



Documentos de Seguridad y Defensa 53

La energía nuclear después del accidente de Fukushima

Escuela de Altos Estudios de la Defensa





Documentos de Seguridad y Defensa 53

La energía nuclear después del accidente
de Fukushima

Mayo 2013

Escuela
de Altos
Estudios
de la
Defensa



MINISTERIO DE DEFENSA

CATÁLOGO GENERAL DE PUBLICACIONES OFICIALES
<http://publicacionesoficiales.boe.es/>

Edita:



www.bibliotecavirtualdefensa.es

© Autor y editor, 2013

NIPO: 083-13-036-4 (impresión bajo demanda)

Fecha de edición: mayo 2013



NIPO: 083-13-023-6 (edición libro-e)

ISBN: 978-84-9781-803-2 (edición libro-e)

Las opiniones emitidas en esta publicación son exclusiva responsabilidad del autor de la misma. Los derechos de explotación de esta obra están amparados por la Ley de Propiedad Intelectual. Ninguna de las partes de la misma puede ser reproducida, almacenada ni transmitida en ninguna forma ni por medio alguno, electrónico, mecánico o de grabación, incluido fotocopias, o por cualquier otra forma, sin permiso previo, expreso y por escrito de los titulares del © Copyright.

ÍNDICE

	<u>Página</u>
Introducción	
La energía nuclear después del accidente de Fukushima	7
<i>Guillermo Velarde</i>	
Capítulo primero	
Opinión pública sobre la energía nuclear. Accidentes nucleares anteriores al de Fukushima	11
<i>Guillermo Velarde</i>	
Opinión pública sobre la energía nuclear según las épocas	11
Lo que sucedía realmente durante las campañas a favor y en contra de la energía nuclear	13
La anómala política energética española	17
Accidentes producidos en las centrales nucleares comerciales productoras únicamente de energía eléctrica antes del de Fukushima	20
Accidentes en fábricas del ciclo del combustible nuclear	20
Comparación con algunos de los accidentes producidos en España en instalaciones no relacionadas con las centrales nucleares	21
Accidentes en las centrales nucleares de uso dual: productoras de plutonio militar y energía eléctrica. Accidente de Chernóbil	21
Consecuencias del accidente de Chernóbil	22
La opinión pública ante el accidente de Chernóbil	25
Capítulo segundo	
Situación de la energía nuclear en el mundo	27
<i>Emilio Mínguez</i>	
Descripción de las centrales nucleares similares a las de Fukushima-Daiichi	27

Capítulo tercero

El accidente nuclear de Fukushima-Daiichi y sus consecuencias	35
<i>Eduardo Gallego</i>	
Introducción	35
El terremoto y tsunami de Tohoku	36
El impacto sobre las centrales nucleares	36
Evolución del accidente	38
Reactor 1	39
Reactor 2	40
Reactor 3	41
Piscinas de enfriamiento del combustible usado	42
Gestión del accidente	43
Refrigeración de los reactores	43
Refrigeración de las piscinas	44
Acciones de mitigación con respecto al agua contaminada acumulada	45
Plan de limpieza y desmantelamiento de la central	46
Impacto radiológico sobre los trabajadores	50
Contaminación del medio ambiente	51
<i>Importancia de los escapes radiactivos</i>	51
Dispersión y contaminación del medio ambiente	53
Impacto radiológico sobre la población	54
Resumen y conclusiones	58

Capítulo cuarto

Pruebas de seguridad en las centrales nucleares	61
<i>Emilio Mínguez</i>	
Revisión de las pruebas de seguridad realizadas en diversas centrales nucleares después del accidente de Fukushima	61

Capítulo quinto

Estado de los programas de construcción y funcionamiento de centrales nucleares después de Fukushima	65
<i>Emilio Mínguez</i>	
Situación general	65
Situación actual en Europa	67
Centrales en construcción fuera de la Unión Europea	68
Países emergentes en la energía nuclear	69

Capítulo sexto

La fusión nuclear y sus aspectos de seguridad	71
<i>J. Manuel Perlado</i>	
Introducción: la fusión nuclear	71
Ventajas en la consecución de la fusión nuclear: recursos, densidad de energía y radiactividad y seguridad nuclear	74
Actividades de investigación y desarrollo en tecnología de fusión: hacia la comercialización	76
<i>Fusión por confinamiento magnético</i>	76
<i>Fusión por confinamiento inercial</i>	78
<i>Seguridad</i>	80
Composición del grupo de trabajo	93
Documentos de Seguridad y Defensa	95

La energía nuclear después del accidente de Fukushima

Introducción

Los accidentes de las centrales nucleares de Chernóbil y Fukushima-Daiichi han influido notablemente en la opinión pública, reforzando las posiciones antinucleares y obviando lo que realmente sucedió en estos accidentes, según se describe en los capítulos 1 y 3.

Los reactores nucleares de Chernóbil eran moderados por grafito y refrigerados por agua ligera, y ya en 1943 se demostró que ese tipo de reactores eran intrínsecamente inestables, es decir, altamente peligrosos y que no deberían emplearse para la producción de energía eléctrica. Los reactores de Chernóbil eran de uso dual: productores de energía eléctrica y de plutonio para las armas nucleares, por lo cual nunca hubieran sido autorizados por ningún organismo regulador de seguridad nuclear de un país democrático. A consecuencia del accidente se produjeron desde 1986 a 2005 menos de 300 muertes, y más de 6.000 cánceres de tiroides, de los que solo 15 han resultado en fallecimiento, en vez de las 200.000 muertes atribuidas por la propaganda antinuclear. Ello no impide que el accidente haya tenido un fuerte impacto social y económico y haya supuesto un gran sufrimiento para las poblaciones afectadas de Ucrania, Bielorrusia y la Federación Rusa.

El accidente de la C. N. de Fukushima-Daiichi se produjo por un terremoto de fuerza 9 en la escala de Richter, seguido por un *tsunami* cuya ola tenía 14 metros de altura con un frente de unos 46 metros, para lo cual la central no estaba suficientemente preparada ya que sus diques

de contención tenían menos de 6 metros de altura. El *tsunami* destruyó los sistemas de suministro eléctrico de emergencia y dejó inhabilitada la refrigeración de emergencia de los reactores, que ya se encontraban en situación de paro técnico. Gracias al eficiente plan de emergencia aplicado por las autoridades japonesas, el impacto radiológico sobre la población no ha sido significativo ni cabe esperar que aparezcan efectos sobre la salud. Desde los primeros momentos del accidente se ordenó la evacuación de las poblaciones más cercanas y la distribución de pastillas de yodo estable para evitar la absorción del yodo radiactivo por el tiroides. El principal impacto es el asociado a la contaminación de larga duración por causa del cesio, lo que mantendrá una zona de cerca de 100 km² con acceso restringido y en la que será difícil el retorno de los evacuados en los próximos años.

El accidente de la C. N. de Fukushima-Daiichi, según se indica en el capítulo 4, no ha afectado aparentemente al número de centrales nucleares en construcción (unas 60) ni en proyecto (más de 100). Japón tiene en parada fría sus restantes 48 centrales nucleares, esperando el resultado a las pruebas de resistencia (*stress test*). Alemania, en cuya política energética prevalecen los partidos verdes, y también Suiza han declarado explícitamente que abandonan la producción de energía eléctrica nuclear. El nuevo presidente de Francia ha anunciado que reducirá la producción de energía eléctrica nuclear del 75 % al 50 % en 2025, manteniendo la fuerza de disuasión del armamento nuclear.

La Unión Europea ha adoptado una serie de pruebas de resistencia, según se indica en el capítulo 4, para evaluar sus centrales nucleares en situaciones extremas mucho más rigurosas que las establecidas en su diseño. Habrá que esperar algún tiempo para que la opinión pública, ante la realidad de los hechos, vuelva al equilibrio.

La energía de fusión nuclear se presenta como la verdadera energía del futuro, según se describe en el capítulo 6. Las enormes ventajas de esta fuente de energía se basan en los siguientes hechos:

El combustible empleado, inicialmente, es una mezcla de los dos isótopos del hidrógeno, el deuterio y el tritio. El deuterio se encuentra en el agua con una concentración de 34 miligramos de deuterio por cada litro de agua, lo que significa que la energía obtenida en la fusión de deuterio contenido en 1 litro de agua es equivalente a la energía producida en la combustión de unos 300 litros de gasolina. El tritio se consume y se produce en el mismo reactor de fusión nuclear (por colisión de un neutrón originado en la fusión contra un átomo de litio empleado como refrigerante).

En la primavera del 2011 entró en funcionamiento en el Laboratorio Nacional de Lawrence Livermore (Estados Unidos) el reactor experimental de fusión nuclear por confinamiento inercial, empleando un láser de cer-

ca de 2 megajulios denominado NIF (National Ignition Facility). Dentro de unos tres años se espera que entre en funcionamiento cerca de Burdeos (Francia) un reactor análogo, el LMJ (Laser Mega Joule). La Unión Europea ha realizado un estudio para el proyecto europeo HiPER de un reactor experimental de fusión nuclear por láser.

En el pasado, se han realizado estudios sistemáticos de seguridad basados en planteamientos hipotéticos, pero en la actualidad se realizan basándose en los reactores experimentales NIF e ITER. Estos estudios corresponden al blindaje, escape del tritio, activación de los materiales estructurales (con radioisótopos con semividas con un máximo de centenares de años) y a los refrigerantes de los reactores.

Un consorcio internacional, en el cual participa España, construirá el reactor experimental de fusión nuclear por confinamiento magnético ITER (International Termonuclear Experimental Reactor), que lleva un retraso de más de diez años.

Se espera que a partir de mediados de este siglo puedan comercializarse los primeros reactores de fusión nuclear productores de energía eléctrica.

Guillermo Velarde

Opinión pública sobre la energía nuclear. Accidentes nucleares anteriores al de Fukushima

Guillermo Velarde

Capítulo primero

Opinión pública sobre la energía nuclear según las épocas

Durante la década de los años 50 se produjeron una serie de acontecimientos relacionados con la energía nuclear que dieron lugar a una campaña de propaganda, unas veces a favor y otras en contra, de esta fuente de energía.

El 8 de diciembre de 1953 el presidente Dwight Eisenhower inauguró la Asamblea General de la ONU con un discurso titulado *Átomos para la paz*, proponiendo el uso pacífico de la energía nuclear. Sus propuestas entraron parcialmente en vigor a lo largo de 1954.

El 21 de enero de 1954, el submarino norteamericano Nautilus entró en servicio; este submarino sería el primero de una serie de submarinos equipados con un reactor nuclear de agua ligera a presión, PWR. El 26 de julio de 1954 se conectó a la red eléctrica el reactor nuclear soviético de Obninsk de 5 MWe, moderado por grafito y refrigerado por agua ligera, del tipo que posteriormente se diría de Chernóbil. Y el 5 de diciembre de 1957 fue botado el rompehielos soviético Lenin, equipado inicialmente con tres reactores nucleares de agua ligera a presión, PWR, siendo el primero de una serie de rompehielos soviéticos.

