciones del proyecto en cuanto al esfuerzo previsto, se configuró una documentación que contenía descripciones sobre cada uno de los aspectos a considerar para la solicitud del licenciamiento: caracterización del residuo radiactivo y del emplazamiento; diseño de la cápsula; diseño de las instalaciones, tanto las de superficie como las subterráneas; construcción y operación del almacenamiento; seguridad operacional y a largo plazo, y se consideraban otros aspectos importantes como recuperabilidad, salvaguardias, costes, etcétera.

Todas las descripciones se llevaron a cabo a nivel conceptual, con el detalle necesario para no exceder el alcance establecido en el proyecto. El contenido de cada tarea consistió principalmente en la enumeración detallada de la información a presentar por las agencias gestoras a las autoridades reguladoras, en algunos casos acompañada de breves descripciones o ejemplos ilustrativos.

El proyecto está finalizado y sus resultados y conclusiones han sido publicados recientemente.

3.5. Proyecto SPA

El almacenamiento directo del combustible gastado constituye la opción actual en varios países, y en los últimos años es una alternativa estudiada, junto a la de los residuos procedentes del reprocesado, por la mayoría de los países miembros de la Unión Europea. Con esta motivación y tras algún trabajo previo (referencia 8), la Unión Europea lanzó en 1996, dentro del programa comunitario Nuclear Fission Safety, el proyecto SPA (Spent Fuel Performance Assessment).



El proyecto SPA comenzó en mayo de 1996 y está previsto que dure hasta abril de 1999. En el proyecto están involucrados seis organismos: ECN (Holanda), Enresa (España), GRS (Alemania), IPSN (Francia), SCK-CEN (Bélgica) y VTT (Finlandia). La coordinación del proyecto se ha encargado a IPSN, y es el primero de los proyectos comunitarios en que un participante español va a realizar un ejercicio de evaluación completo.

El proyecto considera tres posibles medios hospedantes: arcilla, granito y sal. Para cada uno de estos medios se han definido los siguientes objetivos:

- Revisión de los diseños actuales de almacenamiento directo para combustible gastado, con especial atención a las políticas previstas de encapsulado.

- Desarrollo de modelos de simulación de los principales procesos del campo cercano.

- Realización de las evaluaciones globales, incluyendo los correspondientes análisis de sensibilidad e incertidumbre.

Sobre estas bases, se redactarán unas conclusiones acerca de la viabilidad de los conceptos de almacenamiento final evaluados, teniendo en cuenta las diferentes alternativas de cápsula y diseños consideradas.

4. Conclusiones

El avance de los programas nacionales para la gestión segura de los residuos radiactivos de alta actividad, mediante su ubicación en sistemas de almacenamiento geológico profundo, es un proceso complejo, en el que la actitud de la sociedad y de los responsables de tomar las decisiones es fundamental. En todo caso, un aspecto que parece ineludible para dicho avance es que puede mostrarse, de forma convincente, que dicha solución ofrece el nivel de seguridad deseado y por el tiempo necesario.

La configuración del sistema y sobre todo el horizonte temporal implicado, hacen que no sea posible ofrecer demostraciones directas de que el sistema de almacenamiento es y va a seguir siendo seguro, y se requiere que la confianza tenga que ser depositada en el rigor, la solvencia y la credibilidad de la evaluación realizada.

El artículo ha tratado de ofrecer una visión de los desarrollos de los últimos veinte años en las metodologías para acometer y conducir estas evaluaciones, de forma que se pueda obtener el grado de confianza necesario en sus resultados.

Es preciso partir de la base de que la capacidad humana para predecir el futuro es ciertamente limitada. Es por tanto indispensable asumir dicha limitación y construir la evaluación de modo que pueda mantenerse la garantía, más allá de toda duda razonable, de que el sistema proporciona el nivel de seguridad deseado. De igual modo, es pre-

ciso reconocer las peculiaridades existentes, tanto al definir los criterios de seguridad a exigir, como al juzgar su cumplimiento.

El proceso iniciado debe continuar. Las metodologías ya existentes para conducir y llevar a cabo las evaluaciones deben seguir desarrollándose para ofrecer un grado creciente de solidez y credibilidad en los resultados que se obtengan de su

uso, de modo que se pueda permitir el avance del proceso de implantación de soluciones seguras para la gestión final de estos residuos radiactivos.

Es muy importante destacar que el proceso completo, que se culminará cuando se decida cerrar y sellar uno de estos sistemas de almacenamiento, durará entre 50 y 100 años desde ahora, y que en él existen una

serie de pasos sucesivos y encadenados, que son realmente reversibles en todo momento. El nivel de confianza para tomar las sucesivas decisiones debe ser necesariamente creciente, acorde con el grado de compromiso que cada decisión plantea y ello, adicionalmente, porque la información y la experiencia disponible en cada fase será diferente y creciente con el tiempo. 

Referencias

- (1) *Can long-term safety be evaluated?*. An International Collective Opinion (NEA-OECD. París 1991).
- (2) *Review of Safety Assessment Methods*. A report of the Performance Assessment Advisory Group. (NEA-OECD. París 1991).
- (3) N. Cadelli et al. *PAGIS (Performance Assessment of Geological Isolation System for Radioactive Waste). Summary*. Commission of the European Communities. EUR 11775 EN. Luxembourg 1988.
- (4) N. Cadelli & G. Cottone. *PAGIS & PACOMA. Performance Evaluations of Deep Disposal. Results and Conclusions*. Proceedings of High Level Radioactive Waste Management International Topical Meeting. Las Vegas, April 8-12, 1990.
- (5) S.F. Mobbs et al. *PACOMA: Performance Assessment of the Confinement of Medium-Active and Alpha-Bearing Wastes*. Commission of the European Communities. EUR 13143 EN. Luxembourg, 1991.
- (6) P. Escalier des Orres et al. *Sensitivity Analysis in Performance Assessment of Geological System. The Everest Project*. Proceedings of Fourth Conference of the European Commission on the Management and Disposal of Radioactive Waste. 25-29 March, 1996.
- (7) N. Cadelli et al. *Evaluation of Elements Responsible for the Effective Engaged Dose Rates Associated with the Final Storage of Radioactive Waste: Everest Project*. European Commission. EUR 17122 EN. Luxembourg 1996.
- (8) J. Mariovoet et al. *Performance Assessment of the Disposal of Spent Fuel in a Clay Layer*. European Commission. EUR 16752 EN (1996)
- (9) J. Ashton et al. *A Directory of Computer Programs for Assessment of Radioactive Waste Disposal in Geological Formations*. CEC Report. EUR 14201/ 1&2 EN. 1993.

Distribución dosimétrica de los trabajadores profesionalmente expuestos

El presente artículo recoge los resultados del análisis que el CSN ha realizado sobre las dosis que los trabajadores españoles profesionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes

recibieron durante 1996. Basado en la información del Banco Dosimétrico Nacional, el estudio considera los distintos tipos de instalaciones nucleares o radiactivas del país.

1. Introducción

El conocimiento de las dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos a las radiaciones ionizantes (en adelante trabajadores expuestos) constituye un aspecto fundamental a la hora de valorar la idoneidad de las medidas de protección radiológica adoptadas en las instalaciones nucleares y radiactivas.

Con este objeto, el Consejo de Seguridad Nuclear inició, a mediados de los años 80, el desarrollo de un Banco Dosimétrico Nacional en el que se centralizaría la información dosimétrica de los trabajadores expuestos en las instalaciones nucleares y radiactivas de nuestro país.

En base a la información disponible en el Banco Dosimétrico Nacional y a los datos suministrados por los servicios de dosimetría autorizados por el CSN, se ha realizado un estudio en que se analizan las

dosis recibidas por los trabajadores profesionalmente expuestos en España a lo largo del año 1996¹. Dicho estudio se ha desarrollado bajo una perspectiva sectorial, considerando los distintos tipos de instalaciones existentes en nuestro país.

De acuerdo con la estructura del Banco Dosimétrico Nacional se han considerado cinco tipos de instalaciones o áreas de trabajo:

- instalaciones radiactivas médicas,
- instalaciones radiactivas industriales,
- centrales nucleares,
- instalaciones del ciclo del combustible,
- otras instalaciones.

A su vez, en cada una de estas áreas de trabajo se han considerado

distintos sectores; así, en el área de las instalaciones radiactivas médicas se han considerado los sectores de radiodiagnóstico, radioterapia, medicina nuclear y radiodiagnóstico dental; en el área de las instalaciones radiactivas industriales se han considerado los sectores de radiografía industrial, gammagrafía, medidas de espesor y humedad, control de procesos y comercialización y asistencia técnica. En el área de centrales nucleares y en la de instalaciones del ciclo del combustible no cabe hablar de sectores propiamente dichos, pues éstos están constituidos por cada una de las centrales nucleares y lo mismo sucede para las instalaciones del ciclo del combustible. En el área de otras instalaciones se engloban sectores no incluidos en los anteriores grupos (centros de investigación y docencia y entidades de transporte).

Para cada una de estas áreas y sectores de trabajo, el estudio se ha abordado considerando tres elementos básicos de análisis y evaluación:

1. Número de trabajadores expuestos;

* A. Hernández, A. Martín e I. Villanueva pertenecen al Área de Protección Radiológica de los Trabajadores; I. Amor es jefe del Área y J.L. Butragueño es subdirector general de Protección Radiológica del CSN.

¹ A la fecha de la elaboración de esta publicación (enero-98) no se ha cerrado el ejercicio de 1997 en lo que a datos dosimétricos se refiere ya que, de hecho, los servicios de dosimetría proceden en estos momentos a la lectura de los dosímetros utilizados por los trabajadores expuestos durante el mes de diciembre de dicho año.

► Tabla 1. Distribución dosimétrica año 1996 (instalaciones radiactivas).

Tipo de instalación	Nº trabajadores (total)	Dosis colectiva (Sv.p)	Dosis media (mSv/a)	Nº trabajadores (20 mSv <D <50 mSv)
Radiodiagnóstico	41.770	20,77	0,59	46
Radioterapia	1.661	0,84	0,56	1
Medicina nuclear	1.679	2,14	1,36	3
Radiología dental	8.711	4,25	0,61	4
Otros	8.205	3,06	0,45	1
Total medicina	62.026	31,06	0,59	55
Radiología	417	0,71	2,55	2
Gammagrafía	353	1,06	3,36	7
Control procesos	1.803	1,74	1,22	8
Espesor-humedad	463	0,69	1,68	4
Comercialización	1.027	1,27	1,39	3
Otros	1.175	1,46	1,39	7
Total industria	5.231	6,93	1,58	31

2. Dosis colectiva y dosis individual media²;

3. Número de trabajadores expuestos con dosis inferiores a 5 mSv/año y con dosis superiores a 20 mSv/año³.

2. Exposición laboral a radiaciones en el año 1996

2.1. Instalaciones radiactivas

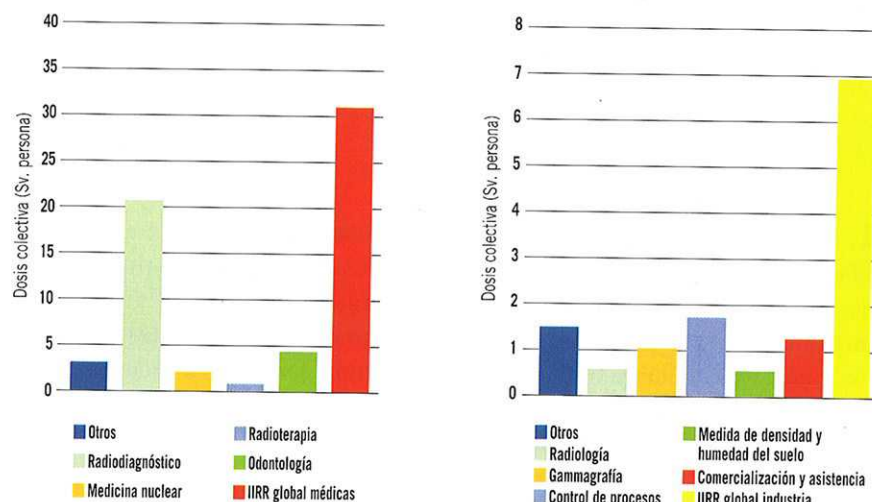
En la tabla 1 y en las figuras 1 a 4 se presentan de forma resumida los resultados dosimétricos correspondientes a los trabajadores expuestos que desarrollan su actividad laboral en el ámbito de las instalaciones radiactivas médicas e industriales.

Instalaciones radiactivas médicas

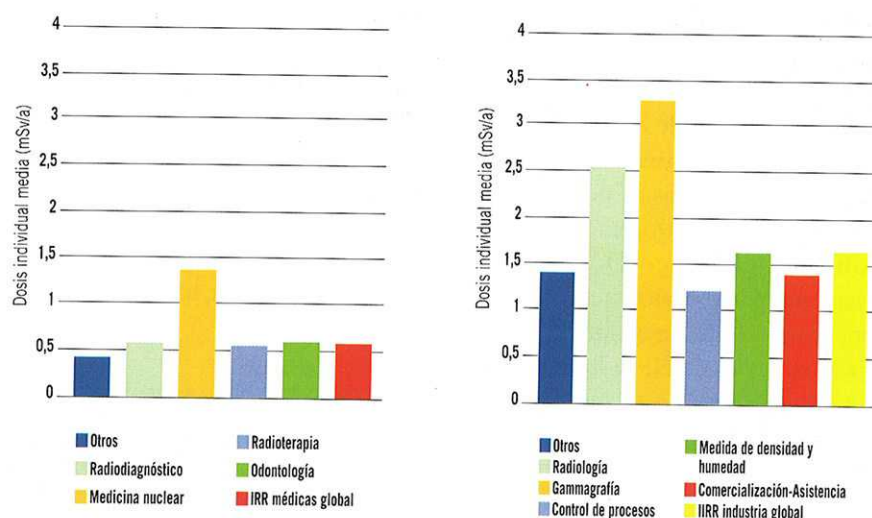
En 1996 se controló dosimétricamente a un total de 62.026 trabajado-

² En el cómputo de la dosis individual media únicamente se han considerado los trabajadores expuestos con dosis significativas, es decir, las lecturas dosimétricas superiores al valor de fondo característico del sistema dosimétrico utilizado.

³ Los valores de 5 y 50 mSv/año corresponden a los límites anuales de dosis, para miembros del público y trabajadores expuestos respectivamente, vigentes en la legislación española. El valor de 20 mSv/año corresponde al límite anual de dosis para trabajadores expuestos (promedio en cinco años) establecido en la Directiva 96/29 de Euratom, que deberá estar vigente en nuestro país antes del 13 de mayo del año 2000.



► Figura 1. Dosis colectiva en instalaciones radiactivas médicas e industriales (año 1996).



► Figura 2. Dosis individual en instalaciones radiactivas médicas e industriales (año 1996).

Figura 3. Número de trabajadores en instalaciones radiactivas médicas e industriales (año 1996).

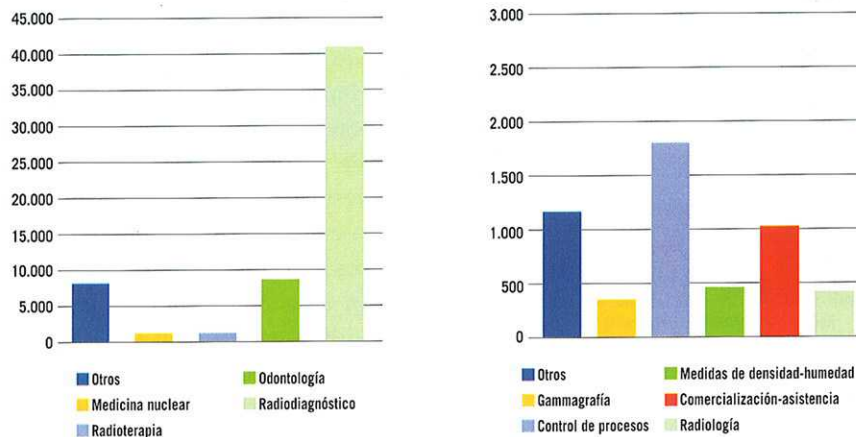


Figura 4. Número de trabajadores por intervalo de dosis en instalaciones radiactivas médicas e industriales (año 1996).