Estos hechos dieron lugar a una campaña de propaganda soviética contra los Estados Unidos, apoyada en Occidente por grupos prosoviéticos que defendían la energía nuclear para servir a la paz y al progreso. La

campana estaba basada en que, mientras que la URSS desarrollaba reactores nucleares para producir energía eléctrica barata con objeto de mejorar el nivel de vida de los obreros, los Estados Unidos empleaban los reactores nucleares para equipar a los submarinos, continuando con la política belicista iniciada en Hiroshima y Nagasaki. Se consideraba que la propuesta del presidente Eisenhower estaba dirigida a seleccionar a los mejores físicos e ingenieros nucleares de los países de influencia de los Estados Unidos con el objetivo de desarrollar armamento nuclear. El relevante científico Igor Kurchatov, director del programa nuclear soviético, escribió el 28 de enero de 1958 en Pravda: «(prohibir las armas atómicas y de hidrógeno) sería un gran estímulo para los científicos de todos los países del mundo. Trabajar solo en el empleo pacífico de las potentes fuerzas de la naturaleza» (New York Foundation of Arts, 1999).

No obstante, la propaganda chocaba con la realidad de lo que estaba sucediendo en los Estados Unidos y en la Unión Soviética, realidad que iría llegando paulatinamente a conocimiento del público en general, por lo que la campana propagandística fue decayendo hasta desaparecer en la siguiente década.

El período de finales de los años 50 hasta mediados de los 70 podría considerarse la *época dorada* de la energía nuclear, adquiriendo muchas veces un tinte exagerado y ridículo al ser considerada por lo no expertos como la panacea para curar todos los males, desde la artrosis al enfisema pulmonar, pasando por la insuficiencia cardíaca o diversos tipos de cáncer.

El dentífrico debería ser radiactivo para curar la piorrea. En algunos lujosos restaurantes se reservaba para clientes especiales agua de mesa *radiactiva*. Personalmente fui testigo de ello. Durante la visita que uno de los miembros de la Comisión de Energía Atómica norteamericana realizó a la Junta de Energía Nuclear, el presidente de esta, José María Otero, me pidió que les acompañara a comer a uno de estos restaurantes, ya que yo acababa de regresar de una larga estancia en los Estados Unidos. El *maitre* se dirigió a Otero y, preocupado, le dijo que debido a la gran demanda que tenía, solo podía ofrecerle una botella de agua mineral radiactiva. El comisionado americano pidió llevársela de recuerdo. Desde luego, solo bebimos agua mineral, no radiactiva, de la que servían en los restaurantes menos selectos.

En 1958 se inició la construcción de un lujoso balneario en las proximidades de las minas de uranio de Joachimsthal (Bohemia) asegurando que, durante la estancia, en los baños de aguas termales y de barro solo se emplearían las aguas radiactivas depuradas procedentes de tratamiento del mineral de uranio de la mina (*Investigación y Ciencia*, 2008).

Afortunada y paulatinamente, se fue implantando el sentido común y se hizo caso a los expertos en energía nuclear que decían que los efectos no

eran curativos sino todo lo contrario ya que podrían ser cancerígenos, en contra de lo que decía la propaganda de entonces.

Durante la década de los años 60 y 70, la mayoría de los países desarrollados iniciaron una política de construcción de centrales nucleares por considerar la energía nuclear como la más barata de todas las disponibles entonces, excepto de la hidráulica. Además, el precio del uranio sigue siendo un 5 % del coste de generación de la energía eléctrica nuclear, mientras que los precios del carbón y del gas son un 50 % y un 70 % de los costes de generación de estas fuentes de energía. Por otro lado, el uranio se encuentra muy repartido, ya que los principales productores son o bien países democráticos o países políticamente estables, a diferencia del petróleo que se encuentra concentrado en zonas de permanentes tensiones políticas o en países denominados por el Banco Mundial como LICUS (*low income countries under stress*).

Los Estados Unidos tienen en funcionamiento 104 centrales nucleares; Francia, 58; Rusia, 31; España, 8, etc. Francia ha cumplido su objetivo de que a finales del siglo xx un 80 % de la energía eléctrica producida fuese de origen nuclear. En España, se estableció un ambicioso plan energético nacional proponiendo la construcción de 33 centrales nucleares (tabla 1.1) con objeto de obtener análogos resultados que en Francia, pero se cometió un grave error. Mientras que en Francia la política nuclear ha sido, hasta ahora, una política de Estado independiente del Gobierno de turno, en España dependía, y sigue dependiendo, de la errática política energética de los diferentes Gobiernos.

En 2008 el ministro de Asuntos Exteriores de Francia, B. Kouchner, dijo: «Francia apostó por la energía nuclear. Fue el precio pagado por su independencia, su prosperidad, su libertad... Hoy tenemos un grado de autonomía que beneficia a cada francés. El coste de nuestra electricidad es el más bajo del mundo y nuestra economía es una de las más limpias, en términos de emisión de CO₂» (*The Bulletin of Atomic Scientists*, 2008).

Este extenso desarrollo de las centrales nucleares preocupó seriamente a productores de petróleo y gas que estimaron una futura reducción de sus beneficios. De este modo, se inició una campaña de demonización de la energía nuclear que, apoyada por partidos verdes, produjo un resultado desastroso en España.

Lo que sucedía realmente durante las campañas a favor y en contra de la energía nuclear

A partir de 1942, cuando el reactor experimental construido en la Universidad de Chicago por los científicos Enrico Fermi, italiano, y Leo Szilard, húngaro, alcanzó la criticidad, se fueron analizando los diferentes tipos posibles de reactores nucleares que cumpliesen las condiciones necesarias

Centrales Nucleares proyectadas en España

Central	Potencia eléctrica	Tipo	Emplazamiento (provincia)	Propietaria-explotador	Autorizaciones		Fecha real o prevista de
					Previa	Construcción	
José Cabrera	160	PWR	Guadalajara	Unión Eléctrica	BOE 3/4/63	BOE 26/06/64	12/12/1968
Sta. María de Garoña	460	BWR	Burgos	Nuclear	BOE 17/08/1963	BOE 18/05/66	29/03/1971
Vandellos I	4802*930	GCR	Tarragona	Hifrensa	BOE 11/05/67	BOE 23/07/68	ago-72
Almaraz I y II	2*930	PWR	Cáceres	Unión Eléctrica / Hidroeléctrica Española Sevillana de Electricidad	BOE 19/11/71 BOE 5/06/72		01/05/1981 08/10/1983
Lemóniz I y II	2*931	PWR	Vizcaya	Iberduero	BOE 5/06/72	BOE 30/03/74	19/8/1979
Asco I	930	PWR	Tarragona	FECSA	BOE 10/05/72	BOE 26/05/74	ago-83
Asco II	930	PWR	Tarragona	FECSA/ENHER/HECSA/HES	BOE 10/05/72	BOE 21/04/75	oct-85
Cofrantes	975	BWR	Valencia	Hidroeléctrica Española	BOE 9/12/72	BOE 18/11/75	oct-84
Santillana	900	LWR	Santander	Electra de Viesgo	BOE 4/09/73		1980/1981
Punta Endera I y II	2*1000	LWR	Guipúzcoa	Iberduero	BOE 27/11/73		1982/1983
Trillo I y II	2*1000	PWR	Guadalajara	Unión Eléctrica / Eléc. Reun. De Zaragoza E. E I Aragonesa	BOE 15/11/75		may-88
Valdecaballeros	2*1000	PWR	Badajoz	Sevilla de Electricidad Hidro. Española	BOE 25/11/75		1981/1982
Regobola	900	LWR	Lugo	Fenosa/Viesgo/H. Cantabrico	BOE 28/08/76		1982
Savago	1000	PWR	Zamora	Iberduero	BOE 25/11/75		1981
Vergara	1000	LWR	Navarra	Iberduero			1985
Oguella I y II	2*1000	LWR	Vizcaya	Iberduero			1988/1999
C.N. de Aragón	2*1000	LWR	Zaragoza	FECSA/U.E./E.I.A./E.R.Z.			1982/1986
Cabo Cope	1000	LWR	Murcia	Hidroeléctrica Española			1981
Tarifa	2*1000	LWR	Cádiz	Sevilla de Electricidad			1981/1983
Asperillo	2*1000	LWR	Huelva	Sevilla de Electricidad			1980/1990
Azután	1000	LWR	Toledo	H.E.			
Orellana o Puerto Peña	1000	LWR	Badajoz	H.E./H.E./Sevillana			
Vandellos II	1000	PWR	Tarragona	ENHER/HECSA/Hidroel. Del Segre/FECSA	BOE 12/03/76		1988
Vandellos III	1000	PWR	Tarragona	FECSA	BOE 12/03/76		1983

Tabla 1.1

Energía Nuclear en España. De la IEN al CIEMAT. J.M. Sánchez Ron, ed. CIEMAT 2001

de seguridad. En primer lugar, se consideró la condición necesaria, pero no suficiente, que deberían cumplir todos los reactores nucleares comerciales productores de energía eléctrica: si por cualquier motivo se produjese un aumento de temperatura, el número de fisiones debería disminuir para que la energía producida se redujese, dando lugar a una disminución de la temperatura que compensaría el aumento inicial. Técnicamente se dice que el coeficiente de reactividad por temperatura y huecos debe ser negativo, lo que sucede en los reactores nucleares submoderados.

Por este motivo, se desecharon desde un principio los reactores moderados por grafito y refrigerados por agua ligera (agua mineral desion-

zada y desmineralizada), conocidos posteriormente como reactores tipo Chernóbil. Estos reactores tienen, durante el arranque, el coeficiente de reactividad por temperatura y huecos positivo, es decir, si por cualquier motivo aumentase la temperatura, aumentaría el número de fisiones y, por tanto, la energía producida, dando lugar a un aumento de temperatura, incrementándose la temperatura inicial. Esto hace que los reactores tipo Chernóbil sean intrínsecamente inseguros y peligrosos por lo que nunca deben emplearse para la producción de energía eléctrica, de tal modo que ningún consejo de seguridad nuclear de un país democrático autorizaría su construcción. Sin embargo, estos reactores tienen la ventaja de que son fáciles de construir y baratos, y son óptimos para producir plutonio militar para las bombas nucleares.

Durante la Segunda Guerra Mundial, los Estados Unidos construyeron en el recinto militar secreto de Hanford (estado de Washington) nueve reactores moderados por grafito y refrigerados por agua ligera tipo Chernóbil, cuya energía se disipaba en la atmósfera, excepto la del reactor N que era un reactor de doble uso para producir plutonio militar para las bombas y energía eléctrica. Ante el peligro real de que, tarde o temprano, se produjese un grave accidente nuclear, una vez que obtuvieron el plutonio militar para la mayoría de las 33.000 cabezas nucleares que el Gobierno de Estados Unidos tenía en 1986, fueron desmantelándose todos paulatinamente entre 1964 y 1987. Actualmente el recinto militar de Hanford se considera como la zona más contaminada de los Estados Unidos y está siendo objeto de limpieza por parte de la Agencia de Protección Medioambiental. En la tabla 1.2 se describen estos reactores plutónigenos.

Reactores plutónigenos de grafito-agua ligera (tipo Chernobil) en los Estados Unidos

Nombre del Reactor	Puesta en marcha	Cierre	Potencia (MWt)	Potencia final (MWt)
B	Septiembre 1944	Febrero 1968	250	2210
D	Diciembre 1944	Junio 1967	250	2165
F	Febrero 1945	Junio 1965	250	2040
H	Octubre 1949	Abril 1965	400	2140
DR	Octubre 1950	Diciembre 1964	250	2015
C	Noviembre 1952	Abril 1969	650	2500
KW ("K West")	Enero 1955	Febrero 1970	1800	4400
KE ("K East")	Abril 1955	Enero 1971	1800	4400
N	Diciembre 1963	Enero 1987	4000	4000

Fuente: Plutonium: the first 50 years: United States plutonium production, acquisition, and utilization from 1944 through 1994 (<http://www.fas.org/sgp/othersgov/doe/pu50yc.html#ZZ16>). U.S. Department of Energy. <http://www.fas.org/sgp/othersgov/doe/pu50yc.html#ZZ16>. Retrieved January 29, 2007.

Tabla 1.2

Después de la Segunda Guerra Mundial, la Unión Soviética construyó trece reactores moderados por grafito y refrigerados por agua ligera del tipo de Obninsk, conocido posteriormente como tipo Chernóbil, con los que obtuvieron el plutonio militar para la mayoría de las 45.000 cabezas nucleares que tenían en 1986, siendo desmantelados entre 1987 y 1992. En la tabla 1.3 se describen estos reactores plutonígenos. Sin embargo, a diferencia de los Estados Unidos y debido al hecho de no tener que someterse a ningún control regulador, se decidió construir 18 reactores de este tipo para la producción de energía eléctrica y, al mismo tiempo, para producir plutonio militar en caso necesario. Cuatro fueron construidos en Chernóbil (Ucrania), actualmente fuera de servicio; dos en Lituania, también actualmente fuera de servicio y doce en la Federación Rusa. Para reducir el riesgo muy probable de un accidente nuclear, emplearon un complejo sistema de seguridad.

Reactores plutonígenos de grafito-agua ligera (tipo Chernobil) en la URSS

Chelyabinsk 5 reactores	A, IR-AI, ADE3, 4 y 5	LWGR	1987 - 1990
Tomsk 5 reactores	I-1, 1-2, ADE3, 4 y 5	LWGR	3 cerrados
Krasnoyarsk 3 reactores	AD, ADE1 y 2	LWGR	1992

Tabla 1.3

El reactor nuclear de Obninsk, que la propaganda soviética estimaba como ejemplo a seguir para elevar el nivel de vida de los trabajadores, era esencialmente el prototipo de los futuros reactores nucleares tipo Chernóbil para la producción de plutonio militar reseñados anteriormente.

Desde el punto de vista neutrónico, los reactores nucleares óptimos son los moderados y refrigerados por agua pesada (HWR). Sin embargo, estos reactores son voluminosos y no caben en los submarinos, por lo que los Estados Unidos por un lado y la URSS por otro desarrollaron reactores más compactos, moderados y refrigerados por agua ligera a presión (PWR).

Posteriormente, tanto los Estados Unidos como la URSS modificaron estos reactores para su uso comercial como reactores nucleares productores de energía eléctrica. Al no poder competir con los gastos de investigación y desarrollo de los reactores de agua ligera, los países bajo

la influencia de los Estados Unidos adquirieron la licencia de estos reactores y los países bajo la influencia de la URSS, la de los suyos. Actualmente, casi todos los reactores comerciales son de agua ligera.

Esto es un ejemplo de que cuando existen dos tecnologías diferentes para llegar al mismo fin, se impone siempre la tecnología dual, civil y militar, en vez de imponerse la tecnología de aplicación civil aunque esta tenga ciertas ventajas técnicas. Así sucedió en el caso de los reactores comerciales con las dos tecnologías de agua ligera y agua pesada, imponiéndose la de agua ligera por su aplicación militar en los submarinos, aunque la tecnología del agua pesada permitiera el empleo de uranio natural.

Según se ha indicado anteriormente, tanto los Estados Unidos como la antigua URSS han desarrollado una política nuclear análoga en el campo de las armas nucleares y en la producción de energía eléctrica.

Todo esto confirma uno de los principios ampliamente empleados, el de que «la verdad no importa, lo que importa es la propaganda».

La anómala política energética española

A finales de la década de los años 70, cuando según el plan establecido previamente (tabla 1.1) se había terminado la construcción de las dos centrales nucleares Lemóniz I y Lemóniz II en Vizcaya –solo a falta del combustible de óxido de uranio enriquecido– y se encontraban en diversos procesos de construcción las de Valdecaballeros I y II en Badajoz y de Trillo II en Guadalajara, se produjeron en las provincias vascongadas una serie de manifestaciones violentas de grupos antinucleares radicales que en alguna ocasión portaban pancartas de *ETA mátalos*. ETA aprovechó la ocasión: el 17 de marzo de 1978, puso una bomba en la zona del reactor de Lemóniz, matando a los trabajadores Andrés Guerra y Alberto Negro; el 13 de junio de 1979, puso una bomba en la zona de las turbinas del reactor de Lemóniz, matando a Ángel Baños; el 29 de enero de 1981, secuestró al ingeniero jefe de Lemóniz, José María Ryan, asesinándole el 6 de febrero, y el 5 de mayo de 1982, asesinó al ingeniero director de la sociedad mixta para la construcción de Lemóniz, Ángel Pascual Múgica.

El Gobierno, que no era muy partidario de las centrales nucleares, y teniendo en cuenta las manifestaciones antinucleares cada vez más violentas, estudió la posibilidad de establecer una moratoria nuclear.

Como había sido habitual desde 1964, el Gobierno envió el borrador de lo que sería el nuevo Plan Energético Nacional al Centro Superior de Estudios de la Defensa Nacional (CESEDEN) para que su Seminario de la Energía en la Defensa Nacional lo analizase. Ese seminario, que dirigí desde 1974 a 1993, estaba formado por unos 20 miembros, casi todos catedráticos, junto con presidentes y directores generales de empresas eléctricas, ICONA, etc. Por unanimidad, se informó que dicho plan ener-

gético carecía de fundamentos científicos, técnicos y económicos ya que era un plan energético exclusivamente político, para lo cual el Seminario no era competente. A partir de entonces, los sucesivos Gobiernos prescindieron de la opinión de nuestro Seminario.

En 1984, el Gobierno aprobó el Plan Energético Nacional, estableciendo la moratoria nuclear por la cual se paralizaban las centrales nucleares en construcción y no se autorizarían otras nuevas. Hubo que compensar a las empresas eléctricas implicadas en estas centrales nucleares, con cargo a los sucesivos recibos de la luz de todos los abonados. En 2012 quedaban todavía ocho años para compensar los restantes 366 millones de euros de la moratoria nuclear. Al construir nuevas centrales de gas en lugar de estas centrales nucleares, se aumentó la emisión de CO₂ en 25 millones de toneladas al año.

El 15 de octubre de 2002, el ministro de Economía firmó la orden del cierre de la central nuclear de José Cabrera (Zorita) para el 30 de abril de 2006 (1968-2006), a pesar de que podría haberse ampliado su vida, como sucedía en sus análogas norteamericanas, hasta 22 años más.

La moratoria nuclear y el desarrollo desproporcionado de las energías renovables han encarecido considerablemente el coste de la energía eléctrica.

España no es un país de gran potencia eólica, con pocas regiones con un factor de utilización superior a las 2.200 horas anuales, lo que da lugar a que el coste del kWh eólico sea casi el doble del nuclear, aunque esta diferencia vaya reduciéndose.

El caso de la energía solar fotovoltaica es más anómalo pues las células solares empleadas actualmente son caras y de bajo rendimiento, por lo que el coste del kWh fotovoltaico es de unas 30 veces el nuclear. Actualmente, en diversos laboratorios internacionales, principalmente en el Lawrence Livermore National Laboratory y en el Massachusetts Institute of Technology (MIT) de los Estados Unidos, se están desarrollando nuevas células solares, nanocélulas, que se considera serán de muy bajo coste y alto rendimiento, por lo que la energía solar fotovoltaica sería competitiva con las fósiles. Algunos expertos estiman que podrán comercializarse en unos 15 años, mientras que otros menos optimistas opinan que será para mediados de este siglo. Si esta investigación tiene éxito, la energía solar fotovoltaica (energía de fusión nuclear por confinamiento gravitacional) en unión con los otros métodos de confinamiento de la fusión nuclear (inercial y magnético) serán las energías del futuro. En España se han instalado numerosas plantas solares fotovoltaicas debido al elevado beneficio que producen, si bien las células solares empleadas no están económicamente optimizadas.

En 2011, la Comisión Nacional de la Energía (CNE) decidió suspender cautelarmente el pago de la prima equivalente a 350 instalaciones fotovoltaicas, de un total de 1.001 instalaciones inspeccionadas, que no habían

acreditado la instalación de los equipos necesarios para producir energía antes del 30 de septiembre de 2008. (www.energiadiario.com, 2011). Aun así, en 2011 España era el país del mundo con mayor potencia eléctrica eólica y fotovoltaica instalada.

El Comisariado de la Energía de la UE, en la que los partidos verdes tienen un papel dominante, pretende establecer un programa energético hasta mediados de siglo que, de ser aprobado, se entendería que podría ser lesivo a los intereses de España.

En la tabla 1.4, se da el porcentaje del coste de la energía eléctrica doméstica, comprobándose que solo el 45,6 % es debido al coste de generación, transporte y distribución y que el 54,4 % restante es debido a impuestos, déficit de tarifa, moratoria nuclear y primas a las energías renovables. En la tabla 1.5, se da la evolución de la prima anual a la energía en régimen especial que, según el Gobierno, será reducida apreciablemente en 2012.

Factura de la energía eléctrica pagada por un consumidor doméstico

- 18,7 % impuestos (IVA e impuesto sobre la electricidad)
- 6,1 % déficit de tarifa (en parte debido a las renovables)
- 3,0 % compensaciones extrapeninsulares (suministro a las islas)
- 4,1 % otros impuestos (Comisión Nacional de Energía, Moratoria Nuclear, ahorro y eficiencia energética, etc)
- 22,5 % primas a las energías renovables

54.4 % total de los impuestos y gastos de la actual política energética

- 4,6 % transporte
- 16,25 % distribución
- 24,8 % generación

45,6 % total de la energía eléctrica consumida

Fuente: ENUSA

Tabla 1.4

Prima anual de la energía del régimen especial, en millones de euros

Año	2000	2001	2002	2003	2004	2005	2006	2007	2008	2009	2010	2011
prima	491	660	614	911	1,053	1,073	1,664	2,468	3,338	6,214	7,067	7,393

Año 2011: cogeneración 37 % + minihidráulica, residuos, biomasa 3 % = 40 % → 2,957 M€
eólica 28 % + fotovoltaica 18 % + solar termoeléctrica 14 % = 60 % → 4,436 M€

Tabla 1.5

Debido a esta situación anómala de la energía eléctrica en España, en 2011 el coste de la energía eléctrica producida para usos domésticos, sin incluir impuestos, es en España un 60 % más cara que en Francia, situándonos como el país con la energía eléctrica doméstica más cara de toda Europa, solamente por debajo de Chipre y Malta, que por su condición insular y carecer de fuentes propias de energía se ven obligadas a importar su combustible.