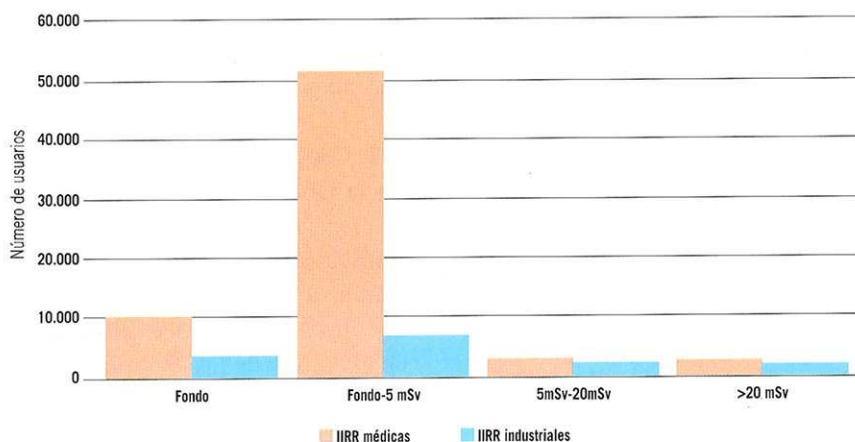


Tabla 2. Distribución dosimétrica año 1996 (centrales nucleares, ciclo combustible y otras).

Tipo de instalación	Nº trabajadores (total)	Dosis colectiva (Sv.p)	Dosis media (mSv/a)	Nº trabajadores (20 mSv <D <50 mSv)
José Cabrera	403	0,82	3,01	5
Garofía	1.984	5,01	3,22	9
Vandellós I	223	0,54	3,98	6
Almaraz	2.680	4,38	2,52	2
Ascó	2.566	3,82	2,51	0
Cofrentes	1.901	1,81	1,71	0
Vandellós II	1.437	1,02	1,26	0
Trillo	1.229	0,26	0,60	0
Total centrales nucleares	10.342	17,66	2,80	36*
Juzbado	401	0,048	0,47	0
Quercus y Lobo-G	251	0,015	0,14	0
Enresa	210	0,013	0,26	0
Total instalaciones del ciclo	862	0,076	0,29	0
Otras	3.997	1,90	0,58	2

(*) Hay trabajadores de contrata que, sin superar 20 mSv en una central, superan dicho valor en el conjunto de las centrales donde trabajan.

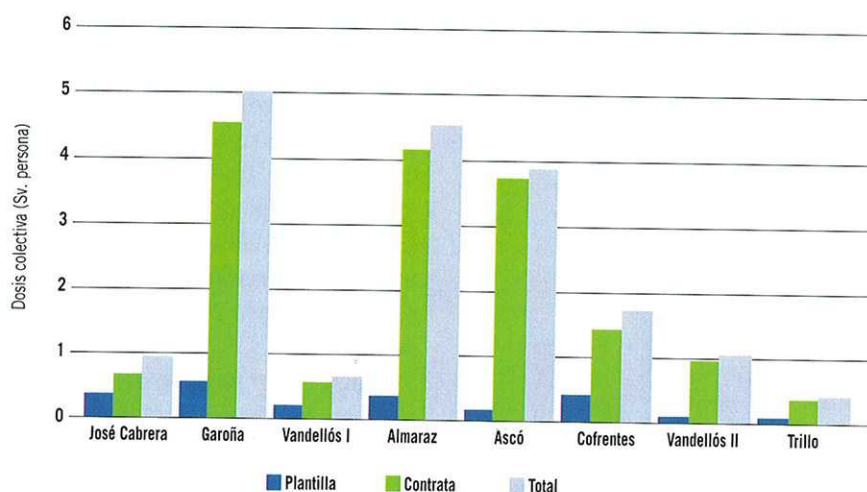
res expuestos, resultando una dosis colectiva de 31,06 Sv.p y una dosis individual media de 0,59 mSv/año. Una fracción significativa de estos trabajadores, un 99,25% del total (61.563 personas), recibió dosis inferiores a 5 mSv/año; únicamente 55 trabajadores recibieron dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año.

Tal y como se pone de manifiesto en las figuras 1 a 4, la mayor contribución a la dosis colectiva corresponde a las instalaciones de radiodiagnóstico (20,77 Sv.p), sector que resulta asimismo más representativo en cuanto al número de trabajadores expuestos (41.770 personas).

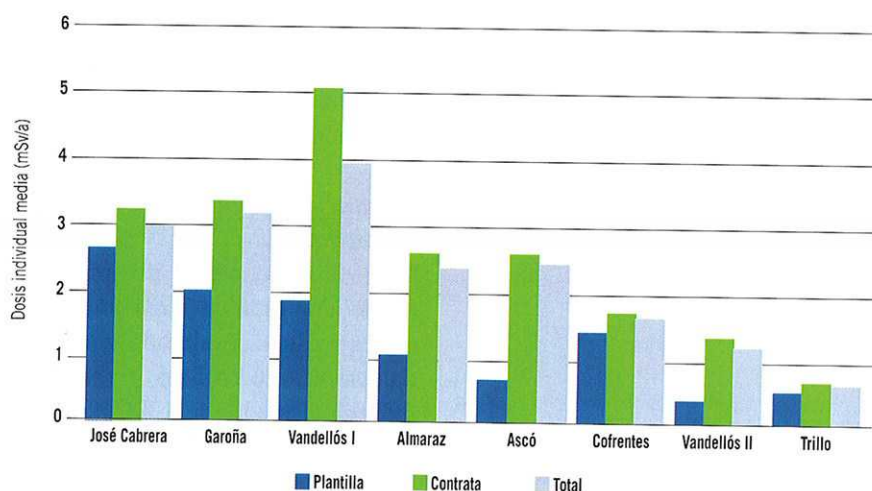
En lo que se refiere a la dosis individual media, es en el sector de las instalaciones de medicina nuclear donde se da la dosis individual media más alta (1,36 mSv/año).

Instalaciones radiactivas industriales

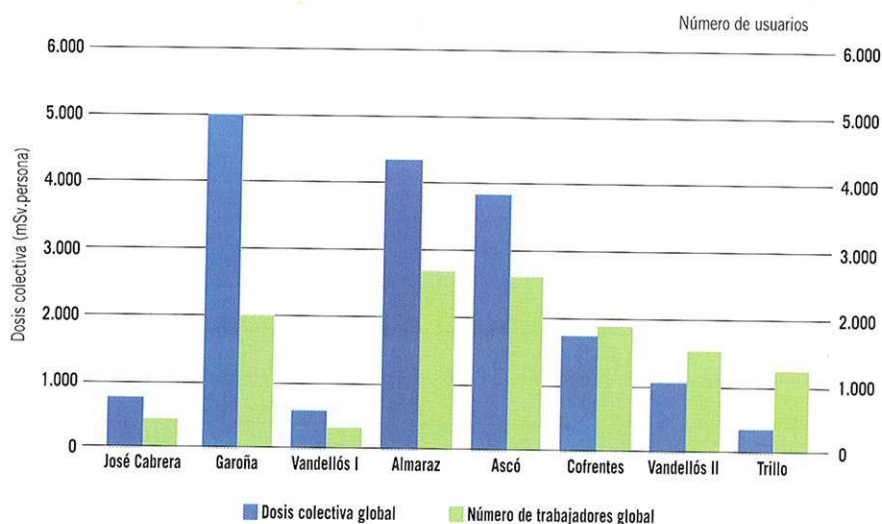
En 1996 se controló dosimétricamente a un total de 5.231 trabajadores expuestos, resultando una dosis colectiva de 6,93 Sv.p y una dosis individual media de 1,58 mSv/año. Una fracción significativa de estos trabajadores, un 96,25 % del total (5.035 personas), recibió dosis infe-



► Figura 5. Dosis colectiva de trabajadores en centrales nucleares españolas (año 1996).



► Figura 6. Dosis individual media para trabajadores de centrales nucleares españolas (año 1996).



► Figura 7. Dosis colectiva y número de trabajadores en centrales nucleares españolas (año 1996).

riores a 5 mSv/año; únicamente 31 trabajadores recibieron dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año. Tal y como se pone de manifiesto en las figuras 1 a 4, la mayor contribución a la dosis colectiva corresponde a las instalaciones de control de procesos (1,74 Sv.p), sector que resulta asimismo más representativo en cuanto al número de trabajadores expuestos (1.803 personas).

En lo que se refiere a la dosis individual media, son los sectores de gammagrafía industrial (3,36 mSv/año) y radiología industrial (2,55 mSv/año) donde se registran los valores más elevados.

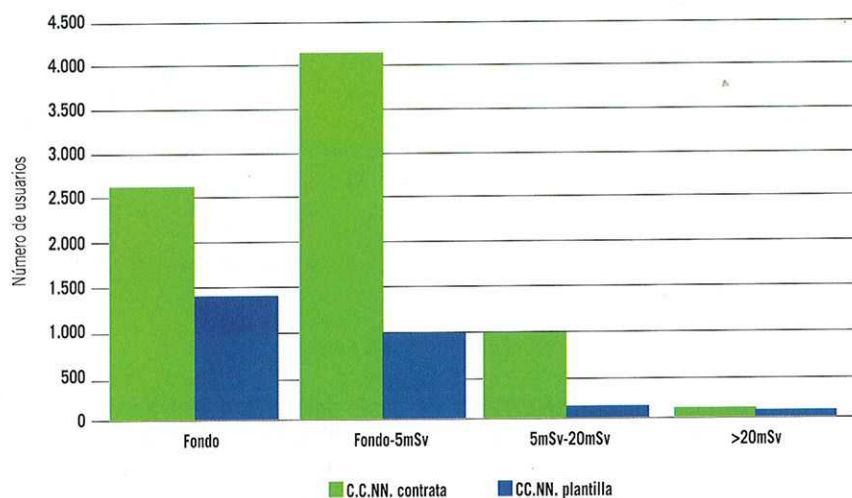
En comparación con las instalaciones radiactivas médicas, en general, en las instalaciones radiactivas industriales desarrollan su actividad laboral un menor número de personas que, sin embargo, reciben dosis más altas.

2.2. Centrales nucleares

En la tabla 2 y en las figuras 5 a 8 se presentan de forma resumida los resultados dosimétricos correspondientes a los trabajadores expuestos que desarrollan su actividad laboral en el ámbito de las centrales nucleares. En 1996 estaban en funcionamiento dos reactores nucleares de tipo BWR (Garoña y Cofrentes) y siete reactores nucleares de tipo PWR (José Cabrera, Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II y Trillo); además, la central nuclear Vandellós I se encontraba en proceso de desmantelamiento.

En este sector se controló dosimétricamente a un total de 10.342 trabajadores expuestos, resultando una dosis colectiva de 17,66 Sv.p y una dosis individual media de 2,80 mSv/año. Una fracción significativa de estos trabajadores, un 89,22% del total (9.227 personas), recibió dosis inferiores a 5 mSv/año; únicamente 36 trabajadores recibieron dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año. Tal y como se pone de manifiesto en las figuras 5 a 8, es en la central de Garoña donde se registra la dosis colectiva más elevada

Figura 8. Número de trabajadores por intervalo de dosis en centrales nucleares españolas (año 1996).



(5,01 Sv.p), presentando valores asimismo relevantes las centrales de Almaraz (4,38 Sv.p) y Ascó (3,82 Sv.p). En estos valores de dosis colectiva ha resultado determinante el hecho de que, en el periodo objeto de estudio, se llevaran a cabo en esas centrales operaciones radiológicamente significativas: la recarga de combustible en el caso de Garoña y el cambio de generadores de vapor en Almaraz y Ascó.

La influencia del diseño de la central en las dosis operacionales se pone de manifiesto en el hecho de que las centrales de diseño más moderno, Vandellós II y Trillo, donde también se desarrollaron operaciones de recarga, presentan valores de la dosis colectiva significativamente inferiores a las anteriormente citadas (1,02 y 0,26 Sv.p respectivamente).

En lo que se refiere a la dosis individual media, son las centrales de Vandellós I (3,98 mSv/año), en la que en el periodo objeto de estudio se desarrollaron operaciones de desmantelamiento, y de Garoña (3,22 mSv/año) las que registran los valores más altos. También en dosis individuales medias las centrales de diseño más moderno registran los valores más bajos, con 1,26 mSv/año en Vandellós II y 0,60 mSv/año en Trillo.

En todas las instalaciones se da la circunstancia de que el personal de contrata recibe dosis superiores al personal de plantilla. Esta tendencia es general en todos los países y resulta lógica si se tiene en cuenta que, habitualmente, la contratación de personal externo a la central se realiza con vistas a la realización de operaciones (mantenimiento, reparación, etcétera) que suelen resultar radiológicamente significativas.

2.3. Instalaciones del ciclo del combustible nuclear

En 1996 estaban en operación la fábrica de combustible de Juzbado, la planta Quercus de producción de concentrados y la instalación de almacenamiento de residuos de Sierra Albarrana; además, la planta Lobo-G se encontraba en fase de desmantelamiento.

En este sector se controló dosimétricamente a un total de 862 trabajadores expuestos, resultando una dosis colectiva de 0,076 Sv.p y una dosis individual media de 0,29 mSv/año. Ninguno de los trabajadores expuestos de este sector registró dosis superiores a 5 mSv/año. Es la fábrica de combustible de Juzbado la que resulta más representativa dosimétricamente, tanto en dosis colectiva (0,048 Sv.p) como en dosis individual media (0,47 mSv/año).

2.4. Otras instalaciones

En 1996 se controló dosimétricamente a un total de 3.997 trabajadores expuestos, resultando una dosis colectiva de 1,90 Sv.p y una dosis individual media de 0,58 mSv/año. Una fracción significativa de estos trabajadores, un 99,77 % del total (3.988 personas), recibió dosis inferiores a 5 mSv/año; únicamente 2 trabajadores recibieron dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año. Son los centros de investigación y docencia los que más contribuyen a la dosis colectiva (1,85 Sv.p) siendo también los más representativos en cuanto al número de trabajadores expuestos (3.770 personas). En lo que se refiere a la dosis individual media, son las entidades de transporte las que registran el valor más elevado (1,38 mSv/año).

3. Evolución y tendencia en la exposición laboral a radiaciones

Con objeto de valorar la tendencia en la exposición a radiaciones en los trabajadores profesionalmente expuestos de nuestro país, se ha efectuado un análisis comparativo entre los datos presentados en este informe con los correspondientes a 1989, por considerar que el periodo de tiempo transcurrido permite una buena definición de dicha tendencia. En las figuras 9 a 12 se presentan de forma resumida los datos que han servido de base a este análisis comparativo.

3.1. Evolución de las dosis en instalaciones radiactivas

Cuando se analiza la evolución de la dosis colectiva en el periodo 1989-1996 en las instalaciones radiactivas médicas, se puede observar que, a pesar de que el número de trabajadores expuestos controlados dosimétricamente se incrementa en un 64% (62.026 frente a 37.750 trabajadores), la dosis colectiva disminuye en un 34% (31,06 frente a 47,00 Sv. p).