Accidentes producidos en las centrales nucleares comerciales productoras únicamente de energía eléctrica antes del de Fukushima

Los principales accidentes producidos en las centrales nucleares productoras exclusivamente de energía eléctrica antes del de Fukushima y no empleadas para uso dual, es decir, producción de plutonio militar para armas nucleares y energía eléctrica, han sido los siguientes:

- 1969. Saint Laurent des Eaux (Francia). Se fundieron 5 elementos combustibles. No hubo escape de radiactividad.
- 1970. Dresden (Estados Unidos). Por error se paró la turbina. Aumentó la presión y hubo fuga del edificio de contención. No hubo víctimas.
- 1972. Surrey I (Reino Unido). Fuga de vapor de agua, hubo un muerto por quemaduras.
- 1979. Three Mile Island (Harrisburg, Estados Unidos). Durante una inspección se dejaron cerradas, por olvido, dos válvulas del sistema de refrigeración. Debido a las resinas empleadas en el sistema de depuración del condensado, se obturó una tubería. Al no funcionar correctamente el sistema de refrigeración, se produjo un aumento de temperatura y una fuga radiactiva, dando lugar a una dosis radiactiva sobre la natural (2,4 mSv/año) inferior a 1 mSv/año (dosis media recibida al año por una persona por radiografías médicas).
- 2007. Kashiwazaki Kariwa NPS (Japón). Terremoto de fuerza 6,8 a 16 km de la central nuclear con 7 reactores BWR con una potencia total de 8,2 GWe. Los reactores se pararon sin percances. Se produjo un incendio en el transformador y una fuga del agua de la piscina en donde se enfriaban componentes radiactivos, produciendo una contaminación del orden de la millonésima del límite permitido.

Accidentes en fábricas del ciclo del combustible nuclear

1999. Tokaimura (Japón). Un operario de la empresa JCO que operaba en esta fábrica vertió 16 kg de uranio enriquecido en un recipiente inapropiado, alcanzándose la supercriticalidad, cuando el límite máximo au-

torizado era de 2,3 kg. Esto se hubiese evitado si en la zona de trasvase de uranio no hubiesen existido recipientes con una capacidad igual o superior a la masa crítica. Hubo una inadecuada inspección del Consejo de Seguridad Nuclear de Japón y de la propia empresa, pues había operarios de la fábrica que no tenían la calificación y el entrenamiento adecuados.

A las 12:00 horas del 30 de septiembre sonaron las alarmas pero se avisó a las autoridades una hora más tarde y a la población cerca de dos horas después del accidente. En total, 49 personas, entre trabajadores de la fábrica y de los pueblos cercanos, sufrieron los efectos de la radiactividad, muriendo dos de ellos. Seis altos cargos de la empresa JCO fueron condenados a penas de entre dos y tres años de cárcel.

Comparación con algunos de los accidentes producidos en España en instalaciones no relacionadas con las centrales nucleares

- El 9 de enero de 1959 la rotura de la presa de Vega de Tera en Ribadela (Zamora) originó 149 muertes.
- El 11 de julio de 1978, en las proximidades del *camping* de los Alfaques (Tarragona) se produjo la explosión de un camión cisterna con 25 t de propileno, produciendo la muerte de 243 personas.
- El 23 de octubre de 1980, en el Colegio Público Marcelino Ugarte de Ortuella (Vizcaya), se produjo una explosión debido a una fuga de propano que causó 52 muertos; de ellos, 49 eran niños de entre 5 a 6 años, dos eran profesores y una, la cocinera del colegio.
- Del 10 al 20 de diciembre de 1990, se produjeron en el Hospital Clínico de Zaragoza 15 muertos debido a una sobreexposición accidental a la radiación debido a una avería.
- En 1998 murieron 13 mineros en las minas de carbón de España.

Accidentes en las centrales nucleares de uso dual: productoras de plutonio militar y energía eléctrica. Accidente de Chernóbil

No se tiene información oficial del funcionamiento del reactor N de doble uso tipo Chernóbil que estuvo instalado en el centro secreto norteamericano de Hanford desde 1963 a 1987, ni tampoco de los de doble uso tipo Chernóbil instalados en las ciudades cerradas soviéticas de Chelyabinsk, Tomsk y Krasnoyarsk. Solamente se tiene información indirecta de diversos accidentes nucleares de menor cuantía, sin saber si sucedieron en los reactores plutonígenos o en las instalaciones de reelaboración de plutonio instalados en estos centros.

El accidente nuclear más importante en un reactor nuclear de doble uso civil, para la producción de energía eléctrica, y militar, para la obtención de plutonio para las armas nucleares, sucedió el 26 de abril de 1986 en la central nuclear de Chernóbil.

Con objeto de demostrar que los reactores moderados por grafito y refrigerados por agua ligera (tipo RBMK, y desde entonces conocidos como tipo Chernóbil) eran menos peligrosos que lo que predecían los físicos e ingenieros nucleares, es decir, que tenían durante el arranque un coeficiente de reactividad por temperatura y huecos no tan positivo como el calculado, el equipo de operación de la Unidad 4 de Chernóbil decidió realizar un experimento extraordinariamente arriesgado que nunca habría sido autorizado por el Consejo de Seguridad Nuclear de un país democrático.

Bajaron la potencia del reactor, desconectando algunos sistemas de seguridad. Luego, cerraron la entrada de vapor en la turbina para demostrar que la inercia de la turbina en vacío era suficiente para mover las bombas de refrigeración. A continuación, fueron aumentando la potencia extrayendo 162 barras de control (de las 170 que tenían) dejando solo 8 dentro del reactor y violando con esta maniobra las normas de seguridad que exigían que hubiese un mínimo de 30 barras de control dentro del reactor. Sucedió entonces lo que estaba previsto en todos los textos de teoría de reactores: subió la temperatura. Como este tipo de reactores tiene el coeficiente de reactividad por temperatura y huecos positivo durante el arranque, el número de fisiones aumentó y, en consecuencia, la energía producida lo que dio lugar a una nueva subida de temperatura.

El equipo de operación intentó parar el reactor introduciendo las 162 barras de control extraídas, pero debido al aumento de temperatura se atascaron, no pudiendo parar el reactor.

La temperatura subió hasta fundir todos los elementos combustibles, ardiendo las 1.700 toneladas de grafito que tenía el reactor y formándose un gigantesco horno que expulsó a la atmósfera los isótopos radiactivos que contenía el combustible, principalmente yodo 131 (I131).

Como decía Eugenio D'Ors: «Los experimentos con gaseosa».

Consecuencias del accidente de Chernóbil

Estos reactores nucleares de doble uso RBMK carecían de edificio de contención propiamente dicho, ya que estaban dentro de un edificio prácticamente normal para poder facilitar los frecuentes procesos de carga y descarga de los elementos combustibles. Para producir plutonio militar para las armas nucleares (94 % de plutonio 239 y 4 % de plutonio 240), los elementos combustibles deben permanecer en el reactor solo un 5 % del tiempo que permanecerían para producir energía eléctrica. De este modo,

se evita que transcurra un tiempo suficientemente grande para que el plutonio 239 se transforme en plutonio 240 y plutonio 242. Los elementos gastados de los reactores productores de energía eléctrica contienen un 70 % de plutonios impares (plutonio 239 y plutonio 241) y un 30 % de plutonios pares (plutonio 240 y plutonios pares 242). Los plutonios pares son inapropiados para fabricar una bomba nuclear, ya que emiten neutrones que dan lugar a una explosión nuclear a destiempo, lo que probablemente originaría un simple fogonazo y no una verdadera explosión nuclear.

Además, las cuatro unidades de la central nuclear de Chernóbil estaban construidas sobre un terreno pantanoso que dificultó el sellado posterior después del accidente, teniendo que cimentarse debajo del reactor.

El accidente de Chernóbil se produjo en 1986 y solo cuatro años más tarde la URSS se disolvería como Estado, lo cual explica la situación de inestabilidad que se estaba viviendo. Por un lado, el accidente coincidió con un período de Guerra Fría en el que la propaganda antisoviética se hallaba en pleno auge y, por otro, la propaganda antinuclear era muy activa en la década de los años 80, lo que dio lugar a que las cerca de 200.000 personas, entre trabajadores y residentes locales, que estuvieron expuestas a diferentes niveles de radiación se contabilizaran precipitadamente y sin confirmar los datos como muertes producidas en el accidente.

Desde un principio, los expertos nucleares consideraron que esta cifra parecía altamente irreal por lo que, transcurridos unos 20 años del accidente, la ONU encargó a cerca de un centenar de médicos, biólogos, ecologistas, físicos e ingenieros nucleares la realización de un detallado informe sobre los efectos reales ocurridos durante estos 20 años. En el informe han participado, junto con los Gobiernos de Rusia, Bielorrusia y Ucrania, los siguientes ocho organismos internacionales con la colaboración de Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA):

- Organización Mundial de la Salud (WHO).
- Programa para el Desarrollo de la ONU (UNDP).
- Programa de Medio Ambiente de la ONU (UNEP).
- Agencia de Asuntos Humanitarios de la ONU (UNOCHA).
- Comité sobre Efectos de la Radiación Atómica de la ONU (UNSCER).
- Organización de la Agricultura y alimentación (FAO).

El informe publicado el 5 de septiembre de 2005 (World Health Organisation. *Chernobyl: The true scale of the accident*) resulta complicado de interpretar y poco concluyente, quedando resumido de la siguiente forma:

- Hasta mediados de 2005, menos de 50 personas murieron por causa de la radiactividad, la mayoría eran trabajadores de la central nuclear que murieron a los pocos meses de producirse el accidente.

- Se produjeron unos 4.000 casos de cáncer de tiroides debido al yodo 131, principalmente entre niños y adolescentes. Teniendo en cuenta que el yodo 131 tiene una semivida de 8 días, esta contaminación solo se produjo durante los primeros meses. Debido al tratamiento médico aplicado durante estos 20 años transcurridos, se estima que de los 4.000 casos solo el 1 % podrían haber sido letales, o sea, que se habrían producido unas 40 muertes.
- De las cerca de 200.000 personas, entre trabajadores de la central nuclear y residentes locales, un 1 %, o sea unas 2000, estuvieron expuestas a altos niveles de radiación. Aunque no se tienen datos fidedignos, extrapolando otros casos se estima que durante estos 20 años transcurridos hayan sobrevivido el 99 %, lo que supone unas 200 muertes.

En resumen, según este informe el número de muertes debidas a la radiactividad producidas de 1986 a 2005 es de unas 300.

Otro informe publicado por la Organización Mundial de la Salud (WHO) en 2006, (*Health effects of the Chernobyl accident and special health care programmes*), indica en su resumen:

- 237 trabajadores de la central nuclear enfermaron gravemente al recibir elevadas dosis de radiación (de 2 a 20 Gy), confirmándose que 134 recibieron las dosis más altas, muriendo 28 en 1986 y 19 entre 1987 y 2004.
- De los 4.000 casos de cáncer de tiroides producidos en niños y adolescentes, menos del 1 % murieron por esta enfermedad.
- Se prevé un incremento en la incidencia de cánceres sólidos del 0,5 % entre la población próxima a la central y de un 0,05 % entre la de otras zonas contaminadas, y de un 0,05 % y un 0,01 % respectivamente para casos de leucemia.
- Se prevé que entre los trabajadores de la central se producirá un incremento de cánceres sólidos del 1 % y de leucemia del 0,1 %.

Los casos de cáncer de tiroides producidos por el yodo 131 podrían haberse evitado si las autoridades soviéticas hubieran suministrado en las primeras horas del accidente pastillas de yodo no radiactivo a las 200.000 personas expuestas a diferentes niveles de radiación, como es obligatorio en caso de accidente en una central nuclear.

En un nuevo informe de la United Nations Scientific Committee on Effects of Atomic Radiation (UNSCEAR) de febrero de 2011 (*New report on health effects due to radiation from the Chernobyl accident. UNIS/INF/398*), se expone lo siguiente:

- 28 trabajadores de la central murieron por síndrome agudo de radiación.

- 19 trabajadores de la central murieron hasta 2006, por causas diversas.
- Se produjeron 6.000 casos de cáncer de tiroides hasta el 2005 a causa del yodo 131, contabilizándose 15 fallecimientos.
- En las áreas de Bielorrusia, Federación Rusa y Ucrania afectadas por el accidente, las dosis medias en el suelo de cesio 137 contabilizadas desde 1986 a 2005 son aproximadamente equivalentes a las de una tomografía axial computerizada (TAC).

La opinión pública ante el accidente de Chernóbil

Los informes anteriores dan resultados parecidos muy alejados del número de 200.000 muertes que la propaganda antinuclear y, en su momento, la propaganda antisoviética atribuyen al accidente de Chernóbil.

Esta cifra ha sido expresamente repetida de forma continua en medios de comunicación social, preferentemente en televisión, de modo que si se preguntase al público en general, sea pronuclear o antinuclear, cuántas muertes se han producido en el accidente de Chernóbil, probablemente diría que son 200.000.

Aunque indudablemente este accidente ha tenido un fuerte impacto social y económico y ha supuesto un gran sufrimiento para las poblaciones afectadas de Ucrania, Bielorrusia y la Federación Rusa, una vez más se ratifica uno de los principios de la propaganda: *Una mentira repetida el suficiente número de veces vale tanto como la verdad.*

Referencias

- BENNETT, Burton *et al.*: *Health effects of the Chernobyl accident and special health care programmes*. WHO Library Cataloging-in-Publication Data, WHO, 2006.
- ESTEVAN BOLEA, Maria Teresa *et al.*: *La energía en España*. Foro de la Sociedad Civil, 2012.
- JOHNSTON, Robert: *Dead radiation accidents and other event causing casualties*. www.johnston.archive.net.
- Chernobyl: The true scale of the accident*. World Health Organization (WHO), www.who.int/mediacentre/news/release/2005.
- OIEA. *Prevención de exposiciones accidentales en radioterapia*. <https://rpop.iaea.org/RPOP/RPoP/Content/Documents/TrainingAccidentPrevention/Lectures-es/PAER-2.05-Reparacion-incorrecta-de-un-acelerador-es-web.ppt>.
- New report on health effects due to radiation from the Chernobyl accident*. UNIS/INF/398, 28 de febrero de 2011, <http://www.unis.unvienna.org/unis/en/pressrels/2011/unisinfhtml398>.

SCHNEIDER, M.: «The reality of France's aggressive nuclear power push». *Bulletin of Atomic Scientists*. 3 de junio de 2008, www.bulletin.org.

«La CNE suspende de forma cautelar el pago de las primas a 350 instalaciones fotovoltaicas». 29 de marzo de 2011. <http://www.energiadiario.com/publicacion/spip.php?article16949>.

Health effects on the Chernobyl accident and special health care programmes. Informe del UN Chernobyl Forum Expert Group «Health». World Health Organization (WHO), editores B. Bennett, M. Repacholi y Zhanat Carr, Génova, 2006. http://www.who.int/ionizing_radiation/chernobyl/WHO%20Report%20on%20Chernobyl%20Health%20Effects%20July%202006.pdf.

VELARDE, Juan (coordinador): *Lo que hay que hacer con urgencia*. ACTAS 2011.

Seguridad nacional y estrategias energéticas de España y Portugal. Monografías del CESEDEN, n.º 119, 2011.

Plutonium: the first 50 years. US Department of Energy, www.fas.org/sgp/othergov/doe/pu50yc.

Investigación y Ciencia, abril de 2008.

The New York Foundation for the Arts. Kurchatov Production in association with OPB, 1999.

Situación de la energía nuclear en el mundo

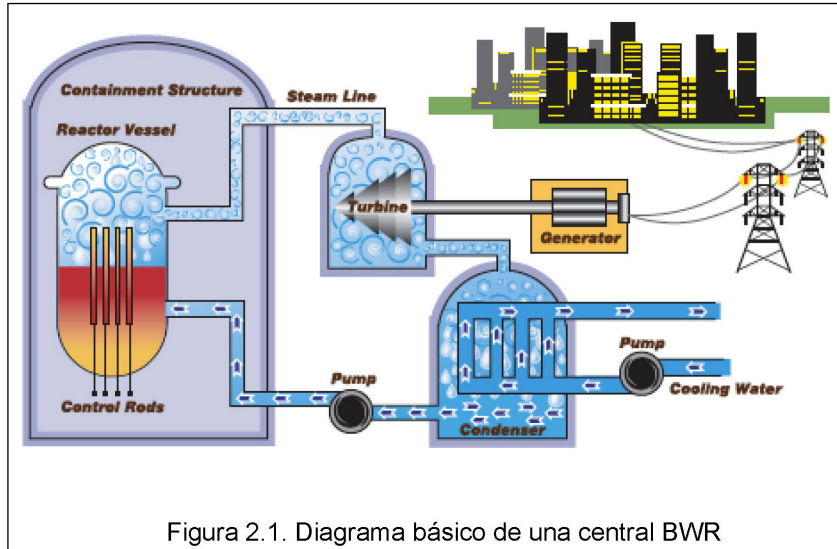
Emilio Mínguez

Capítulo segundo

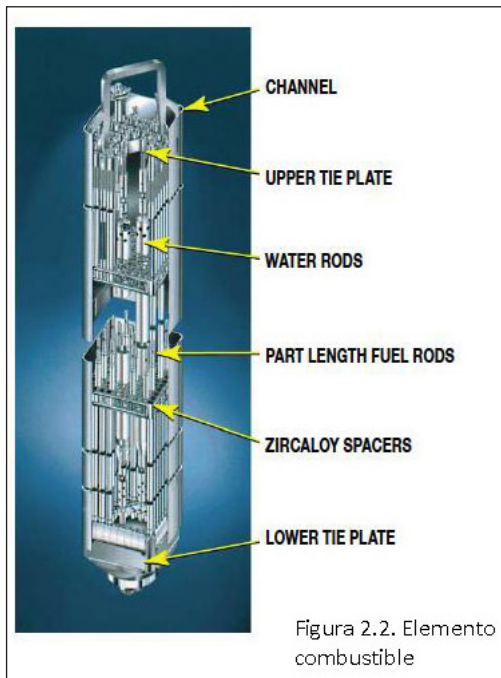
Descripción de las centrales nucleares similares a las de Fukushima-Daiichi

El 90 % de los reactores funcionando en el mundo son reactores de agua ligera (LWR). Existen dos tipos de reactores de agua ligera: los de agua a presión (PWR) y los de agua en ebullición (BWR). En estos últimos reactores el calor generado en la fisión se transmite al refrigerante compuesto por agua y lo transforma directamente en vapor, el cual pasa a la turbina y se transforma en energía eléctrica en el generador. Este proceso es diferente al que tiene lugar en un PWR, en el que existe un componente intermedio, el generador de vapor, en el que el agua del refrigerante transmite su energía a un segundo refrigerante también de agua y lo transforma en vapor, que pasa luego a la turbina.

Los reactores de Fukushima-Daiichi eran todos del tipo BWR (figura 2.1), aunque entre las distintas unidades existían diferencias debido a las diferentes modificaciones de los diseños. En dichas centrales BWR, las reacciones nucleares tienen lugar en el núcleo del reactor, que está formado por elementos combustibles y elementos de control y refrigerado por agua que, como se mencionó antes, se transforma directamente en vapor sin necesidad de componentes intermedios (figura 2.1).



Los elementos combustibles están formados por barras de combustible de unos 10 mm de diámetro y unos 3,7 m de altura (figura 2. 2). En el núcleo del reactor existen cientos de elementos combustibles, cada uno formado por unas 64 barras de combustible.



Cada barra de combustible está formada por una vaina de *circaloy*, aleación formada por circonio. Dentro de esta vaina se introduce el combustible en forma de pastillas de óxido de uranio con forma cilíndrica de menos de 1 mm de diámetro y aproximadamente 1 mm de altura. Las barras de combustible están selladas, con las pastillas apiladas axialmente y rellenas de un gas, generalmente helio, para aumentar la conductividad térmica y equilibrar la presión interna con la que sufre externamente por el refrigerante. Las barras de control en estos reactores son cruci-

formes y se encuentran localizadas entre los elementos de combustible. Están formadas por barras de carburo de boro, que es un excelente absorbente neutrónico lo cual limita la reacción en cadena (figura 2.3).

El núcleo del reactor, con el combustible, las barras de control y otros elementos estructurales, está dentro de una vasija de acero denominada vasija de presión (figura 2.4). En dicha vasija circula el agua procedente del sistema de refrigeración tanto en situaciones normales de funcionamiento como en situaciones de parada, en este caso para refrigerar el calor residual procedente de los productos de fisión que permanecen en el combustible. Existen también otros sistemas, como el sistema de inyección de seguridad, también conocido como sistema de refrigeración de emergencia, que actúa en situaciones en que se produce un accidente base de diseño con pérdida de refrigerante.

Todos los sistemas que actúan en condiciones normales de funcionamiento y en posibles situaciones accidentales necesitan aporte eléctrico para activar bombas y válvulas, es decir, es necesario que siempre exista un aporte eléctrico. Esta característica ayuda a entender el fenómeno que tuvo lugar en los reactores de Fukushima después del *tsunami*, ya que con el terremoto se activaron todos los sistemas de seguridad, el reactor se hizo subcrítico y comenzó a funcionar el sistema de evacuación del calor residual hasta que se suspendió el suministro eléctrico exterior; entonces llegó el fallo de las redundancias que aportan electricidad mediante diésel de emergencia, arrancados por baterías. Además de los sistemas mencionados, hay dos sistemas que necesitan aporte de electricidad en este tipo de reactores, solo por motivos de control: el sistema de aislamiento del condensador y el sistema de refrigeración del núcleo aislado. Estos sistemas juegan un papel importante en el desarrollo del accidente.