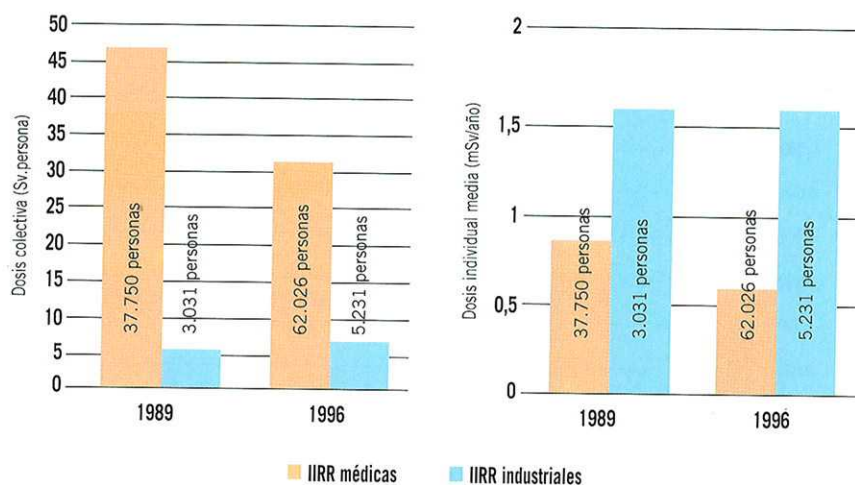
Esta tendencia a la disminución en las dosis se refleja también, tanto

en la dosis individual media, donde se observa una disminución del 31% (0,59 frente a 0,86 mSv/año), como en el número de trabajadores con dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año, donde se observa una disminución del 39% (55 frente a 90 trabajadores).

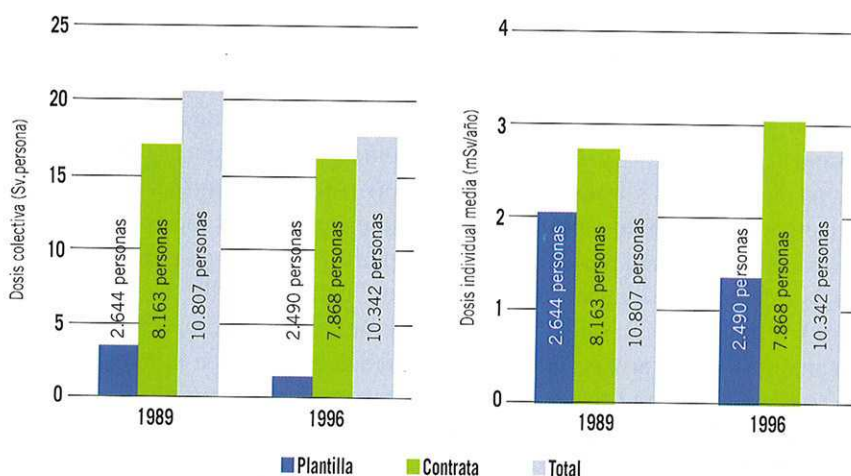
En lo que se refiere a las instalaciones radiactivas industriales, las tendencias en la exposición laboral a radiaciones no son tan favorables; la dosis individual media apenas disminuye en el periodo objeto de estudio (1,58 frente a 1,60 mSv/año), aunque como dato positivo hay que señalar que el número de trabajadores expuestos se incrementó en un 72% (5.231 frente a 3.031 trabajadores). Los datos referentes a la evolución de la dosis colectiva en instalaciones radiactivas industriales muestran un aumento del 31% (6,93 frente a 5,30 Sv.p); análoga tendencia se refleja en el número de trabajadores con dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año, con un aumento del 82% (31 frente a 17 trabajadores). En esta tendencia poco favorable resultan determinantes las dosis registradas en los sectores de radiología y gammagrafía industrial; parece evidente que en estos sectores es donde se deberán realizar mayores esfuerzos⁴ con vistas a satisfacer, una vez que se transpongan a la legislación española, los nuevos límites de dosis de la Directiva 96/29 de Euratom.

3.2. Evolución de las dosis en centrales nucleares

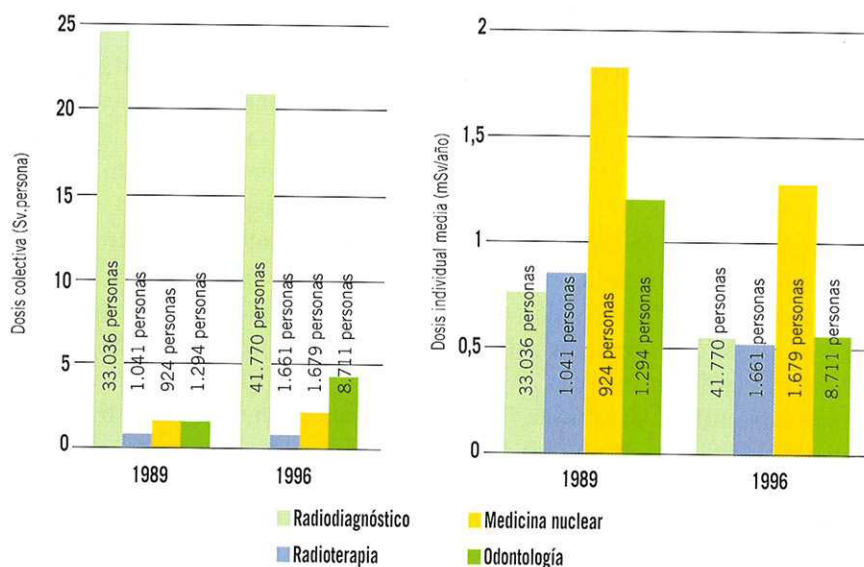
Cuando se analiza la evolución de la dosis colectiva en las centrales nucleares se puede observar que el número de trabajadores expuestos controlados dosimétricamente apenas varía en el periodo 1989-1996 (10.342 frente a 10.807 trabajadores) y que la dosis colectiva presenta



► Figura 9. Distribución comparativa de dosis colectiva e individual media en instalaciones radiactivas médicas e industriales (años 1989 y 1996).

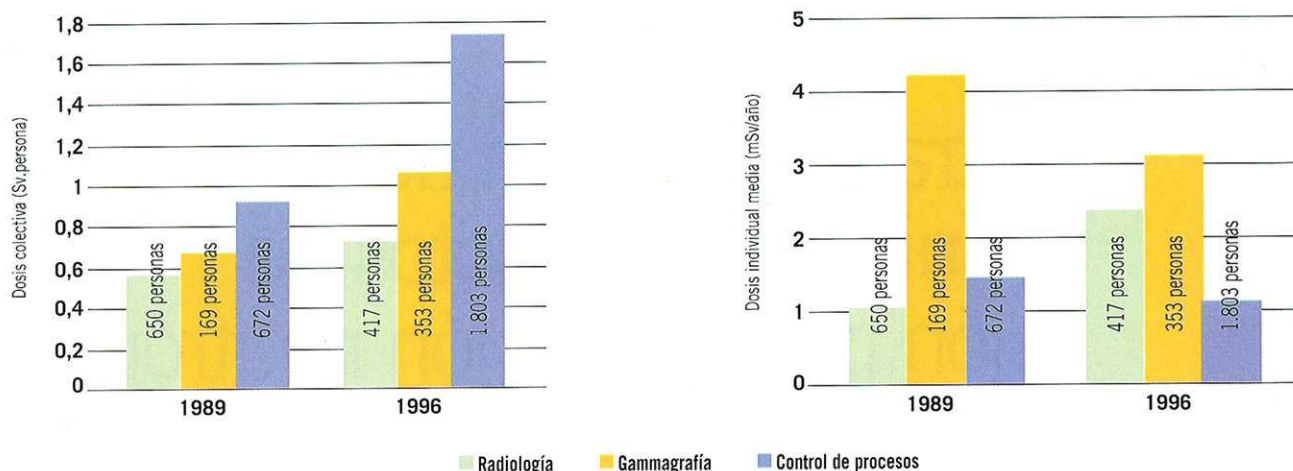


► Figura 10. Distribución comparativa de dosis colectiva e individual media en centrales nucleares (años 1989 y 1996).



► Figura 11. Distribución comparativa de dosis colectiva e individual en instalaciones radiactivas médicas (años 1989 y 1996).

⁴ El CSN prevé en 1998 la edición de una guía de seguridad conteniendo recomendaciones para la protección radiológica operacional de los trabajadores expuestos en gammagrafía industrial.



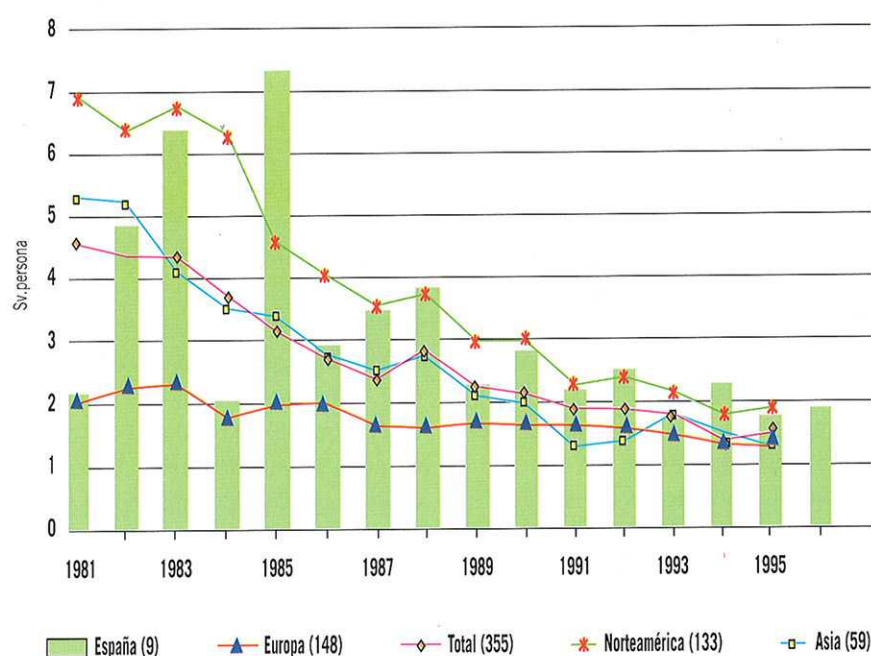
► Figura 12. Distribución comparativa de dosis colectiva e individual en instalaciones radiactivas industriales (años 1989 y 1996).

una tendencia favorable, con una disminución de un 15% (17,66 frente a 20,62 Sv.p). Análoga tendencia favorable se observa en el número de trabajadores con dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año, con una disminución del 59% (36 frente a 88 trabajadores). La evolución no resulta tan favorable en lo que se refiere a la dosis individual media, donde se produce un ligero aumento (2,80 frente a 2,66 mSv/año). Dicho aumento es atribuible a una situación operativa

del sector nucleoelectrico en 1996 que resultaba muy penalizante desde el punto de vista dosimétrico, al ejecutarse ciertos trabajos radiológicamente muy significativos; son los siguientes: operaciones de recarga en Garoña y Cofrentes; operaciones de recarga en Vandellós II y Trillo; cambios de generadores de vapor en Almaraz y Ascó; trabajos de desmantelamiento en Vandellós I.

En este contexto, los resultados alcanzados por las centrales nucleares no deben calificarse en

absoluto de desfavorables, más bien al contrario, si se tiene en cuenta la envergadura de algunos de esos trabajos desde el punto de vista radiológico. En la figura 13, donde se muestra la evolución de la dosis colectiva en las centrales nucleares españolas encuadrada en un contexto internacional, se observa una tendencia global decreciente, que pone de manifiesto el importante esfuerzo desarrollado en la puesta en práctica del principio de optimización de la protección radiológica.



► Figura 13. Dosis colectiva anual media por reactor en España y por regiones incluidas en ISOE (años 1989 y 1996).

3.3. Evolución global de las dosis

Cuando se analizan los datos del conjunto de los trabajadores expuestos de nuestro país, hay que valorar positivamente que, a pesar de que en el periodo 1989-1996 el número de trabajadores expuestos controlados dosimétricamente ha aumentado en un 45% (82.457 frente a 56.778 trabajadores), la dosis colectiva ha disminuido en un 5% (57,63 frente a 60,61 Sv.p).

Análoga valoración positiva merece la evolución en el periodo 1989-1996, tanto de la dosis individual media, donde se observa una disminución del 32% (0,87 frente a 1,27 mSv/a), como en el número de trabajadores con dosis comprendidas entre 20 mSv y 50 mSv por año, donde se observa una disminución del 37% (124 frente a 195). 

Emilio Mínguez, José María Martínez-Val y José Manuel Perlado*

La transmutación de actínidos y productos de fisión por irradiación neutrónica

Los autores de este artículo repasan los antecedentes de la transmutación, que ha sido una herramienta muy importante para el conocimiento del mundo subatómico, y detallan los

trabajos que se están desarrollando en los distintos países en la búsqueda de su posible aplicación para reducir la radiotoxicidad de los residuos nucleares a largo plazo.

1. Consideraciones generales sobre la transmutación

La transmutación nuclear ha sido y sigue siendo protagonista fundamental y herramienta básica en el conocimiento del mundo subatómico y nuclear. El descubrimiento de nuevos isótopos y la extensión de la tabla periódica han tenido como sujeto activo la transmutación nuclear, según la cual cuando un núcleo es bombardeado por diversas clases de partículas (α , fotones, neutrones, etcétera) puede pasar a convertirse en otro que responde a un elemental balance de nucleones. La utilidad de este principio en la gestión de residuos radiactivos, fundamentalmente de alta actividad y vida larga, está asociada a la posibilidad de que ese nuevo isótopo sea de muy inferior riesgo radiológico (menor vida, actividad, difusividad), motivando un tratamiento más sim-

ple, una custodia más corta, de mucho menor riesgo y de coste aceptable. La aplicación de este principio a la transmutación de los productos de fisión de vida larga, así como a la de los actínidos transuránicos, es una idea identificada casi desde el comienzo de la tecnología nuclear pero que, por diversas razones, no ha sido investigada tecnológicamente hasta hace relativamente poco tiempo.

Los residuos nucleares para los que tiene sentido la transmutación nuclear son los denominados de alta actividad y larga vida, consistentes en los productos de fisión altamente radiactivos y los actínidos transuránicos, caracterizados por una alta actividad y gran producción de calor, y provenientes de los residuos líquidos de alta actividad, sólidos de reelaboración del combustible y el combustible gastado.

La selección de los transuránicos y productos de fisión de periodo largo que es necesario eliminar por transmutación depende de unos criterios o factores técnicos que incluyen el riesgo, la descontaminación, y el efecto de confinamiento geológico. Atendiendo a la composición

del residuo líquido procedente de la reelaboración del combustible (tabla 1), los productos de fisión de periodo largo son menos tóxicos que los actínidos menores, y el plutonio. Para conseguir un alto rendimiento en el proceso de transmutación, es necesario alcanzar una óptima separación del residuo en elementos o, aún mejor, grupos de elementos. Para ello pueden emplearse métodos actuales usados en las plantas de reelaboración, incorporando nuevas técnicas de extracción para así proceder a la separación de los actínidos (Pu, Np, Am y Cm), de los productos de fisión (Sr, Cs, Tc), de los metales nobles y, sobre todo, de los lantánidos.

En la figura 1 (página 32) se puede ver un esquema básico de separación y transmutación, partiendo de un combustible gastado de un reactor de agua ligera. Se destacan los procesos de reelaboración, separación y transmutación frente a la disposición definitiva de TRU (transuránicos) y productos de fisión que aparecen en el residuo líquido (HLW).

De entre las opciones de transmutación nuclear, la inducida por neutrones se demuestra como la

* E. Mínguez es doctor ingeniero industrial, profesor de Tecnología Nuclear de la Universidad Politécnica de Madrid (UPM). J.M. Martínez es doctor ingeniero industrial, catedrático de Ingeniería Nuclear de la UPM y J.M. Perlado es doctor ingeniero industrial, profesor de Física Nuclear de la UPM.

más efectiva. La deseada conversión del isótopo radiactivo problema en otro de menor vida y actividad se produce mediante las diversas reacciones neutrón-núcleo. En el caso de los productos de fisión, la captura radiactiva es la reacción fundamental de transmutación (mayores secciones eficaces en todo el rango energético), sin olvidar algunas reacciones umbral para energías ≥ 1 MeV. En la mayoría de los casos, la captura de un neutrón por un producto de fisión inestable conduce finalmente a un nuevo elemento mediante una desintegración β y, normalmente, los isótopos de este nuevo elemento tienen secciones eficaces mucho más altas que las de aquel que se desea transmutar, empeorando el balance neutrónico del sistema, por lo que precisarán separación isotópica inmediata después de su formación.

Por otra parte, una eficiente transmutación de actínidos no pasa, evidentemente, por la captura, puesto que de esta manera lo que aparecen son nuevos isótopos escalando en la tabla periódica, todos ellos inestables y radiactivos de muy diversos periodos, con lo que el

resultado sería despreciable. En este caso la reacción fundamental es la fisión nuclear. Que la razón de captura a fisión sea lo menor posible, de manera que se incentive esta última reacción, parece muy deseable; siendo esa relación una función de la energía del neutrón (Perlado, 1992).

En general, el núcleo bombardeado está caracterizado por ser radiactivo, con una constante de desintegración λ . El flujo de partículas proyectil que incide sobre el núcleo producirá una tasa de reacciones nucleares, tal que el balance de núcleos que se transmutan viene dado por la ecuación

$$\frac{dN}{dt} = -(\phi\sigma + \lambda)N$$

donde:

- N es el número de núcleos presentes en el instante t ,
- σ es la sección eficaz total de la reacción, que dependerá de la energía de las partículas proyectiles,
- ϕ es el flujo de partículas proyectil que bombardea,
- λ la constante de desintegración radiactiva de los núcleos.

La solución de la ecuación anterior da la evolución de la concentración de núcleos existentes en el instante t , conocidos los existentes en el instante inicial N_0 .

$$N(t) = N_0 e^{-(\phi\sigma + \lambda)t}$$

Se define el periodo efectivo de desaparición T_{ef} como el tiempo necesario para que $N(t)$ se reduzca a la mitad, y viene dado por:

$$T_{ef} = \frac{\ln 2}{(\phi\sigma + \lambda)} = T_{1/2} \cdot \frac{\lambda}{(\sigma\phi + \lambda)}$$

donde $T_{1/2}$ es el periodo de semidesintegración.

Se observa que un valor de ϕ mucho mayor que λ permite reducir el $T_{1/2}$ considerablemente. Un análisis de estas reducciones forma parte de la selección adecuada del flujo de partículas y energía de las mismas. Según sea la partícula proyectil usada, la sección eficaz tendrá un valor asignado e invariable. Las secciones eficaces de los núcleos que serán transmutados son muy elevadas para los neutrones térmicos, lo cual parece muy adecuado para producir fisiónes y reducir la concentra-

► **Tabla 1. Características de los radionúclidos de larga vida presentes en un combustible típico de un reactor de agua, después de un quemado de 33 Gwd/T y 3 años de enfriamiento.**

Radionúclido	Periodo (años)	Abundancia (g/t)	Actividad específica (Bq/g)	Factor de dosis por ingestión (Sv/Bq)
Actínidos menores:				
²³⁷ Np	$2,1 \times 10^6$	434	$2,6 \times 10^7$	1×10^{-6}
²⁴¹ Am	$4,3 \times 10^2$	217	$1,3 \times 10^{11}$	$1,2 \times 10^{-6}$
²⁴³ Am	$7,4 \times 10^3$	102	$7,4 \times 10^9$	$1,2 \times 10^{-6}$
²⁴⁵ Cm	$8,5 \times 10^3$	1,2	$8,3 \times 10^9$	$1,2 \times 10^{-6}$
Productos de fisión:				
⁷⁹ Se	$6,5 \times 10^4$	4,7	$2,58 \times 10^9$	$2,3 \times 10^{-9}$
⁹³ Zr	$1,5 \times 10^6$	714	$9,3 \times 10^7$	$4,2 \times 10^{-10}$
⁹⁹ Tc	$2,1 \times 10^5$	814	$6,3 \times 10^8$	$3,4 \times 10^{-10}$
¹⁰⁷ Pd	$6,5 \times 10^6$	200	$1,9 \times 10^7$	$3,7 \times 10^{-11}$
¹²⁶ Sn	$1,0 \times 10^5$	20,3	$1,0 \times 10^9$	$5,1 \times 10^{-9}$
¹²⁹ I	$1,6 \times 10^7$	169	$6,5 \times 10^6$	$2,4 \times 10^{-8}$
¹³⁵ Cs	$2,3 \times 10^6$	1312	$4,2 \times 10^7$	$1,9 \times 10^{-9}$

ción de productos de fisión. Sin embargo, con núcleos actínidos cuyo número de nucleones sea par (^{242}Cm , ^{240}Pu , ^{238}Np , ...) produce reacciones de captura y la aparición de núcleos similares o del mismo grupo, lo que afecta a la razón captura a fisión. Con neutrones rápidos, las secciones eficaces son más bajas, pero la razón fisión a captura es mayor en todos los núcleos actínidos.

De cara a la transmutación de productos de fisión, junto a los métodos clásicos de inducir captura neutrónica, C. Rubbia ha propuesto la metodología de cruce adiabático de resonancias, conocida por Adiabatic Resonance Crossing (ARC), que se basa en la pequeña ganancia de letargia por colisión con el plomo, por parte del neutrón. Ello hace que en una matriz de plomo los neutrones sufran una moderación cuasicontinua a nivel diferencial y, por tanto, sean especialmente sensibles a las resonancias que presente

cualquier isótopo, y en particular los de vida larga, como el Tc-99.

Un aspecto crítico al considerar la efectividad de la transmutación es la adecuada separación isotópica, imprescindible para obtener una óptima economía neutrónica, así como para disminuir la toxicidad del producto transmutado. Otra motivación importante para la separación es la posible presencia de otros isótopos estables del mismo elemento que se desee eliminar, lo que puede dar lugar simultáneamente a la generación del isótopo problema a la vez que está siendo transmutado.

2. Antecedentes sobre la transmutación

Hace algo más de dos decenios se iniciaron programas en algunos países de Europa y en Estados Unidos sobre la transmutación y separación de actínidos menores, y de algunos productos de fisión como ^{90}Sr , ^{137}Cs , ^{99}Tc , ^{129}I (Claiborne, 1972, Mínguez, 1979). El éxito obtenido

fue escaso, ya que se comprobó la dificultad existente para separar entre sí cada uno de los actínidos, y los productos de fisión.

Hacia 1976 el Organismo Internacional de Energía Atómica comenzó un programa de investigación sobre transmutación, que concluyó en 1982 con un informe en el que se recomendaba, entre otros aspectos, que la separación y transmutación tenían que considerarse con ciertas reservas debido a su escasa viabilidad técnica.

Tras la International Nuclear Fuel Cycle Evaluation (1978-80) y la ralentización de los programas nucleares, el interés por la transmutación de actínidos decayó notoriamente, y no se produjeron aportaciones significativas.

Posteriormente, en 1988, la Comisión Japonesa de Energía Atómica emprendió un programa de I+D muy ambicioso, llamado OMEGA (Options for Making Extra Gains from Actinides and Fission

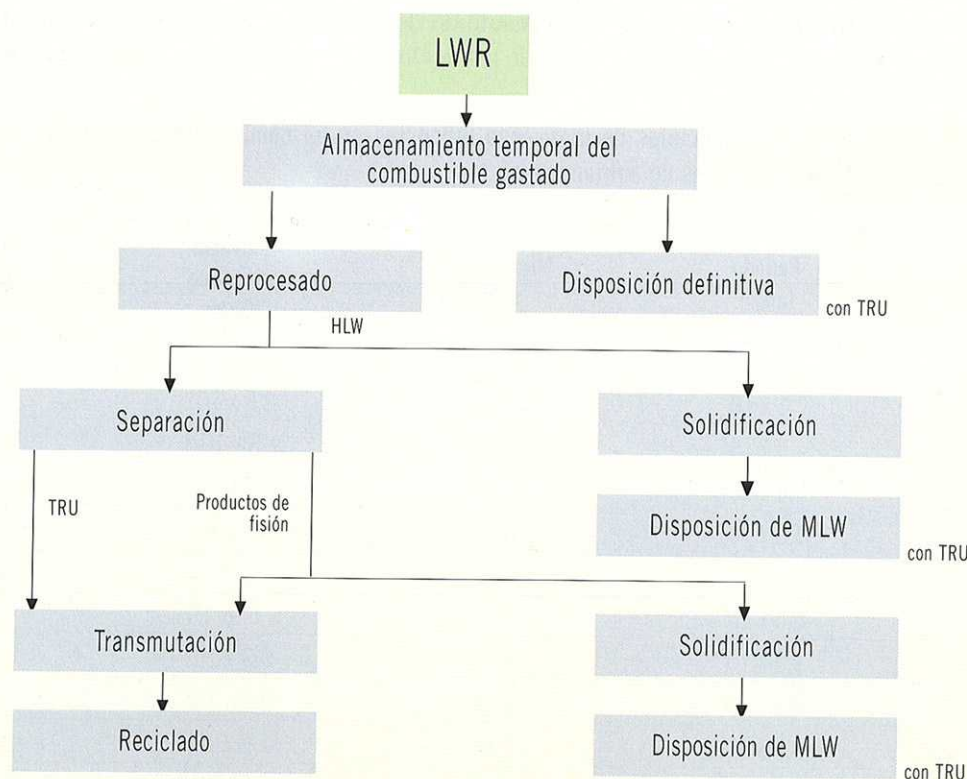


Figura 1. Esquema de la separación y transmutación.

Products), con el objetivo de reducir los riesgos de los residuos de alta actividad, mediante la transmutación. Esta iniciativa despertó el interés de la transmutación en otros países, sobre todo en Francia. Desde comienzos de los 80, Francia había ya realizado experiencias con óxidos de U y Pu en el reactor Phenix. Empezó nuevos métodos de investigación para adaptarlos a los procesos de reelaboración, en los que tenían amplia experiencia e inició el programa SPIN (Separation and Incineration). También en Estados Unidos se establecieron varias estrategias para la separación y transmutación del combustible gastado, y se estableció un programa basado en el empleo de aceleradores para transmutación, conocido por ATW (Accelerator Transmutation Waste).

En 1990, los países miembros de la OCDE elaboraron un documento que marca la acción a seguir en la separación y transmutación, matizando el interés que pueden tener a largo plazo. También la Unión Europea inició programas similares en sus centros de investigación (Karlsruhe y Petten). Igualmente el OIEA inició la formación de comisiones técnicas.

Con el actual nivel de producción y acumulación de actínidos y productos de fisión, dicho concepto ha cobrado nueva vigencia. Además, mientras que hace dos décadas la única vía de la transmutación de los actínidos y productos de fisión separados del residuo era reciclarlos en reactores térmicos, o en reactores rápidos, ahora con la revitalización realista de los sistemas asistidos por acelerador de partículas (Accelerator Driven System – ADS) capaces de producir elevados flujos neutrónicos, parece más probable lograr rendimientos mayores en la transmutación.

La estrategia general de la transmutación como una opción para la gestión de residuos radiactivos se fundamenta en el *a priori* beneficio radiológico que se espera obtener, lo

cual permitirá que los residuos sean más aceptables en términos de riesgos a largo plazo, y sobre todo disminuirán los requisitos tecnológicos del almacenamiento geológico definitivo. Simplemente reelaborando el combustible gastado se obtienen ventajas en cuanto a los riesgos radiológicos en función del tiempo (figura 2, página 35).

Para ello es necesario elegir los radionucleidos más importantes desde el punto de vista radiológico, y las técnicas adecuadas y viables para separarlos del residuo radiactivo. Finalmente, una vez separados, proceder a su transmutación en dispositivos desarrollados para tal fin, usando el menor número de ciclos posibles, obteniéndose un residuo final, en el que su toxicidad sea menor.

3. Separación de elementos transuránidos

Hasta el momento actual, el único procedimiento existente para recuperar los elementos radiactivos del combustible gastado consiste en la reelaboración. Mediante este procedimiento se puede recuperar el U y el Pu en casi su totalidad, produciéndose un residuo radiactivo final formado por una pequeña cantidad de uranio y plutonio (del orden del 0,1% del total), más los elementos transuránidos, y los productos de fisión. Como ya se ha indicado antes, junto al Pu, los más importantes radionucleidos desde el punto de vista radiológico son: Np, Am y Cm, entre los transuránidos, llamados también actínidos menores; los productos de fisión: Tc-99, I-129, Sr-90, Cs-135, además de los lantánidos que aparecen como productos de fisión. Mezclados con los productos del residuo, aparecen también metales nobles como Ru, Pd, Rh.

Los métodos de reelaboración o más generalmente de separación química se dividen en dos grupos: los métodos húmedos, que emplean disolventes químicos y trabajan con disoluciones acuosas de ácido nítrico, y los métodos secos o piroquímicos.

El modelo PUREX es el claro representante de los métodos húmedos, mientras que los piroquímicos están pensados para separar actínidos en combustibles avanzados, incluso aquellos en los que se ha procedido a una transmutación previa. Muchos de los conceptos avanzados de transmutación se basan en procesos secos o pirometalúrgicos de separación.

Los métodos húmedos pueden aplicarse de dos formas para proceder a la separación de estos elementos. En una primera fase se toma como referencia el método PUREX, y se trata de incorporar en él nuevas técnicas de separación, para extraer en su totalidad el neptunio y el tecnecio, sin necesidad de muchos cambios, solamente introduciendo nuevos extrayentes. Con estas mejoras del método PUREX se obtiene un residuo con una radiotoxicidad menor. Estas mejoras se están llevando a cabo en las plantas de La Hague (Francia), Sellafield (Inglaterra) y se piensan incluir en Rokkascho Mura (Japón).

La segunda fase se contempla a más largo plazo, y consiste en desarrollar nuevos métodos de separación por vía húmeda, algunos en fase muy avanzada, con el fin de separar los actínidos, lantánidos y algunos productos de fisión del residuo, pensando en optimar la transmutación.

En cuanto a los pirometalúrgicos, caben varias alternativas, siendo las principales las de sales fundidas (más electrolisis o electroforesis) y la volatilización (con flúor). Estos métodos no han tenido hasta la fecha el grado de comercialización del PUREX, pero podrían ser una alternativa muy valiosa para la separación global de los transuránidos, que es la solución idónea de cara a la transmutación.

4. Sistemas transmutadores

En los estudios comparativos se suelen considerar los siguientes sistemas transmutadores: reactores de fisión, tanto térmicos como rápidos,

reactores de fusión, híbridos de fusión-fisión, y sistemas subcríticos que usan un acelerador de protones para producir neutrones, mediante reacciones de espalación.

En los reactores térmicos el rango de energías de las secciones eficaces de los materiales a transmutar es muy elevada. El nivel de fluencia en un reactor térmico característico durante un año de exposición es de 10^{21} neutrones.cm⁻². La transmutación de actínidos en sistemas térmicos es posible por razones de experiencia y de disponibilidad, aunque se han identificado serias desventajas.

Los reactores rápidos de tipo LMFBFR que emplean sodio como refrigerante tienen espectros neutrónicos menos duros que el espectro de fisión, debido a la moderación con el sodio. En este tipo de reactores la exposición anual suele ser de 10^{22} n.cm⁻².

En los últimos años se han desarrollado aceleradores que permiten, con altas corrientes, acelerar partículas con una alta energía. Es posible usar corrientes de algunos mA en la aceleración de protones a varios GeV que, al interactuar con un material pesado, producen neutrones mediante reacciones de espalación. Conceptos como los desarrollados en los proyectos ATW y OMEGA han dado una nueva dimensión a la transmutación, ya que permiten obtener altos flujos neutrónicos, superiores hasta los ahora usados en reactores térmicos y en los rápidos.

Entre estos conceptos, basados en aceleradores, hay que destacar el Energy Amplifier (C. Rubbia y otros, 1995) bajo la dirección del premio Nobel C. Rubbia. Este concepto, además de su uso como transmutador, permite la producción de energía, usando el ciclo del torio y plomo como refrigerante. Se propone una tecnología avanzada crítica, basada en ciclotrón para aceleraciones hasta 200 MeV en una fase inicial, y combinación LINAC-ciclotrón para las mayores energías

(hasta 1 GeV), con una corriente de 12,5 mA. Como transmutador, se demostrará alta eficiencia para residuos de alta y media vida, en un ciclo en el que todos los actínidos residuales son introducidos en el sistema sin modificar su velocidad (no activación en el reprocesado). Al no emplear el ciclo del uranio, sino del torio como generador de energía se producen actínidos en pequeña cantidad, que se autoconsumen en ciclos posteriores. Más aún, el plomo conforma un espectro mucho más útil que el del sodio para fisiónar los actínidos, minimizando su captura neutrónica (despreciable por encima de 1 MeV). Por tanto, de interés como objetivo comercial, el *amplificador de energía* puede reordenar la disposición de su reactor para alojar sustancias radiológicamente indeseables, sobre todo actínidos, y funcionar como un productor de potencia dedicado muy especialmente a transmutar radionucleidos (Rubio, 1997).