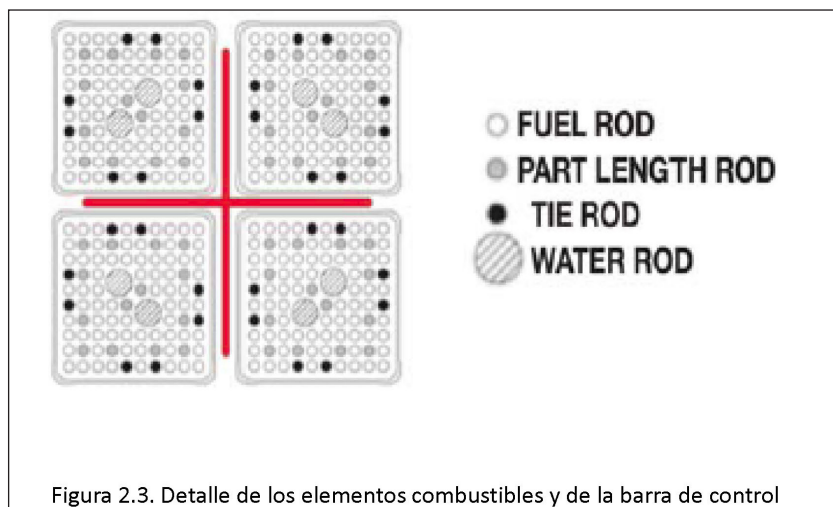
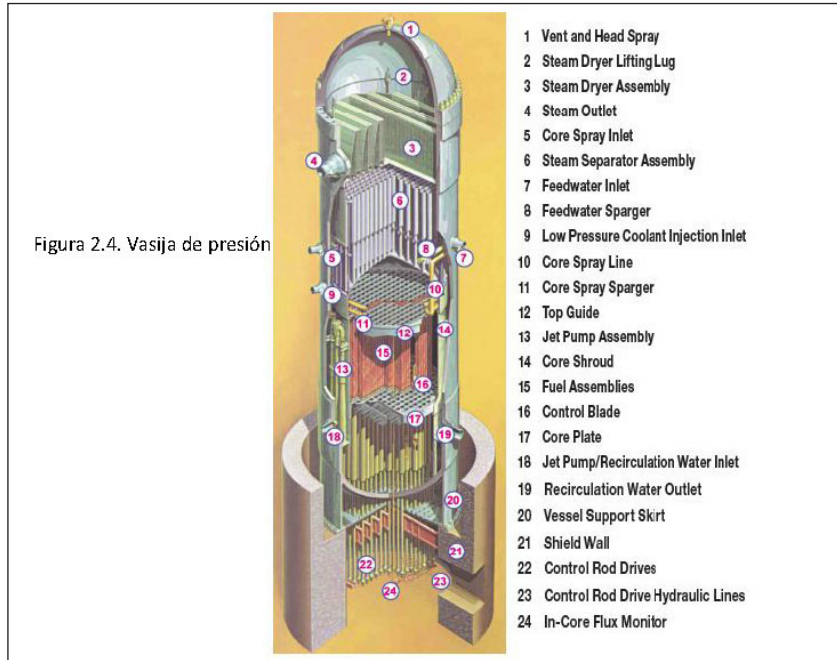


Figura 2.3. Detalle de los elementos combustibles y de la barra de control



El concepto de defensa en profundidad se aplica en este tipo de reactores para impedir que la radiactividad que se acumula en el núcleo del reactor pueda salir al exterior. Para ello se adoptan una serie de barreras que permiten confinar los productos radiactivos siempre en el interior de la central, o aún mejor, dentro de la vasija de presión. En un BWR, el combustible y la vasija, con sus tuberías del circuito primario, actúan como las dos primeras barreras y deben mantenerse intactas siempre, incluso en condiciones accidentales. La siguiente barrera la forma el recinto de contención, que alberga la vasija y el sistema primario, de tal forma que si las dos primeras barreras fallan, los productos radiactivos quedan confinados en dicho recinto.

Los reactores BWR han evolucionado a lo largo del tiempo y se han producido diversos diseños en cuanto a los recintos de contención, en la forma de canalizar el vapor generado, en los sistemas de recirculación y en el sistema de inyección de seguridad, lo cual produce diferentes mecanismos en cuanto a situaciones operativas normales y fundamentalmente en cuanto a situaciones accidentales.

Los recintos de contención han evolucionado desde el concepto Mark I (el más antiguo), pasando por el Mark II, hasta el más reciente Mark III (figura 2.5). Así pues, la primera generación de reactores BWR, los denominados BWR/1, usaron una variedad de configuraciones de contención de la que no hay actualmente ninguno en funcionamiento. Los modelos BWR/2

Situación de la energía nuclear en el mundo

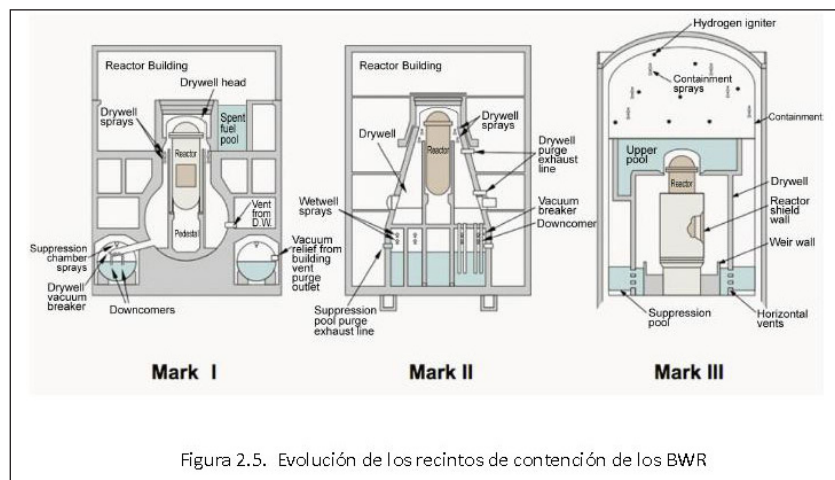


Figura 2.5. Evolución de los recintos de contención de los BWR

y BWR/3 tienen una contención del tipo Mark I, cuya forma se puede ver en la figura 2.5; algunos modelos BWR/4 tienen también una contención Mark I, mientras que algunos otros tienen la contención Mark II; los de la generación BWR/5 tienen todos una contención Mark II, y, finalmente, los de la generación BWR/6 la tienen de tipo Mark III. En las figuras características de estos tipos de contención, es posible visualizar sus diferencias estructurales, aunque su respuesta operativa necesita más explicación que la meramente visual.

Centrándose en los reactores de Fukushima, la contención Mark I estaba presente en varias unidades y fue la que sufrió daños como los que se explicarán más adelante. Es importante resaltar que el sistema de la contención no es solo una frontera física, sino también una serie de sistemas y componentes que están diseñados para prevenir la liberación de productos radiactivos. Para entender cómo se produjo la secuencia accidental de estos reactores después del *tsunami*, es preciso conocer cómo funcionan los sistemas de seguridad en estos reactores, los cuales han trabajado correctamente desde el comienzo de la implantación de estos reactores en muchos países, incluyendo a España, concretamente la central de Santa María de Garoña, que es del mismo tipo aunque tiene incorporadas algunas mejoras.

Como se puede observar en la figura del Mark I, la contención incorpora un edificio, denominado pozo seco, en el que se alojan la vasija de presión y el sistema primario de refrigeración. El pozo seco está conectado a otra cámara con agua denominada piscina de supresión, que tiene la función de condensar cualquier vapor que pueda liberarse accidentalmente como consecuencia de un accidente del reactor. Además, esta cámara húmeda o piscina de supresión se puede refrigerar durante largos periodos de tiempo para mantener presiones y temperaturas más bajas con el

fin de mantener su integridad. Si esta refrigeración se pierde por alguna razón, la cámara húmeda se puede ventear a la atmósfera bajo condiciones controladas por el operador, pasando previamente por unos filtros que retienen los productos radiactivos y evitando así liberación de gases radiactivos a la atmósfera. En el accidente de las unidades de Fukushima-Daiichi, las contenciones sufrieron la pérdida de refrigeración de emergencia y un retardo en iniciarse el proceso de venteo, contribuyendo de esta forma al fallo de la contención y a un intento de las funciones del sistema de venteo. Otra de las partes de las centrales afectadas por el *tsunami* fue la piscina de almacenamiento de combustible gastado, que como se puede ver en la figura 2.5 está localizada fuera de la contención pero dentro del edificio del reactor.

Todos los reactores BWR disponen de un sistema de control de barras que acciona el mecanismo de inserción de las barras de control para parar el reactor, hacerlo subcrítico y por tanto impedir las reacciones de fisión. Además, existe un sistema de control de líquido que contiene una disolución de boro, un absorbente muy alto de neutrones, que actúa como reserva: se inyecta la solución de agua borada para hacer más efectiva la parada del reactor. Una vez parado, el reactor sigue produciendo calor por la desintegración de los productos radiactivos, calor que debe extraerse para evitar un sobrecalentamiento del combustible.

En el caso de que el camino de liberación del calor hacia la turbina y el condensador se pierda por alguna razón, estos reactores disponen en un primer paso de sistemas que suministran seguridad al núcleo mediante el aporte de agua a la vasija de presión o bien mediante un camino alternativo de extracción del calor, o usando ambos a la vez.

Los reactores BWR/3 tienen sistemas de aislamiento del condensador que extraen el calor residual mediante la condensación del vapor generado en la vasija de presión, gracias al intercambio de calor con una piscina de agua fuera del pozo seco, retornando el condensado al reactor. No se produce aporte de agua como en el caso anterior, aunque si hay fugas en el circuito primario se produce aporte de agua de otras fuentes existentes.

Los reactores BWR/ 4 y BWR/5 usan un sistema formado por una turbobomba que emplea vapor del reactor, pudiendo añadir agua a la vasija de presión en un rango de presiones del reactor. Este sistema toma agua de una piscina situada en el interior de la contención, o de la piscina de supresión, y también de un tanque localizado fuera de la contención. Cuando el reactor se desconecta de la turbina-condensador, el calor se conduce hacia la piscina de supresión, regulando la apertura y cierre con unas válvulas para asegurar que el sistema primario se encuentra dentro de los límites de seguridad. Hay suficiente capacidad de calor en las piscinas de supresión para almacenar el calor residual durante muchas

horas, antes de que el calor deba extraerse de la contención usando bombas e intercambiadores de calor mediante suministro eléctrico. Si esto no ocurriera, la presión y temperatura en la contención crecería con el tiempo. Si estos sistemas no fueran suficientes para liberar el calor de la contención y de la vasija de presión, se pone en marcha el sistema de refrigeración de emergencia, aportando agua a la vasija de presión y extrayendo el calor residual de la contención y de la vasija de presión. Estos sistemas necesitan corriente alterna, que se suministra bien por el sistema de distribución de corriente alterna de la central bien mediante generadores diésel de emergencia, si aquel fallara.

En la descripción del accidente se podrá observar que debido a las muchas horas en las que las unidades de Fukushima-Daiichi estuvieron sin aporte de energía eléctrica y sin poder extraer el calor residual al entorno, los sistemas antes explicados no fueron capaces de mantener el núcleo del reactor lejos del sobrecalentamiento, y por tanto tuvo lugar el daño al combustible.

Referencias

Fukushima Daiichi: ANS Committee Report. American Nuclear Society, marzo de 2012.

El accidente nuclear de Fukushima-Daiichi y sus consecuencias

Eduardo Gallego

Capítulo tercero

Introducción

El gran *tsunami* que asoló el noreste de Japón el 11 de marzo de 2011 afectó gravemente a la central nuclear de Fukushima-Daiichi, en particular a sus reactores 1-4, causando la pérdida total de energía eléctrica de forma simultánea y con ella la pérdida de refrigeración para el combustible nuclear, lo que llegó a provocar la fusión del núcleo de tres de los reactores, daños apreciables en las piscinas de enfriamiento del combustible usado y explosiones de hidrógeno que causaron daños graves en los edificios de los reactores y una gran liberación de radiactividad al medio ambiente tanto por vía atmosférica como por vertidos al mar de gran magnitud.