Cuando los reactores de fusión estén disponibles a nivel prototipo o comercial usando como combustible deuterio-tritio generarán una fuente de neutrones de 14 MeV que permitirá la transmutación de actínidos. Una alternativa a estos reactores son los denominados híbridos de fusión-fisión, algunos de cuyos diseños conceptuales se pueden encontrar en una amplia bibliografía, recopilada por Piera y otros (1987).

5. Proyectos sobre la transmutación de residuos

Los trabajos más desarrollados son los de Estados Unidos, Japón, Francia y la Unión Europea, destacando el concepto de *amplificador de energía* de Carlo Rubbia, que en este momento puede considerarse como la base fundamental sobre el que se soportan el resto de los diseños. Es realmente notable destacar que los conceptos de años anteriores han ido confluyendo en la concepción del *amplificador de energía*.

En Estados Unidos la política actual consiste en almacenar el

combustible del reactor sin reprocesar en un almacenamiento geológico profundo. Sin embargo, las incertidumbres que se presentan a largo plazo en este tipo de emplazamientos están retrasando la licencia del mismo, y por tanto elevando su coste final. La razón del retraso se debe al contenido de actínidos presentes. Se estima que hacia el año 2015 habrá más de 250.000 toneladas de combustible gastado en el mundo, el cual contendrá unas 2.000 toneladas de plutonio. Solamente en Estados Unidos estos valores son 7.000 toneladas de combustible gastado, con 500 toneladas de plutonio. Para paliar en parte el almacenamiento de esta cantidad de combustible, del cual parte puede ser todavía usado, el ATW (Accelerator-Driven Transmutation Waste) ofrece una posibilidad para eliminar plutonio, actínidos y productos de fisión de larga vida.

En el ATW todo el combustible gastado será destruido por fisión o transmutación en su paso por la instalación, usando un quemador subcrítico conducido por un acelerador y con un tratamiento piroquímico del combustible inicial y del residuo residual. Este tratamiento global es distinto al previsto en otros conceptos de Europa y Japón, que usan un proceso de reproceso acuoso, obteniendo plutonio que se usa para fabricar combustible tipo MOX, el cual se destina a otros reactores. Por tanto, la denominación para el caso americano es *once-through destruction*.

El ATW consta de tres elementos fundamentales:

- Un acelerador lineal de protones.
- Un sistema de tratamiento de combustible gastado, y de acondicionamiento del residuo final basado en la técnica piroquímica.
- Un sistema subcrítico quemador formado por plomo líquido que produce y utiliza el flujo de neutrones mediante un acelerador que lleva los protones a producir reacciones de espalación con el plomo.

El acelerador podría tener 170 MW de potencia en el haz de protones. El sistema piroquímico produce un flujo de plutonio y actínidos que se mezcla con productos de fisión. Este flujo se encapsula en elementos combustibles metálicos para su posterior irradiación en el quemador subcrítico. A su vez, el uranio separado del combustible gastado se envía a las plantas de enriquecimiento para su uso. El residuo resultante formado por la vaina del combustible, la mayoría de los productos de fisión, así como los productos de fisión del residuo transmutado se prepara para su disposición final en un almacenamiento geológico, cuyas características no tienen por qué ser tan extremas como las que tendrían para almacenar todo el combustible sin reprocesarlo.

En el sistema de acondicionamiento del residuo final, los productos de fisión del ATW se separan en tres grupos: metales activos, metales nobles y lantánidos. El ATW trataría éstos como residuos para almacenamiento definitivo, usando diversos procesos para cada uno. Se estima que se obtendría un promedio de 50 kg de productos de fisión por cada tonelada de combustible gastado, con un contenido menor a 100 ppm de plutonio, actínidos y productos de fisión de larga vida. La mayor parte de la radiactividad contenida en este residuo descargaría decaería antes de 300 años.

El acelerador, junto con el material pesado (plomo en este caso), produce un alto flujo de neutrones rápidos que se mueven en el quemador subcrítico. Aquí el plomo se usa como fuente de espalación y como refrigerante. Esta tecnología es la misma que la usada por el *amplificador de energía* de Carlo Rubbia, y se basa en la tecnología desarrollada en Rusia para los submarinos de propulsión nuclear. En el sistema subcrítico los coeficientes de reactividad tienen poca importancia, y están fuertemente desacoplados de la fuente neutrónica, como también ocurre con los bancos de control.

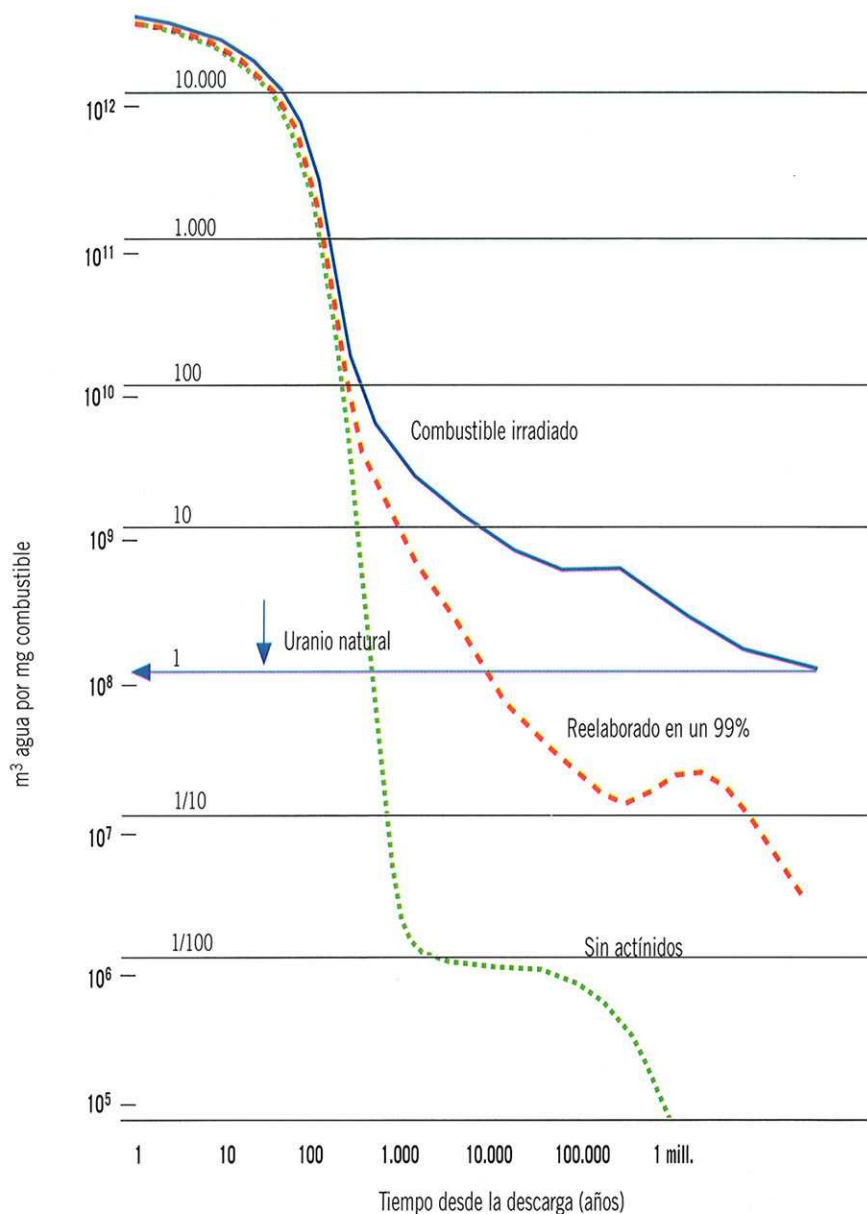


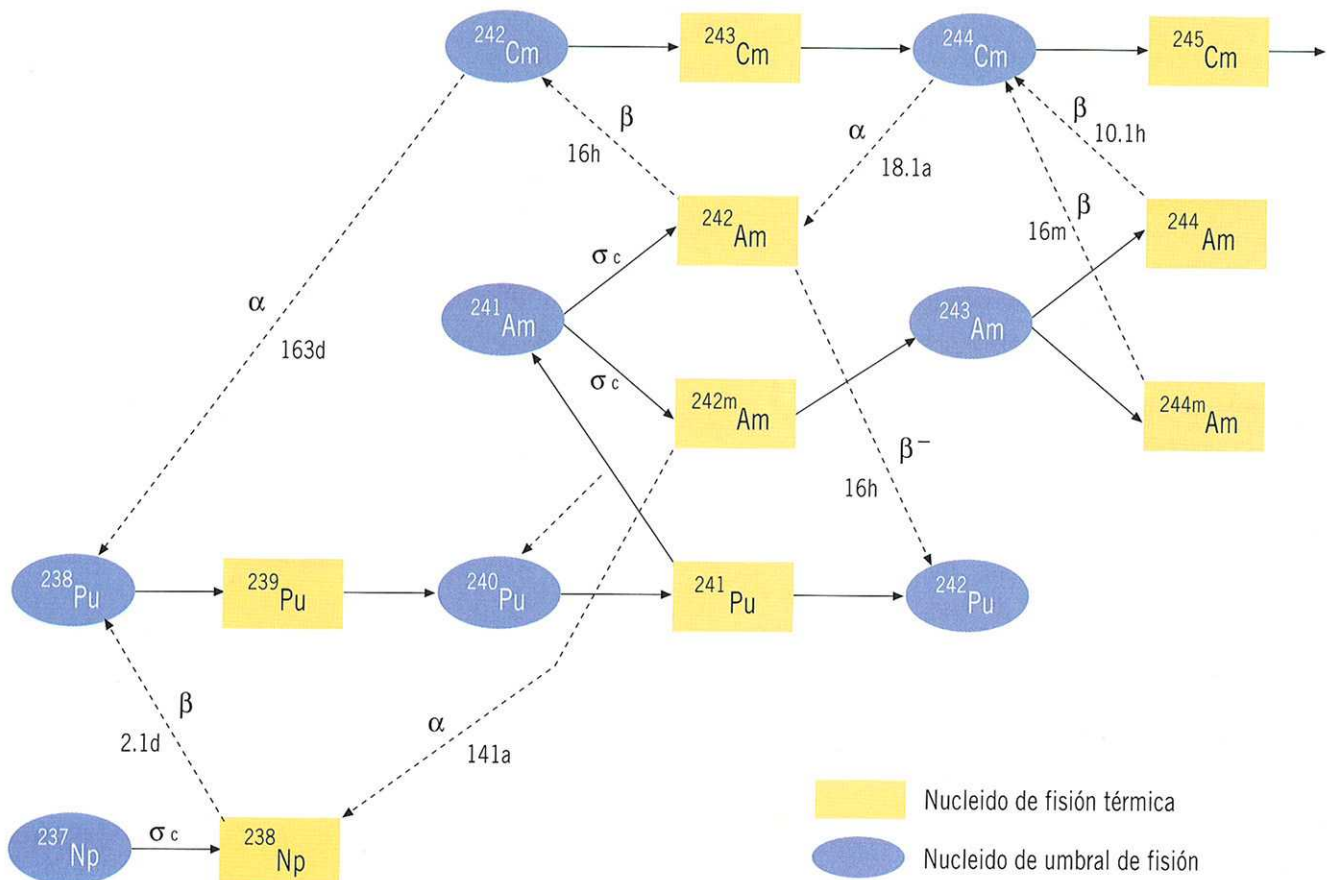
Figura 2. Riesgo radiológico según alternativas.

En este esquema, el ATW ofrece los siguientes parámetros de diseño: el acelerador es de tipo lineal para protones, y tiene una energía de 1,7 GeV con una corriente de 100 mA; se pueden alimentar a 5 quemadores subcríticos, que producen 3.000 MW cada uno por la fisión del plutonio y otros tantos actínidos presentes. La capacidad de destrucción de transuránidos es de 4,5 toneladas y 2 toneladas de productos de fisión al año. La planta piroquímica para el tratamiento de combustible gastado podrá tener una capacidad de 500 toneladas año. Después de suministrar potencia al acelerador,

el conjunto dará una potencia eléctrica de 5,2 GW. Con este sistema, de las 70.000 toneladas con 500 de plutonio, se obtendrían sólo 3.000 toneladas de residuo final que requeriría almacenamiento definitivo, con menos de 0,2 toneladas de plutonio y otros actínidos.

De esta forma las incertidumbres del almacenamiento definitivo se eliminarían, el calor generado en el residuo final es mejor recuperado, y la radiotoxicidad decrecería en un factor 100 en el tiempo.

Países como Francia, Italia, Suecia, República Checa, Rusia, Japón, Corea han abordado proyectos de



► Figura 3. Creación y desaparición de transuránicos.

este tipo, en mayor o menor escala. A su vez, Estados Unidos y la Unión Europea han comenzado una colaboración en el desarrollo de esta tecnología, a través del International Science and Technology Center (ISTC). Se piensa iniciar un programa de tipo ATW de menor escala durante el periodo 1998/2002 entre Estados Unidos y varios países: Francia, Suecia, Rusia, Italia, Japón, Corea y otros países de la Unión Europea. Al final de este periodo, se haría un balance sobre distintos aspectos tecnológicos: tecnología del plomo, piroquímica y transmutación. Si el resultado es positivo se podría avanzar en un segundo nivel mediante la realización de un experimento piloto de 100 MW, con un acelerador de protones de 5 MW.

Por su lado, Japón, concretamente JAERI, ha iniciado unos estudios que cubren las siguientes áreas:

- Desarrollo de un proceso de separación en cuatro grupos.

- Un estudio de diseño de reactor quemador de actínidos, junto al sistema acelerador.

- El desarrollo de un acelerador de protones.

- Desarrollo de tecnologías de ciclo de combustible.

- Soporte básico de investigación para sistemas de transmutación.

La investigación sobre transmutación en Japón está basada en los proyectos Neutron Science Project (NSP) y OMEGA. El primer objetivo es construir un acelerador de protones de alta intensidad con una energía de 1,5 GeV, cuya potencia del haz estará entre 6 y 8 MW. La Comisión de Energía Atómica de Japón comenzó en 1988 un proyecto en dos fases en colaboración con varias instituciones del país conocido por el programa OMEGA. La primera fase hasta 1997, con estudios básicos y algunos ensayos para evaluar varios conceptos y desarrollar algunas tecnologías. La segunda

hasta el año 2000, con planes de demostración de conceptos y pruebas de ingeniería. A partir del 2000 se planea construir instalaciones piloto para demostrar la tecnología de la separación y la transmutación.

En el proyecto OMEGA se estudian dos conceptos de sistemas transmutador-acelerador. Uno consiste en un blanco de wolframio sólido y un núcleo subcrítico de combustible nitrato, refrigerado por sodio. El otro concepto es una sal con combustible líquido en forma de sal de cloro. En ambos conceptos el espectro de los neutrones es rápido. En el primero, los protones acelerados en el acelerador llegan al blanco de wolframio que se encuentra en el centro del núcleo, cuya composición es nitrato de actínidos. El sodio refrigera el núcleo. El acelerador es de 1,5 GeV con 40 mA de protones, y el núcleo subcrítico (0,93) produce por fisiones 820 MWt. El concepto de sal fundida que actúa como blan-

co y núcleo subcrítico sirve también como refrigerante. En este caso el acelerador tiene 1,5 GeV y 25 mA, con un núcleo de subcriticidad 0,92, suministrando 800 MWt.

Francia parte de la hipótesis de que el plutonio procedente del combustible gastado será reciclado para su uso en combustibles MOX, en reactores LWR, o en reactores rápidos. El empleo del sistema subcrítico guiado por acelerador (ADS) se plantea a través de una simbiosis con reactores nucleares tradicionales. Para ello se han estudiado varios escenarios:

a) Para reducir una masa de TRU un factor de 100 sería necesario disponer del actual y del futuro parque de reactores junto a las tecnologías de reprocesado, y a un sistema ADS. Es la aproximación conocida como concepto multicomponente y es similar al de Jaeri, antes tratado. Usa LWR, y los FBR con combustible MOX, mientras que el ADS subcrítico quemará sólo actínidos y PF de larga vida. Para realizar este proceso se usan dos diseños conceptuales de ADS. El INCA-ADS, que usa a su vez dos tipos de espectros neutrónicos, y el ADS, basado únicamente en sales fundidas con un espectro rápido.

El concepto INCA-ADS usará como combustible sólo actínidos, otros que el Pu y el U. Emplearía un acelerador lineal de 1 GeV, a 50 mA con protones, sobre un banco de espalación, que está rodeado por un reactor subcrítico con dos zonas: una con neutrones rápidos en las cercanías del blanco, y otra más exterior con neutrones térmicos. La potencia térmica generada sería de 1500 MWe.

El concepto ADS emplea una sal fundida formada por un 60% de Pb Cl₂ más un 40% de MACl₂. El espectro neutrónico será rápido. La carga de combustible es baja, y por tanto la masa transmutada será de 0,5 kg al día.

Unas pocas unidades de ADS permitirán reducir los actínidos producidos en un parque de centrales

como el francés (60 GWe) un factor 100, tanto en masa como en radiotoxicidad.

b) El concepto de 2 componentes sólo contiene LWR (MOXC) y transmutadores, en una proporción de 78% de las instalaciones a base de LWR y el resto ADS.

c) Finalmente, el concepto de un componente, en el que consideran un reactor nuevo como el *amplificador de energía* que sustituye a los reactores actuales. Este proyecto, conocido por Gedeon, ya ha comenzado.

Desde 1993 existe un amplio programa de separación y transmutación en Rusia, en el que participan diversos centros de investigación: IPPE-Obninsk (Institute of Physics and Power Engineering), ITEP-Moscú (Institute of Theoretical and Experimental Physics), SRIAR-Dimitrovgrad (Scientific and Research Institute of Atomic Reactors) y otros, coordinados por el ministro de Energía Atómica de la Federación Rusa (Minatom).

Los objetivos principales del programa son:

- Análisis de los criterios radiológicos y requisitos para el ciclo cerrado.
- Desarrollo de métodos de separación avanzados.
- Medida experimental de constantes nucleares de los radionucleidos involucrados en la transmutación.
- Desarrollo de métodos piroquímicos, y métodos de fabricación de combustibles con actínidos.
- Experimentos de transmutación en reactores en operación, con actínidos y tecnecio.
- Búsqueda de mejores sistemas transmutadores.

Los métodos avanzados de transmutación se enfocarán sobre reactores especialmente diseñados o en los actuales reactores rápidos comerciales. Resultados preliminares demuestran que el reactor rápido BN-800 podría usarse como quemador de Pu y actínidos, aunque por razones de seguridad sólo se

podría incluir en él una concentración de actínidos menor del 5%. Según estos datos el BN-800 podría transmutar 100 kg de actínidos menores al año, lo que significa la cantidad generada anualmente por tres reactores tipo VVER-1000.

La Unión Europea auspica algunos proyectos en los Joint Research Centre, como por ejemplo:

- Determinación de características y estabilidad de extrayentes de actínidos, realizado en CEA (Francia), KfK (Alemania) y ENEA (Italia).

- Estudios experimentales realizados en los reactores: HFR-Petten (Holanda); Siloe (Francia) y Phenix/Superphenix (Francia), para conocer las características del quemado de actínidos.

- Estudios de blancos de ⁹⁹Tc y ¹²⁹I para transmutación en el reactor HFR de Petten. Proyecto realizado entre KfK (Karlsruhe) y JRC (Petten).

- Empleo de reactores rápidos, con nuevos combustibles de plutonio y actínidos. Superphenix y EFR (Reactor rápido europeo).

- Participación del CEA y KfK en benchmarks organizados por la NEA/NSC para sistemas de transmutación con aceleradores. Incluye análisis de reacciones nucleares y diseños de conjuntos subcríticos quemadores de actínidos.

Adicionalmente, la Unión Europea ha patrocinado los experimentos TARC desarrollados en el CERN por el grupo de C. Rubbia e instituciones colaboradoras, entre las que existen varias españolas. El experimento se ha centrado en probar la eficacia del método ARC utilizando precisamente Tc-99.

El programa actual del OIEA se basa en un documento final del Advisory Group Meeting on P & T of Actinides and Selected Fission Products from HLW, en el que se recomienda coordinar los esfuerzos en otros países que no son miembros de organizaciones como la OECD y la UE. Recientemente se ha concluido un programa de investigación

(CRP-Coordinated Research Program) sobre aspectos de seguridad, medioambientales y de no-proliferación de la separación y transmutación de actínidos y productos de fisión, que abarcó el periodo 1994-1997.

Mención aparte merece la compañía LAESA, radicada en Aragón y que posee la patente de explotación del *Energy Amplifier* del profesor Rubbia. Aunque en el momento actual los planes de LAESA no incluyan una planta de reelaboración o separación de transuránidos, no deja de ser cierto que el *amplificador de energía* se perfila como una herramienta idónea para la transmutación por irradiación neutrónica. Y, habida cuenta de que LAESA posee la citada patente, una de sus elementales derivaciones sería la del uso del *Energy Amplifier* como transmutador, requiriendo para ello consorcios o convenios con laboratorios especializados en reelaboración y separación del combustible irradiado.

Actividades relacionadas con el concepto general del *amplificador de energía* se están desarrollando en el Ciemat, la Universidad Politécnica de Madrid, la Universidad de Zaragoza y otras universidades.

Tampoco puede dejar de señalarse que proyectos como el ATW, inicialmente basados en espectros térmicos hipermoderados con agua pesada, han evolucionado hacia conceptos enormemente similares al *amplificador de energía*.

6. Conclusiones

A través del impulso de los programas nacionales, y de las colaboraciones en los organismos internacionales, se puede crear la infraestructura necesaria para realizar la separación y transmutación de actínidos y productos de fisión de vida larga. Esta ha de incluir los procesos para realizar una separación con un alto grado de rendimiento, a nivel industrial, ya que es necesario manejar elevadas cantidades de

material pesado al año. A continuación se necesitará una capacidad tecnológica para proceder a fabricar combustible con contenido de actínidos, y en algunos casos con productos de fisión. Finalmente el dispositivo transmutador capaz de producir una reducción considerable del inventario de actínidos y productos de fisión, con un número mínimo de reciclados.

Actualmente existe una capacidad de reelaboración de unas 4.800 T/año de material pesado. El plutonio recuperado se está empleando como combustible en reactores térmicos y rápidos. Existe además experiencia industrial de fabricación de óxidos mixtos en Francia, Alemania y Suiza, y la tendencia consiste en quemar el plutonio en reactores. Además del posible empleo de óxidos como combustible, para los cuales los métodos húmedos de separación son los más adecuados, se ha comprobado que en diversos sistemas transmutadores se piensa incluir combustibles metálicos de actinidos. Para esta opción, se requiere el empleo y desarrollo de un proceso pirometalúrgico, que se encuentra en una fase de desarrollo en Japón y en Estados Unidos, lo cual necesitará de un mayor desarrollo para poder alcanzar un nivel industrial.

En un proceso de transmutación de actínidos menores, usando un reactor rápido de los existentes, con 1.600 kg de actínidos, se puede transmutar alrededor del 10% al 12% del total del inventario al año. Para conseguir un factor de reducción superior, en torno a un factor 10, será necesario que la carga inicial se recargue al menos ocho veces, y por tanto realizar ocho ciclos de irradiación, enfriamiento, reprocesado y fabricación de combustible. Por este motivo, se ha pensado en introducir nuevos métodos usando fuentes de espalación con aceleradores de protones, lo cual, de acuerdo con estudios realizados permitirán niveles superiores de trans-

mutación. En el caso de emplear aceleradores como fuente de espalación, la tecnología se ha desarrollado hasta niveles de 800 MeV en protones, y con corrientes bajas. Los requisitos que se necesitan en los futuros aceleradores son alta eficiencia, baja activación, bajo mantenimiento, y un coste de capital lo más bajo posible.

Las características de los sistemas transmutadores, conjuntos subcríticos, necesitan comprobarse, empleando para ello mejores datos nucleares (secciones eficaces, neutrones retardados, etcétera), lo que permitirá tener un mejor inventario final de radionucleidos, y verificar así los factores de reducción.

Es necesaria, en el caso de fuentes de espalación, una mayor demostración de la tecnología de los blancos usados. Actualmente se están realizando experimentos en el acelerador de Los Alamos (LAMPF), ya que la extrapolación al número de neutrones producidos y a su distribución energética en sistemas mayores sólo se ha realizado con modelos de cálculo.

La posterior separación química en los sistemas transmutadores va a depender del concepto usado como transmutador. El comportamiento de materiales a elevadas fluencias neutrónicas es otro de los aspectos que debe analizarse, ya que no existen experiencias en este nivel.

Finalmente se ha de tener en cuenta el riesgo de proliferación nuclear. Esto se ha analizado en algunos conceptos como el ATW o el *Energy Amplifier*. En ellos, al realizarse todas las operaciones *in situ*, es decir en el propio sistema, no existe el problema de pérdidas de cantidades de productos radiactivos proliferantes.

En definitiva, y aun cuando queden muchos cabos tecnológicos por atar, todo parece indicar que la transmutación puede ser una vía idónea para reducir muy significativamente la radiotoxicidad de los residuos nucleares a largo plazo. 

Referencias

- (1) Bowman C.D. et al., *Nuclear Energy generation and waste transmutation using an accelerator-driven intense thermal neutron source*, LA-UR-91-2601, Los Alamos (1991).
- (2) Bowman C.D. *Overview of the Los Alamos accelerator driven transmutation technology program*. Proc. ADTT, Las Vegas, July 1994. Oak Ridge National Laboratory. Report ORNL-TM-3964, 1972.
- (3) Claiborne, H.C. *Neutron-Induced Transmutation of High-Level Radiactive Waste*.
- (4) Mínguez, E. *Energía Nuclear* 119, 159 (1979).
- (5) Perlado J.M. *Rev. Nuclear Española* 112, Septiembre 1992.
- (6) Píera M. et al., *Transmutación de actínidos y gestión integral del ciclo de combustible mediante reactores híbridos*. Ponencia en la XIII Reunión Anual de la SNE (1987).
- (7) Rubbia, C., et al. *Conceptual Design of a Fast Neutron Operated High Power Energy Amplifier*. European Organization for Nuclear Research. CERN/AT/95-44(ET).
- (8) Rubio, J. A., González-Romero, E.M. *El Amplificador de Energía*. Seguridad Nuclear, 2, p. 20 (1997).

Noticias

● Consejo de Seguridad Nuclear	40	● Protección radiológica y medio ambiente	45
● Principales acuerdos del Pleno	42	● Centrales nucleares	46
● Información general	44	● Tecnología	48
● Ciclo del combustible y gestión de residuos...	45	● Publicaciones	48

● CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR

Nuevo presidente del Grupo CONCERT

El pasado 12 de diciembre de 1997, el vicepresidente del CSN, Aníbal Martín, fue nombrado presidente del grupo CONCERT a propuesta de la Comisión Europea. El grupo CONCERT se constituyó dentro del ámbito de la DG XI en respuesta a la resolución del Consejo de la Unión Europea de junio de 1992 que se refiere a los problemas tecnológicos de seguridad nuclear. Esta resolución, además de reafirmar la importancia de la seguridad nuclear en el ámbito europeo, solicita de la Comisión y de los Estados miembros el establecimiento de programas de colaboración con los países del centro y este de Europa y con los de la Comunidad de Estados Independientes.

El CONCERT tiene, como misiones fundamentales, aumentar la eficacia de los programas de ayuda y servir de foro de intercambio de experiencias para el fortalecimiento de los organismos reguladores de los países anteriormente mencionados. En el grupo están representados los organismos reguladores de los países de la Unión Europea y los del centro y este de Europa, así como la CEI. Además, son miembros del grupo los presidentes de los grupos de la Comisión que coordinan la asistencia a dichos países y el OIEA.

Primera reunión del INRA en 1998

El presidente del CSN participó, los días 8 y 9 de enero, en la reunión de la Asociación Internacional de Reguladores Nucleares (INRA), convocada por la NRC en California. Durante la reunión, los miembros de INRA analizaron los aspectos comunes y diferentes de los sistemas reguladores aplicados en los países miembros, a través de las presentaciones que realizaron Japón (MITI), Suecia (SKI), Reino Unido (NII) y Estados Unidos (NRC). Se analizaron los programas de asistencia a países del este de Europa y Asia y los elementos básicos de la regulación de la seguridad nuclear para desarrollar los principios fijados en la Convención sobre Seguridad Nuclear. Se realizaron dos visitas técnicas, una al Laboratorio Nacional Lawrence Livermore y otra a las instalaciones de almacenamiento de residuos de Yucca Mountain. La próxima reunión se celebrará en Washington el próximo mes de julio.

Acuerdo de cooperación técnica con Ucrania

Durante las sesiones celebradas en Viena de la Conferencia General del OIEA el 1 de octubre de 1997, el CSN firmó el *acuerdo de cooperación técnica* en materia de intercambio de información de regulación nuclear con la administración de seguridad nuclear de Ucrania. La firma fue efectuada por el presidente del CSN y por el ministro de Medio Ambiente de Ucrania.

Durante los días 1 al 3 de febrero, tuvo lugar una visita al CSN de una delegación de Ucrania encabezada por el viceministro y presidente del organismo regulador (NRA), A. Smyshliaiev. El viceministro firmó con el secretario general del CSN un memorándum entre ambas instituciones, que constituye un protocolo del acuerdo bilateral firmado en Viena y que instrumentaliza las actividades de intercambio establecidas en dicho acuerdo. Asimismo, el encuentro incluyó reuniones con la Agencia Española de Cooperación Internacional y con el embajador de Ucrania en España.



La delegación ucraniana visitando las instalaciones de la Sala de Emergencias.

Programa de asistencia técnica al OIEA

El CSN mantiene un programa, según peticiones del OIEA y a través de canales diplomáticos del Ministerio de Asuntos Exteriores, de recepción y acogida de visitas científicas de funcionarios técnicos superiores de diversos países no incluidos en la Unión Europea para completar su forma-

ción en temas específicos en países considerados nuclearmente avanzados. Las estancias tienen una duración de una a dos semanas.

Entre los días 15 y 20 del pasado mes de febrero, el CSN y Enresa recibieron la visita de un grupo de expertos de la República de Bielorrusia que forman parte del organismo regulador (Promatomnadzor) interesados en temas de gestión de desechos radiactivos en relación con la planta de almacenamiento Ecores de su país. Del mismo modo, se recibió, entre el 8 y el 13 de marzo pasado, la visita de un experto de la Comisión Nacional de Energía Atómica (CNEA) de la República de Ecuador, responsable de una zona de inspección radiológica de dicho país.

Asimismo, el CSN recibe estancias de mayor duración de técnicos, evaluadores e inspectores que proceden de centrales nucleares en construcción en países como Cuba, Armenia o Brasil.

Enresa y el CSN firman un acuerdo de colaboración



Los presidentes del CSN y Enresa firman el acuerdo de colaboración.

El pasado 24 de febrero, el CSN y Enresa suscribieron un convenio marco de colaboración para el intercambio de conocimientos y experiencias en el ámbito de sus respectivas competencias, la discusión y análisis conjunto de los temas que afectan a ambas instituciones y la promoción de actividades de investigación y desarrollo que las dos organizaciones consideren de mutuo interés. El convenio establece la constitución de una comisión mixta, de carácter paritario, encabezada por el secretario general del CSN y el director de la división de combustible de Enresa. Dicha comisión se encarga de potenciar, seguir y evaluar las actividades derivadas del convenio, incluyendo la realización de acuerdos específicos en materias concretas dentro del alcance del convenio marco.