En este capítulo se describe en primer lugar la evolución genérica del accidente, partiendo del impacto del terremoto y *tsunami* e identificando aquellos fenómenos más influyentes sobre el estado final: degradación del núcleo, generación, distribución y combustión de hidrógeno, filtración de productos de fisión, contaminación del agua de refrigeración, etc. Se analiza también el papel jugado por las piscinas de combustible, sobre todo por la complejidad añadida que supusieron en la gestión del accidente.

A continuación se exponen las líneas principales de la gestión del accidente y el plan de restauración de la central y su estado de avance,

hasta conseguir establecer sistemas de refrigeración para los reactores y piscinas de combustible y eliminar las descargas de radiactividad al medio ambiente. Se discuten las medidas necesarias para conseguir llegar al desmantelamiento total de los reactores, las grandes dificultades por salvar y los riesgos que la situación actual de las centrales suponen.

En el plano radiológico, se revisa el impacto radiológico sobre los trabajadores y las medidas establecidas para controlarlo. Seguidamente, se presenta información sobre la importancia de los escapes radiactivos y la distribución de los contaminantes por el terreno y por el océano y los retos que están planteando actualmente y de cara al futuro. Para acabar, se comentan las medidas adoptadas para proteger a la población desde los primeros momentos, así como en los días y semanas posteriores, además de las que habrá que mantener en periodos prolongados.

El terremoto y *tsunami* de Tohoku

El viernes 11 de marzo de 2011 a las 2:46 p. m. hora local se producía en Japón un terremoto de grado 9,0 en la escala Richter –el mayor de su historia desde que hay registros y uno de los mayores de la historia mundial–, cuyo epicentro se localizó a apenas un centenar de kilómetros de la costa este de la mayor isla de Japón, Honshu. El terremoto generó un *tsunami* de grandes dimensiones que devastó la región costera entre Chiba y Aomori. El registro de los daños producidos es sobrecogedor: en el capítulo de personas, hubo al menos 15.800 muertos, 3.150 desaparecidos, 5.300 heridos y 260.000 desplazados; en cuanto a daños materiales, al menos 332.400 edificios, 2.100 carreteras, 56 puentes y 26 vías férreas, además de cientos de miles de vehículos y barcos, fueron destruidos o dañados. Las pérdidas totales para Japón se han estimado por encima de los 500.000 millones de dólares. Los suministros de electricidad, gas y agua, las comunicaciones y el ferrocarril fueron interrumpidos. Estas interrupciones afectaron seriamente a las centrales nucleares de Fukushima-Daiichi (seis reactores), aunque también a otras que se encontraban en el área afectada por el terremoto: Onagawa (tres reactores), Fukushima-Daini (cuatro reactores), Higashidori (un reactor, en parada de recarga) y Tokai-Daini (un reactor).

El impacto sobre las centrales nucleares

Al producirse el terremoto, en Fukushima-Daiichi la unidad 4 se encontraba parada con el reactor vacío para realizar reparaciones y todo su combustible emplazado en la piscina de enfriamiento. Las unidades 5 y 6 estaban también paradas para una inspección periódica, pero con su combustible dentro de la vasija del reactor. Por su parte, las unidades 1, 2 y 3 estaban operando a plena potencia y en ellas el terremoto pro-

dujo la parada automática de los reactores y el inicio de la refrigeración auxiliar, que resulta necesaria para extraer el calor residual que se produce por la desintegración de los materiales radiactivos presentes en el combustible.

En una central nuclear, la pérdida del suministro eléctrico hace que arranquen los generadores diésel que por diseño tiene cada central para hacer frente a posibles eventualidades como esta. Así ocurrió en la central de Fukushima-Daiichi, donde los tendidos eléctricos fueron dañados por el terremoto. Sin embargo, 45 minutos más tarde, al llegar el *tsunami* con olas cuya altura se ha estimado en 15 m, superó ampliamente el muro de contención de 5,7 m e inundó e inutilizó los sistemas de refrigeración por agua de mar, imprescindibles para el sistema de extracción del calor residual así como para los generadores diésel; también sufrieron graves daños el parque eléctrico así como gran parte de los edificios de turbinas y auxiliares, entre ellos los que albergaban los generadores diésel de la planta, por lo que la central se quedó sin suministro eléctrico de ningún tipo (fig. 3.1).

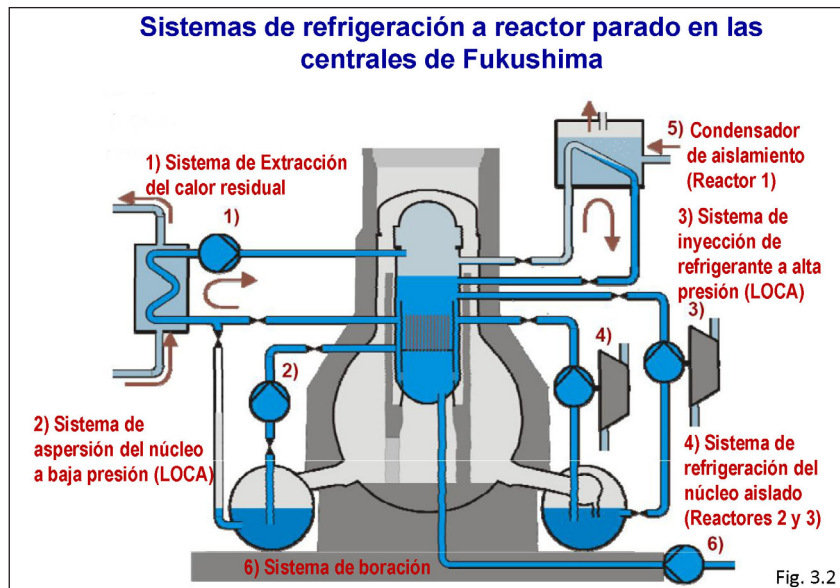


Las unidades 5 y 6 estaban en una ubicación algo más elevada y sufrieron menos daños, dándose la circunstancia de que uno de los generadores diésel de la unidad 6 sobrevivió debido a su ubicación elevada y a estar refrigerado por aire (es independiente de los sistemas de refrigeración por agua de mar). Mediante este generador diésel se consiguió inyectar

agua de refrigeración a las vasijas de los reactores 5 y 6 y refrigerar sus núcleos a través del sistema de extracción del calor residual, cuyas bombas no se perdieron, y de un sistema provisional para transferir el calor al agua de mar, de modo que el día 20 de marzo ya se consiguió estabilizar la situación en ellos y llegar a la parada fría¹ sin que sufriesen daños significativos. En resumen, de 13 generadores diésel solo uno sobrevivió al *tsunami* y eso salvó a los reactores 5 y 6.

Evolución del accidente

Si bien en cada reactor hubo sus peculiaridades, la evolución del accidente muestra algunos elementos comunes; un esquema de los sistemas principales de refrigeración del núcleo con el reactor parado se muestra en la figura 3.2. Ante la pérdida total de suministro eléctrico, incluyendo los generadores diésel, estos reactores disponen de algunos sistemas que permiten seguir refrigerando el combustible del núcleo del reactor durante varias horas. La principal diferencia entre la unidad 1 y las 2 y 3 es que mientras la primera dispone del llamado «condensador de aislamiento», las otras utilizan el «sistema de refrigeración del núcleo aislado», disponiendo ambas del «sistema de inyección de refrigerante a alta presión». El primero permite enfriar y condensar vapor procedente de la vasija para



¹ La condición de «parada fría» supone que el reactor se encuentra parado, es decir, sin reacciones de fisión en número significativo, y que su temperatura desciende, habitualmente por debajo de la de ebullición del agua.

devolverlo al núcleo sin necesidad de sistemas eléctricos de bombeo, ya que se basa en el principio físico de la circulación por convección natural. Los segundos utilizan vapor de la vasija para accionar turbobombas que toman agua de la piscina de supresión y la inyectan en la vasija. El primero es un sistema cerrado con la vasija del reactor, mientras que los segundos establecen un sistema termodinámico más amplio al englobar la piscina de supresión y la vasija contención (el llamado «pozo seco»).

Los sistemas anteriores necesitan corriente continua, suministrada por baterías y aire comprimido para la apertura o cierre de las correspondientes válvulas y para poder controlar las variables principales. En ese sentido, un problema común se presentó al estar ubicados muchos bancos de baterías en la parte baja de los edificios de turbinas, que al inundarse por el *tsunami* acabaron fuera de servicio en poco tiempo. Ello afectó incluso a la iluminación de las salas de control, que quedaron totalmente a oscuras.

Por otro lado, el «condensador de aislamiento» no permite aportar agua al reactor sin el auxilio de otros sistemas, a diferencia de los sistemas empleados en los reactores 2 y 3. Y en circunstancias como las descritas, sin ningún tipo de alimentación eléctrica para poder emplear, por ejemplo, motobombas diésel de los sistemas de lucha contra incendios o motobombas de camiones de bomberos, la presión dentro de la vasija debe bajar hasta niveles compatibles con la presión que esos sistemas son capaces de suministrar. Para conseguir bajar la presión, la vasija del reactor dispone de válvulas de alivio, de apertura manual, que permiten descargar vapor a la piscina de supresión, cuya actuación también requiere disponer de corriente continua de las baterías y de aire comprimido. Además, la conexión de estos sistemas excepcionales requiere cierto tiempo.

Reactor 1

A pesar de todo, durante unas horas se consiguió refrigerar los reactores con el auxilio de los sistemas descritos. Sin embargo, en el reactor 1, aproximadamente al cabo de ocho horas, el nivel de radiación en el edificio del reactor creció notablemente, indicando que comenzaba a haber daño en el combustible y liberación de productos de fisión radiactivos. Poco después, a las diez horas y media del terremoto, la presión de la vasija de contención empezó a subir, indicando fuga de refrigerante. Al no despresurizar la vasija del reactor y no aportar refrigerante, el vapor debió llenar por completo la zona del núcleo. El combustible –pastillas de óxido de uranio, dentro de barras metálicas de circonio– quedó por tanto en situación muy precaria. Al calentarse el metal por encima de los 1.000 °C, se produce una reacción química con el vapor de agua (reacción «metal-agua») en la que el oxígeno del agua se combina con el metal y el hidrógeno sale en forma gaseosa. Al oxidarse, las vainas se vuelven

frágiles y se agrietan, lo que libera los productos radiactivos gaseosos que hay en su interior: gases nobles como el xenón y el kriptón y otros productos muy volátiles como el yodo y el cesio. La liberación de vapor de agua mezclado con esos gases hace que la presión en la contención tienda a subir y que ponga en peligro su integridad.

Los operarios trataron de establecer un venteo de la contención para evitar su fallo por rotura, con muchas dificultades por el elevado nivel de radiación. Las fugas por elevada presión, o la rotura de un disco que permite el venteo cuando la presión crece hasta cierto valor, hicieron que el hidrógeno generado al deteriorarse el combustible explotase en la parte superior del edificio del reactor, que quedó seriamente dañada. Esto ocurrió el sábado 12 de marzo, a las 25 horas del terremoto.

La fusión de las pastillas de óxido de uranio aparece a mayor temperatura, y si no se logra una refrigeración estable, puede darse en las zonas más calientes del núcleo si se alcanzan temperaturas cercanas a los 3000°C. Con ella, se liberan más productos, que forman aerosoles y cuyo escape a la atmósfera depende de que la contención mantenga su capacidad de aislamiento.