Comparecencia del presidente del CSN en la Comisión de Industria del Congreso de los Diputados

El pasado 24 de febrero, Juan Manuel Kindelán, presidente del CSN, compareció ante la Comisión de Industria, Energía y Turismo del Congreso de los Diputados

para informar sobre las actuaciones del organismo durante el año 1996. En su intervención además planteó una serie de temas de interés para el CSN, como la vigilancia radiológica ambiental más allá del ámbito próximo a las centrales nucleares, que hasta ahora es asumida técnica y financieramente en exclusividad por el CSN. La necesidad de dotar financieramente los planes de emergencia nuclear; la adecuación de la estructura del organismo para hacer frente a las obligaciones del CSN en el marco de la desregulación y libre competencia en el mercado eléctrico; la conveniencia de someter a las Cortes un informe anual exhaustivo y otro complementario del primer semestre y el anteproyecto de Ley de Tasas del CSN fueron otros de los temas que Juan M. Kindelán trató ante la Comisión.

Presencia del CSN en el Salón Internacional de la Seguridad

El pasado 24 de febrero, dentro del ámbito del Salón Internacional de la Seguridad SICUR-98, se celebró una mesa redonda sobre *Protección frente a las catástrofes: aplicación de las nuevas tecnologías*. En esta mesa, promovida por la Dirección General de Protección Civil, el CSN estuvo representado por su vicepresidente, Aníbal Martín, quien hizo un breve repaso de las actuaciones del organismo ante emergencias nucleares. Asimismo, el CSN mantuvo una muestra de sus publicaciones en la caseta de exposición de la Dirección General de Protección Civil.

El CSN en Heliatom'98

Del 3 al 6 de marzo se celebró la XIV Feria Nacional de la Electricidad y de la Energía, Heliatom'98, organizada por los alumnos del último curso de la Escuela Técnica Superior de Ingenieros Industriales de Madrid. El CSN participó, como en ediciones anteriores, con el montaje de una caseta de exposición para mostrar las publicaciones más recientes y dar a conocer sus actividades entre los visitantes por medio de carteles, folletos, revistas y libros. Asimismo, se instaló un ordenador para acceder a los datos de la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental (Revira). Por otra parte, Agustín Alonso, consejero del CSN y catedrático de Tecnología Nuclear en esta Escuela, participó en la mesa redonda que sobre reactores avanzados tuvo lugar durante la feria.



Exposición del CSN en Heliatom'98.

PRINCIPALES ACUERDOS DEL PLENO DEL CSN

Los acuerdos específicos de cada central nuclear se resumen en el apartado de centrales nucleares (página 46).

Nueva edición del Programa Integrado de APS

En su reunión del 21 de enero, el Pleno del CSN aprobó una nueva edición del *Programa Integrado de realización y utilización de los Análisis Probabilistas de Seguridad en España*, que establece un alcance final común para los APS de todas las centrales españolas y pone énfasis en la utilización del APS en aplicaciones prácticas para el licenciamiento y la reglamentación, así como en las actividades de I+D que es necesario realizar para establecer metodologías aceptables por todas las partes para la ejecución de esas aplicaciones.

Convención de residuos radiactivos

En su reunión del 5 de febrero, el Pleno del CSN acordó informar favorablemente al Ministerio de Asuntos

Exteriores para que el Gobierno proceda a la firma de la Convención Internacional sobre Seguridad en la Gestión de Residuos Radiactivos. El CSN considera que con la firma España se situará en la misma posición de compromiso con la seguridad en la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado que la mayoría de los países occidentales.

Subvenciones del CSN para 1998

Con fecha 5 de febrero, se aprobó la resolución de subvenciones del CSN para 1998. El documento recoge las bases reguladoras y los criterios que se tendrán en cuenta a la hora de conceder o denegar las subvenciones y ayuda que se soliciten al organismo para realizar actividades relacionadas con la seguridad nuclear y la protección radiológica. La resolución fue publicada en el Boletín Oficial del Estado del 17 de febrero.

Plan de Publicaciones para 1998

El Pleno del CSN, en su reunión del 5 de febrero aprobó el Plan de Publica-

ciones del organismo para 1998, que incluye los documentos, informes y libros que se editarán a lo largo del año, dentro de las diversas colecciones del programa editorial. Además de la memoria anual, los informes al Parlamento, la revista *Seguridad Nuclear* y otras publicaciones técnicas y divulgativas, se contempla la edición de varias guías de seguridad.

Resultados del proyecto Phebus-FP

El Pleno del 5 de febrero decidió la participación del CSN en el grupo de trabajo internacional ya constituido por el IPSN francés, con el fin de orientar los resultados del proyecto Phebus-FP hacia los aspectos relativos a la seguridad nuclear en el caso de accidentes severos.

Revisión del Plan de Orientación Estratégica

En su reunión del 18 de febrero, el Pleno del CSN aprobó la primera revisión del *Plan de orientación estratégica del CSN*. El nuevo docu-

Reunión de reguladores europeos

El CSN, representado por su presidente, Juan Manuel Kindelán, el vicepresidente, Aníbal Martín y Javier Reig, asesor de relaciones internacionales, participó en París, el pasado 12 y 13 de marzo, en una reunión de reguladores europeos con programas nucleares convocada por la DSIN, en la que se trató el estado del proyecto EPR y la ampliación de la Unión Europea.

Francia y Alemania hicieron dos presentaciones conjuntas sobre el avance del proceso regulador y las características técnicas del licenciamiento y criterios de seguridad aplicables al proyecto EPR. Si el proceso sigue su desarrollo, en 1999 podría emitirse una autorización preliminar. Técnicamente la fecha más optimista para la primera criticidad del EPR en Francia sería el 2009.

Respecto a la Unión Europea, se concluyó que la seguridad nuclear en los países candidatos se debe incluir en el marco de la ampliación de la UE, y que los organismos europeos con experiencia en la regulación de instalaciones nucleares son los más indicados para emitir una opinión sobre este tema. Por tanto, los

reguladores europeos acordaron preparar un informe que incluya la opinión colectiva sobre la situación de la seguridad nuclear en los países candidatos y que pueda ser considerado por los responsables políticos de la UE. A este respecto, el CSN coordinará el informe de Eslovenia.

Conferencias en el CSN

El doctor Ramón Núñez, director de la Casa de las Ciencias de La Coruña, impartió el pasado 16 de diciembre de 1997 una conferencia titulada *Los museos y la comunicación científica a finales del siglo XX*. Durante su intervención explicó la importancia que para la sociedad moderna tiene la divulgación científica en todas sus facetas, incluida la de los museos de ciencia, para conseguir una alfabetización científica de los jóvenes. Actualmente, los museos de ciencia constituyen en España un ingrediente importante en la oferta cultural de muchas ciudades.

El pasado 19 de febrero, José Manuel Sánchez Ron, catedrático de Historia de la Ciencia en la Facultad de Ciencias de la Universidad Autónoma de Madrid,

mento supone una actualización del aprobado en 1995, que determinaba las líneas estratégicas de actuación del organismo hasta el año 2000. La experiencia acumulada, así como los cambios ocurridos en el entorno, especialmente el nuevo marco de regulación del sector eléctrico, han aconsejado la revisión del Plan, con el fin de consolidar y actualizar los objetivos de 1995, incorporar otros nuevos y establecer una asociación formal entre los objetivos estratégicos, la misión del CSN y sus criterios de actuación.

Acuerdos de encomienda de funciones a las Comunidades Autónomas

El CSN tiene la capacidad, reconocida en su Ley de Creación, de encomendar el ejercicio de actividades propias a las Comunidades Autónomas. Hasta la fecha el CSN tiene firmados acuerdos de encomienda con siete Comunidades Autónomas (Baleares, Canarias, Cataluña, Galicia, Navarra, Valencia y País Vasco). Las funciones encomendadas están relacionadas, básicamente, con las instalaciones radiactivas, incluyendo las de diag-

nóstico médico con rayos X, la inspección de los transportes y el control de los planes de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de las centrales nucleares ubicadas en el territorio de la Comunidad Autónoma.

El CSN ha recogido en un documento los criterios generales para el establecimiento de acuerdos de encomienda y el sistema de control de las actividades encomendadas. El documento *Criterios generales para la encomienda de funciones*, que fue aprobado por el Pleno en 18 de febrero, refleja también el nuevo sistema de contraprestación económica por parte del CSN de los servicios encomendados.

Proyectos de investigación CSN-Unesa

En las reuniones plenarias de finales de febrero y principios de marzo, el CSN aprobó el inicio de los diez primeros proyectos de investigación del plan conjunto CSN-Unesa. Seis de ellos se refieren a las aplicaciones y metodología de los APS y al impacto de la dirección y organización en la seguridad; otros cuatro se desarrollarán sobre cuestiones relativas a la protección radiológica.

Resoluciones adoptadas sobre instalaciones radiactivas industriales, médicas y de investigación

El Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear, a lo largo de las reuniones celebradas entre el 9 de diciembre de 1997 y el 18 de febrero de este año, ha adoptado las siguientes resoluciones relativas a las instalaciones radiactivas situadas en industrias, centros médicos y de investigación: 66 licencias de nuevas instalaciones y modificaciones de algunas ya vigentes; 13 clausuras de instalaciones y retirada de material radiactivo; 6 propuestas de apertura de expediente sancionador; 8 registros de empresas de venta y asistencia técnica de equipos de rayos X; 386 licencias de operador, tanto nuevas como renovaciones y prórrogas; 223 licencias de supervisor entre nuevas, renovaciones y prórrogas; 254 acreditaciones para operar y para dirigir equipos de rayos X; 5 autorizaciones de servicios médicos; 5 homologaciones de equipos radiactivos; 6 licencias de jefe de servicio de protección y una autorización de servicio de protección.



Ramón Núñez, José Manuel Sánchez Ron y Dolores Carrillo, conferenciantes en el CSN.

impartió en el CSN la conferencia titulada *Ciencia, energía y sociedad a propósito de la física nuclear, 1938-1970*. Expuso la importancia de los años centrales de este siglo para el desarrollo de la física nuclear, que se vio impulsada de manera espectacular en diversas

vertientes de uso. Este impulso fue debido al enorme interés que produjeron sus aplicaciones, de las que los científicos se dieron cuenta muy pronto, y del interés de los gobiernos en los usos militares de la energía atómica.

Dolores Carrillo, directora general de Calidad y Evaluación Ambiental del Ministerio de Medio Ambiente, dictó una conferencia el día 26 de febrero en el CSN bajo el título *El Protocolo de Kioto: un com-*

promiso necesario. Durante su intervención, expuso los diferentes acuerdos a que llegaron los países participantes en la cumbre de Kioto, celebrada en esta ciudad japonesa en diciembre de 1997. La necesaria reducción de la emisión de gases de efecto invernadero,

principales agentes del cambio climático, debe afectar al conjunto de la producción mundial y será asumida de diferentes maneras por cada país, en función de sus emisiones y de su desarrollo.

► INFORMACIÓN GENERAL

Reunión del Scientific and Technical Committee del tratado Euratom

El pasado 10 de diciembre tuvo lugar en Bruselas la última reunión del año 1997 del Scientific and Technical Committee, con la participación de Agustín Grau (Ciemat) y Rafael Caro (CSN) como representantes españoles. Las discusiones en esta ocasión, presupuestos y directrices generales sobre los grandes capítulos de fisión y fusión se centraron casi exclusivamente en las recomendaciones de este comité a la Comisión y al Parlamento Europeos para la redacción final del V Programa Marco.

Experiencia operativa durante 1997

El pasado 24 de febrero tuvo lugar la reunión que desde hace doce años celebra anualmente la Sociedad Nuclear Española sobre la experiencia operativa del último año transcurrido, en la que se presentaron las perspectivas para el año en curso. Además de las intervenciones de los representantes de cada una de las centrales nucleares, el director de Wano-París, René Vella, hizo una exposición sobre el organismo que representa y Günter Langepepe acerca de la central nuclear de Philipsburg (PWR y BRW). Por otra parte, Pedro Rivero, vicepresidente y director general de Unesa, pronunció la conferencia inaugural, que trató sobre la liberalización del sector eléctrico. Finalmente, el acto de clausura estuvo presidido por Rafael Caro, consejero del CSN.

Seminario sobre el proyecto de investigación Phebus-FP

El pasado 27 de enero se celebró en Cadarache (Francia) un seminario internacional para dar a conocer el proyecto de investigación Phebus-FP a representantes cualificados de los organismos responsables públicos y privados y a los parlamentarios europeos. Dicho seminario fue organizado por las autoridades del Instituto de Protección y Seguridad Nuclear (IPSN) de Francia y el Instituto de Sistemas, Informática y Seguridad (ISIS) del Centro Comunitario de Investigación de Ispra (Italia). España estuvo representada por el Consejero del CSN, Agustín Alonso, el director general del Ciemat, Felix Ynduráin, y el director de Energía Nuclear de Unesa, Adolfo González de Ubieta.

El proyecto Phebus-FP tiene como objetivo fundamental el estudio experimental de los fenómenos asociados a los accidentes severos. Tanto el CSN como Unesa participan en dicha investigación a través de convenios específicos con el Ciemat y la Cátedra de



Rafael Caro y J. Estapé durante la reunión de la SNE.

Tecnología Nuclear de la ETS de Ingenieros Industriales de la Universidad Politécnica de Madrid.

Jornada sobre energía y cambio climático

El Club Español de la Energía y el Club Español del Petróleo, organizaron el pasado 22 de enero, una jornada sobre el tema *Energía y cambio climático: la cumbre de Kioto*. Un gran número de participantes, que representaban los diversos campos del sector energético, fueron desglosando en los distintos paneles las iniciativas que sobre energía y cambio climático se van a llevar a cabo. Los temas tratados en los tres paneles que se realizaron fueron: la base científica, las conclusiones de Kioto y los sectores energéticos y el cambio climático. Con esta jornada los organizadores pretendieron mostrar el interés que el sector energético tiene por buscar cauces que permitan una mayor divulgación de la realidad vigente y cómo las conclusiones de la Conferencia de Kioto pueden contribuir a un desarrollo adecuado en el futuro de la sociedad.

Entrega de los premios Enresa de periodismo

El 27 de febrero tuvo lugar la entrega del IX Premio Periodístico Enresa 1997 en la sede de la Asociación de la Prensa de Madrid. En esta edición fueron premiados los periodistas de Antena 3 TV, Antonio Baena y Carlos de la Calle, además del redactor de la revista Mundo



El jurado felicita a los ganadores.

Científico, Ignacio Bravo. Asimismo, el jurado concedió un accésit a Sergio Uzquiano por los reportajes publicados en el diario tarraconense El Punt.

El jurado estuvo compuesto por la directora general de Calidad y Evaluación Ambiental, Dolores Carrillo; el presidente de la Real Academia de Ciencias Exactas, Ángel Martín Municio; los periodistas Manuel Calvo Hernando, Manuel Toharia y Felipe Mellizo; el presidente de Enresa, Antonio Colino, y los directores de Asuntos Exteriores y Comunicación de Enresa, Armando Veganzones y Jorge Lang-Lenton.

► CICLO DE COMBUSTIBLE Y GESTIÓN DE RESIDUOS

Desmantelamiento del reactor nuclear francés Superphenix

El gobierno francés anunció el pasado 2 de febrero su intención de desmantelar el reactor rápido reproductor más grande del mundo, el Superphenix. Esta decisión supone uno de los proyectos de desmantelamiento más complejos realizados en la industria nuclear. Según estimaciones del gobierno, se calcula que el coste del desmantelamiento se elevará a 1,76 millones de dólares. Para poder llevar a cabo dicho proyecto será necesario esperar un año hasta que el reactor de 1.240 MW se enfríe lo suficiente, y hará falta otro año antes de que los trabajadores puedan extraer el combustible de plutonio. Asimismo, los expertos aseguran que harán falta tres años para poder extraer las 5.000 toneladas de sodio líquido utilizado como refrigerante. La empresa EDF ha decidido esperar de 40 a 50 años para empezar el desmantelamiento del reactor propiamente dicho.

Caracterización de residuos de baja actividad

El Instituto de Investigación de Energía Eléctrica (EPRI) de EE.UU. ha editado la *Guía de caracterización de residuos de baja actividad (TR-107201)*, en la que se ofrece una panorámica de la caracterización de residuos de baja actividad, con especial atención al uso de datos de laboratorio para desarrollar factores de escala, que permiten conocer el contenido de diferentes radionucleidos presentes en los residuos radiactivos a partir de la determinación experimental de los más significativos entre ellos.

► PROTECCIÓN RADIOLÓGICA Y MEDIO AMBIENTE

Manual para desmantelamiento

Dada la problemática existente en cuanto a planificación, evaluación y medidas radiológicas para la fase de desmantelamiento en la etapa de clausura de una instalación, los departamentos estadounidenses de Energía y de

Defensa, así como la Nuclear Regulatory Commission y la Environmental Protection Agency, han publicado el *Multy-Agency Radiation Survey and Site Investigation Manual (MARSSIM)*, cuyo objetivo es la resolución de la citada problemática para poder asegurar el cumplimiento de los límites impuestos en términos de dosis y de riesgo. Se trata de un interesante y necesario trabajo, que presenta una gran flexibilidad de aplicación para cualquier clase de instalación, tanto de tipo nuclear como radiactivo.

Medición de radón en Francia

Las autoridades sanitarias francesas, basándose en las recomendaciones del Alto Comité de Salud Pública —grupo asesor del gobierno galo sobre temas de protección radiológica— están planificando la realización de mediciones sistemáticas de radón en escuelas y guarderías del país situadas en zonas de tipo granítico y productoras de uranio.

El nivel para desarrollar medidas correctoras se espera que esté situado en torno a los 1.000 Bqm⁻³, medida que podría crear controversia ya que los niveles de intervención recomendados por la ICRP se sitúan en la actualidad entre 200-600 Bqm⁻³ para hogares, entre 500 y 1.500 Bqm⁻³ para edificios ya construidos y 200 Bqm⁻³ para edificios de nueva construcción. El citado comité asesor recomienda que para edificios con valores superiores a los 1.000 Bqm⁻³ se tomen medidas complementarias consistentes en la determinación de la energía alfa potencial, debida al radón y descendientes, depositada en los pulmones de las personas que viven o trabajan en dichos edificios.

La NRC revisa su programa de control de fuentes radiactivas

La NRC está considerando, de manera urgente, poner en marcha un plan para controlar más estrechamente las fuentes radiactivas, sometidas al régimen de licenciamiento general, de uso médico e industrial en Estados Unidos. El programa de licencias generales de la NRC, que utiliza criterios de dosis en lugar de niveles de radiactividad, controla cerca de medio millón de aparatos radiactivos. Los productos o usos que no cumplen el criterio establecido se controlan separadamente a través del programa de licencias específicas.

A pesar de los programas de licenciamiento, algunos aparatos son evacuados ilegalmente en vertederos de chatarra o en otros lugares, con potencial peligro de contacto con las personas o el medio ambiente. De hecho, los casos ya ocurridos han llevado a la industria chatarrera a instar a la NRC para que actúe rápidamente.

La NRC está estudiando un nuevo programa de registro e inspecciones y un análisis de riesgo de las actividades de licenciamiento, cuyos resultados estarán disponibles en octubre de 1998. En España la normativa vigente no contempla el sistema de licenciamiento general y todos los equipos y fuentes son evaluados y licenciados de manera específica.

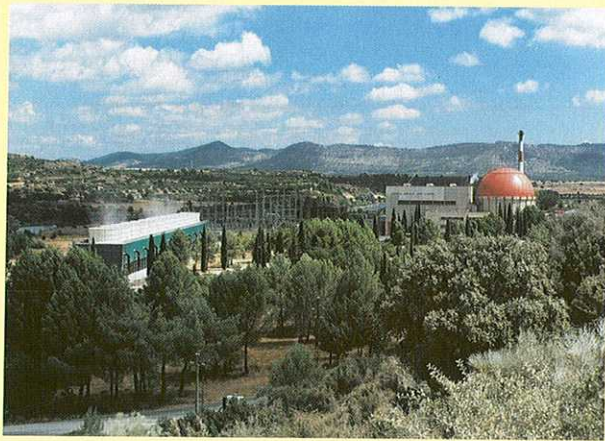
CENTRALES NUCLEARES

La información relativa a las centrales nucleares se refiere a los meses de diciembre de 1997 y enero y febrero de 1998

Durante varios días del mes de enero, con motivo de los ajustes debidos al comienzo del funcionamiento del nuevo mercado eléctrico, algunas de las centrales nucleares estuvieron funcionando a carga parcial.

José Cabrera

En relación con la sustitución de los bastidores del foso de almacenamiento de combustible irradiado, el CSN informó favorablemente la modificación de diseño para su autorización por la Dirección General de la Energía y los cambios en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento afectadas por la sustitución. Asimismo el CSN autorizó a la central, de acuerdo con lo requerido en las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, el manejo



Central nuclear José Cabrera.

de cargas pesadas sobre el foso de combustible irradiado, necesario para realizar las operaciones de sustitución de los bastidores. El 15 de diciembre de 1997 se produjo una parada automática del reactor debido a la parada de la turbina por actuación de protecciones eléctricas en las líneas de salida de energía. Como consecuencia se produjo la pérdida de alimentación eléctrica exterior, manteniéndose la refrigeración del reactor en circulación natural. La alimentación eléctrica exterior fue recuperada en 15 minutos.

El CSN realizó en el trimestre cuatro inspecciones a la central.

Santa María de Garoña

El CSN aprobó una revisión del Estudio Final de Seguridad en la que se incorporaban cambios derivados de las

modificaciones de diseño implantadas en la central durante la recarga realizada en el año 1997 y durante los ciclos de operación 19 y 20. El CSN aprobó una revisión del Reglamento de Funcionamiento en la que se incorporaban los cambios derivados de una reestructuración en la organización del titular de la central. El 13 de enero se produjo la parada automática del reactor debido a oscilaciones de presión en la vasija a presión del reactor originadas durante la realización de pruebas periódicas en el regulador mecánico de presión al producirse una malfunción del mismo.

El CSN realizó en el trimestre tres inspecciones a la central.

Almaraz

El CSN informó favorablemente la aprobación de una revisión de las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento de las unidades I y II, en la que fundamentalmente se incorporaban cambios derivados de la adaptación de varias ETF al NUREG 452 rev 5 draft 0, del cumplimiento de la Generic Letter 88.16 en relación con el Informe de Límites de Operación del Núcleo, y de la introducción en la unidad I de elementos de combustibles con vainas de material Zirlo.

El CSN ha establecido unas instrucciones complementarias para la operación del ciclo 13 de la unidad I debido a que los valores de espesor de la capa de corrosión de las vainas de combustible, encontrados en campañas de medida realizadas en la central, han resultado superiores a los previstos en el diseño del combustible. Estas instrucciones complementarias, referidas también al seguimiento del fenómeno de inserción incompleta de barras de control, requieren:

- Validación del modelo de determinación del espesor de la capa de corrosión y del sistema de inspección del combustible empleado.
- Verificación de diversos aspectos del diseño del combustible y de la corrosión sobre el mismo en operación normal y en caso de transitorios.
- Realización de paradas de la central para efectuar pruebas de inserción de barras de control cuando, para elementos de combustible situados bajo las mismas, se superen valores de quemado especificados.
- Realización en la próxima parada para recarga de controles dimensionales en los elementos de combustible.

El 17 de diciembre de 1997 finalizó la parada para recarga de la unidad I, dando comienzo el ciclo 13 de operación.

El CSN realizó en el trimestre seis inspecciones a la central.



Central nuclear de Ascó.

Ascó

El 13 de diciembre de 1997 se produjo la parada automática del reactor de la unidad I por parada de la turbina originada por la actuación de las protecciones del transformador principal, debidas a una pérdida de aislamiento eléctrico. Tras la reparación del transformador se procedió al arranque de la central. El 16 de diciembre, a una potencia del 21%, se produjo la parada automática del reactor de la unidad I por bajo nivel en los generadores de vapor, originado por la parada de la turbobomba de agua de alimentación principal tras la pérdida de suministro eléctrico a sus bombas de aceite, debido a la desconexión de un transformador auxiliar. La central volvió a operación a potencia una vez subsanada la causa de desconexión del transformador. La unidad II operó durante el trimestre sin incidencias destacables.

El CSN realizó en el trimestre nueve inspecciones a la central.

Cofrentes

Las pruebas previas al aumento de potencia se realizaron en el mes de febrero. Una vez apreciados favorablemente por el CSN los resultados de las mismas, la central procederá a aumentar la potencia desde el 102% de la potencia nominal, previamente autorizado, hasta el nuevo valor del 104,2%.

El CSN informó favorablemente la aprobación de una revisión del Estudio Final de Seguridad en la que se incorporaban, fundamentalmente, cambios derivados de modificaciones de diseño introducidas en la central durante la recarga de 1996 y el ciclo de operación anterior a la misma.

El 29 de enero de 1997, durante las operaciones necesarias para la realización de las pruebas previas al aumento de potencia autorizado a la central, se produjo la parada automática del reactor por alto flujo neutrónico

co debido al fallo de una de las válvulas de control de la turbina. La central volvió a operación a potencia tras la reparación de la válvula que había fallado.

El CSN realizó en el trimestre tres inspecciones a la central

Vandellós II

El CSN informó favorablemente la aprobación de dos revisiones del Estudio Final de Seguridad. En la primera se incorporaban cambios derivados de las modificaciones físicas y documentales realizadas en la central en el año 1996 hasta la finalización de la parada para recarga de ese año. En la segunda se suprimía toda la información incluida en el documento relativa a la calificación ambiental de equipos, que pasa a estar recogida en el Informe de Calificación Ambiental (ICA).

El CSN propuso al Ministerio de Industria y Energía la apertura de un expediente sancionador a la central por haber instalado un transmisor de nivel no cualificado en el sistema de lavado de rejillas del sistema de agua de servicios esenciales sin haber solicitado una exención de la Especificación Técnica de Funcionamiento aplicable. El CSN realizó en el trimestre tres inspecciones a la central.

Trillo

La central operó durante el trimestre sin incidencias destacables. Ha finalizado la fase de revisión documental y pruebas del programa de Análisis de Experiencia Operativa y Sistemas (AEOS), quedando pendiente la presentación al CSN de un informe final sobre la ejecución del programa y la implantación de mejoras, que se realizará durante la parada para recarga de octubre de 1998.

No se realizó en el trimestre ninguna inspección a la central.

Nota: A la fecha de cierre de esta revista, la central se encuentra parada por una avería en el alternador producida el 13 de marzo.

Vandellós I

El 28 de enero, la Dirección General de la Energía autorizó, previo informe del CSN, el cambio de la titularidad de la central de Hifrensa a Enresa para el inicio por esta empresa de las actividades previstas en el Plan de Desmantelamiento. La transferencia se produjo el 4 de febrero mediante la firma de un protocolo por las dos empresas. En consecuencia, el CSN ha aprobado la transferencia interna de las responsabilidades relativas al proyecto de Vandellós I desde la Subdirección General de Centrales Nucleares a la Subdirección General de Ciclo y Residuos.

Durante el trimestre se realizó una inspección a la central.

TECNOLOGÍA

Aplicaciones de los APS

Entre los días 23 y 27 de febrero se celebró en Madrid, con el patrocinio del CSN, Unesa y el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) la reunión de un comité técnico para tratar el tema de *La aplicación de los Análisis Probabilistas de Seguridad (APS) a la mejora de la seguridad de las centrales nucleares*. Asistieron más de 90 especialistas y se presentaron 36 ponencias, con las que se cubrió todo el rango de aplicaciones del APS y se revisaron tres documentos en vías de elaboración por el OIEA: *Aplicaciones del APS*, *APS vivo* y *Garantía de Calidad de los APS*.

Durante la reunión se pudo demostrar cómo se ha incrementado notablemente el uso del APS como herramienta complementaria de la metodología determinista, permitiendo la mejora de la seguridad de las instalaciones y un uso más eficiente de los recursos de los titulares de las centrales.

PUBLICACIONES

Informe sobre Desarrollo Tecnológico en Seguridad Nuclear y Protección Radiológica 1996

CSN. Colección Informes Técnicos 1. 1997

Este informe es el primero de una serie que periódicamente mostrará los avances habidos en aquellos aspectos que afecten directamente a las funciones del CSN. Su objetivo fundamental es servir de base para la revisión del Plan Quinquenal de Investigación del CSN, si bien es de utilidad también para otras actividades, como la orientación estratégica del organismo, las necesidades de formación o la adquisición de nuevas herramientas y asimilación de nuevas metodologías. En total se presentan 45 contribuciones en cinco áreas: centrales nucleares y actividades del ciclo de combustible, instalaciones radiactivas, desarrollos tecnológicos de aplicabilidad general y finalmente desarrollo nuclear y normativo, cerrándose el informe con un apartado de resumen y conclusiones.

Plan Quinquenal de Investigación (1997-2001)

CSN. Colección Documentos. 1997

Esta publicación, realizada por el CSN, constituye la primera revisión anual aplicable al periodo 1997-2001 del Plan Quinquenal de Investigación, válido inicialmente para el periodo 1996-2000, y actualizado a la vista del conocimiento y de las necesidades surgidas de la experiencia derivada de la explotación de las instalaciones, de acuerdo con las tendencias internacionales y como consecuencia de las tareas de evaluación y control llevadas a cabo por el CSN. El Plan se estructura en

dos grandes campos de actividades, la seguridad nuclear y la protección radiológica, incluyendo cada una de ellas, tres líneas de investigación.

Medidas de radón en viviendas españolas

CSN. Colección Otros Documentos 6. 1998

Presentación de las actividades realizadas y los resultados obtenidos, hasta el mes de marzo de 1996, en la determinación de las concentraciones de radón en el interior de viviendas de nuestro país, en la caracterización radiológica de los suelos y los materiales de construcción, así como en el estudio de los parámetros que condicionan la presencia de este isótopo en las viviendas. Trabajos todos ellos realizados por los diferentes grupos que participan en el *proyecto radón del CSN*.

In-Core Instrumentation and Reactor Core Assessment

OECD. 1997

Monitorización y comportamiento del núcleo, instrumentación, tecnologías de avanzadas, análisis de seguridad y procesado de la señal son algunos de los temas tratados en la cuarta reunión de especialistas celebrada en Japón los días 16 y 17 de octubre de 1996 y que recoge esta publicación editada por la secretaría de la OCDE.

El ciclo de combustible nuclear

Sociedad Nuclear Española. Noviembre 1997

Bajo el auspicio de Enusa, Enresa, Equipos Nucleares y Unesa se presentan las catorce conferencias que bajo el título *El Ciclo de Combustible Nuclear* organizó la Sociedad Nuclear Española. Dichas conferencias abarcan desde la exploración, minería y extracción del uranio hasta el controvertido tema del almacenamiento definitivo de residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas. Debido a su rigurosidad y claridad expositiva, norma habitual en las lecciones del Aula Club de la Sociedad Nuclear Española, esta publicación constituye un manual de interés tanto para el profesional como para aquellas personas que se inician en estos temas.

Nuclear Safety Research in OECD Countries

OECD. París 1997

La Agencia de Energía Nuclear de la OCDE ha publicado un informe que trata la estrategia para mantener las capacidades e instalaciones, que en materia de investigación en el campo de la seguridad nuclear se requieren para satisfacer las necesidades presentes y futuras señaladas por el Comité para la Seguridad de las Instalaciones Nucleares (CSNI). Dicha estrategia nace como consecuencia de los elevados costes de las grandes instalaciones experimentales, de la congelación de los programas nucleares, de la disminución de presupuestos y del abandono de equipos de técnicos con experiencia.