Con la explosión de hidrógeno se constataba el grave daño que había sufrido el combustible del núcleo del reactor, lo que se ha podido posteriormente confirmar mediante cálculos realizados por diferentes grupos que indican que todo el combustible del reactor se encuentra fundido y fuera de la vasija (fig. 3.3), habiendo caído a la cavidad del reactor, en donde se ha debido producir una interacción entre el *corium*² fundido y el hormigón que se logró interrumpir al proseguir la inyección de agua.

Reactor 2

En el reactor 2, el sistema de inyección de refrigerante a alta presión quedó inoperativo desde el comienzo por la pérdida de las baterías que son necesarias para su funcionamiento y control. Sin embargo, se consiguió mantener operativo el sistema de refrigeración del núcleo aislado durante aproximadamente 70 horas, lo que excede con mucho de las 8 horas que se prevén en el diseño. No obstante, esta circunstancia no consiguió evitar que más tarde el sistema fallase por descenso del nivel de agua en la vasija. Los intentos de despresurizar la vasija para poder inyectar agua con sistemas antincendios no tuvieron éxito, debido también a la pérdida de baterías para activar los solenoides de apertura de las válvulas de alivio.

Finalmente, tras más de 6 horas sin refrigeración, el daño sufrido por el combustible condujo a una situación parecida a la del reactor 1, pero en

² Se denomina *corium* a la mezcla de materiales fundidos procedentes del núcleo del reactor y su vasija.

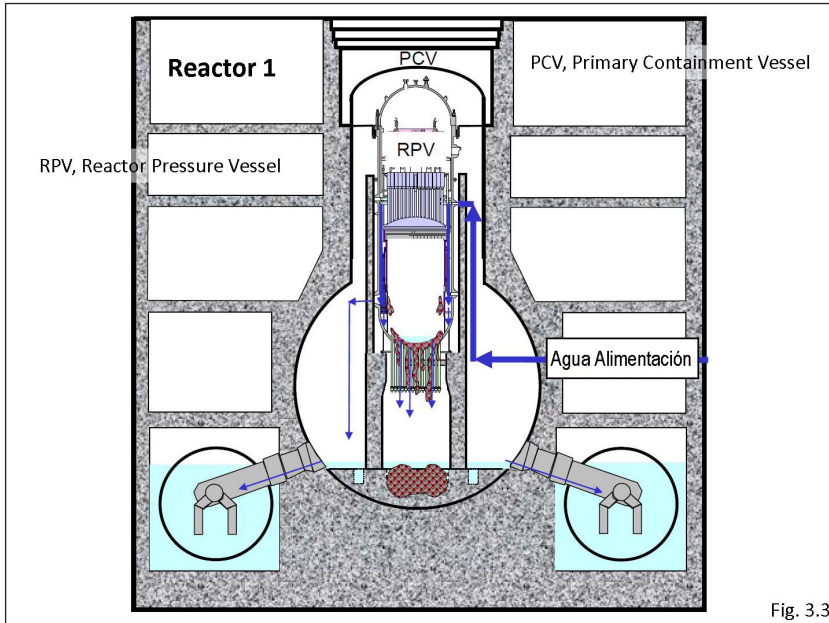


Fig. 3.3

este caso se sospecha que la vasija de contención debía de tener algún daño desde el terremoto ya que no llegó a sobrepresurizarse con tanta rapidez, si bien la fuga de vapor, gases de fisión e hidrógeno produjeron una explosión en la zona de la piscina de supresión y un incremento súbito de los niveles de radiación en la madrugada del martes 15 de marzo. Desde entonces, la presión de la contención se ha mantenido casi al nivel de la presión atmosférica, lo cual es signo inequívoco de que se encuentra dañada.

Los cálculos realizados permiten estimar que el reactor 2, que permaneció menos tiempo sin refrigeración que el 1, mantendría parte del combustible dentro del núcleo, habiendo caído parte ya fundido al fondo de la vasija, y tal vez otra pequeña parte podría haber salido a la cavidad del reactor (fig. 3.4). Si bien hay grandes incertidumbres en este tipo de estimaciones, el nivel de agua en la vasija no consigue recuperarse por encima de media altura, lo que claramente indica que esta tiene fugas en la parte baja.

Reactor 3

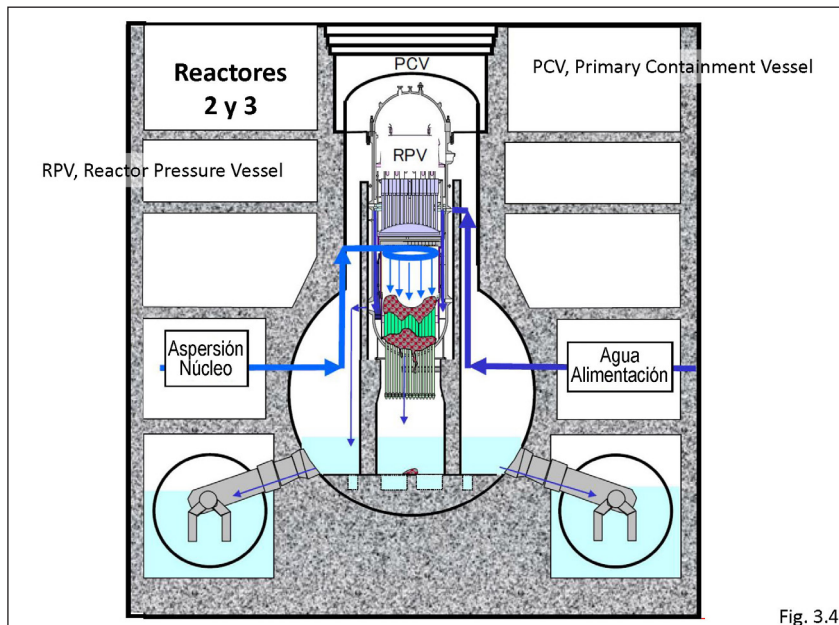
La situación del reactor 3 fue muy parecida a la del 2, excepto que en este el sistema de refrigeración del núcleo aislado solamente operó durante unas 20 horas, y que el sistema de inyección de refrigerante a alta presión pudo operar durante otras 15 horas, lo que ayudó a reducir algo la presión de la vasija del reactor. Sin embargo, tras su parada por agotamiento de las baterías, las maniobras de despresurización fueron tam-

bién fallidas y el núcleo quedó sin aporte de refrigerante durante 7 horas. La situación final del reactor ha de ser muy parecida a la del reactor 2 (fig. 3.4).

Sin embargo, en el caso del reactor 3, las fugas de vapor, productos de fisión e hidrógeno alcanzaron la vasija de contención y la presurizaron, por lo que se iniciaron las maniobras de venteo, con dificultades para activar la válvulas de solenoide y la falta de aire comprimido. Finalmente, la acumulación de hidrógeno en la parte superior del edificio del reactor produjo una gran explosión el lunes 14 de marzo a las 11 de la mañana.

Piscinas de enfriamiento del combustible usado

El combustible usado se mantiene en las piscinas de enfriamiento, dentro del edificio del reactor, que también quedaron desprovistas de refrigeración. La situación más comprometida se produjo en el caso del reactor 4, cuyo núcleo había sido vaciado y el combustible transferido a la piscina antes del accidente. En esta unidad se produjo una explosión de hidrógeno en la madrugada del martes 15 de marzo que dañó seriamente la parte alta del edificio. Inicialmente se pensó que dicha explosión se debía al vaciamiento de la piscina y el deterioro del combustible almacenado en ella; sin embargo, posteriormente se ha podido demostrar que el hidrógeno provenía del reactor 3, con el que el 4 compartía el sistema de venteo, habiéndose producido un trasvase de hidrógeno a través de sus conductos hasta el edificio del reactor 4.



Para refrigerar las piscinas se comenzó a inyectar agua, con boro añadido para mayor seguridad frente a posibles reactivaciones de la reacción de fisión nuclear en cadena. Inicialmente se emplearon camiones moto-bomba con cañones de agua y helicópteros, pero la recuperación de la refrigeración se consiguió mediante la inyección de agua marina con bombas de hormigón provistas de conductos de grandes dimensiones para poder verter el agua directamente sobre las piscinas. Hubo momentos en que el agua alcanzó la ebullición, y se observaba claramente un penacho de vapor emergiendo desde los edificios dañados.

Gestión del accidente

Desde los primeros días tras el accidente en la central nuclear de Fukushima, se empezaron a dar pasos para tratar de restablecer el control sobre los reactores, comenzando por intentar restablecer el suministro eléctrico. El jueves 17 de marzo se logró restablecer un primer tendido de alta tensión hasta el reactor 2. A partir de ese momento, el principal objetivo fue poder establecer sistemas de refrigeración, que inicialmente hubieron de utilizar agua de mar.

El 17 abril de 2011, TEPCO presentó la hoja de ruta para la recuperación de la central, que se basaba en esencia en cinco grandes cuestiones: recuperar la refrigeración de los reactores y de las piscinas, reciclar y reducir la cantidad de agua acumulada, prevenir la contaminación de acuíferos y escapes subterráneos de agua acumulada así como de nuevos escapes atmosféricos y proceder a la limpieza de suelos del emplazamiento. Las actuaciones han requerido un esfuerzo sin precedentes, en condiciones muy precarias y delicadas desde el punto de vista radiológico, pese a lo cual el pasado 15 diciembre de 2011 se pudo declarar el estado de «parada fría de los reactores» y la conclusión de las dos primeras etapas del plan.

Refrigeración de los reactores

En una primera fase, la estrategia para poder refrigerar los reactores se basó en conseguir inundar la vasija de contención, o «pozo seco», hasta un nivel superior al que originariamente ocupaba el núcleo de los mismos. De esa manera, se buscaba extraer el calor aunque fuese desde el exterior de la vasija. Sin embargo, la gran cantidad de agua inyectada, fundamentalmente mediante equipos externos como bombas de lucha contra incendios y otros, unida a los daños que las contenciones habían sufrido, provocó un trasvase de grandes cantidades de agua con niveles de contaminación muy elevados hacia los edificios de turbina y auxiliares. Por ello, el objetivo que el plan de control establecía era conseguir recircular dicha agua, depurándola y desalándola, para seguir empleán-

dola en la refrigeración de los reactores. Esto se consiguió a partir de finales de junio de 2011 y constituyó un hito fundamental en la lucha contra la acumulación de agua fuertemente contaminada.

Con respecto al estado de los reactores, ya descrito el estado de fusión y reubicación del combustible y el resto de materiales (figs. 3.3 y 3.4), parece constatado que todos los materiales se encuentran finalmente en estado sólido y refrigerados suficientemente, ya que cesó la generación de vapor y la liberación de productos radiactivos.

La inyección de agua continúa a través de las líneas de agua de alimentación, y desde septiembre también a través del sistema de rociado del núcleo en los reactores 2 y 3. Los caudales de agua inyectada son de hasta 10 m³/h, lo que permite mantener las temperaturas del fondo de las vasijas en valores del orden o inferiores a 50 °C (fig. 3.5 izq.), y las temperaturas medias de los pozos secos en valores incluso más bajos (fig. 3.5 dcha.). Eventualmente se inyecta nitrógeno en las contenciones para prevenir posibles riesgos por generación de hidrógeno si se produjeran.

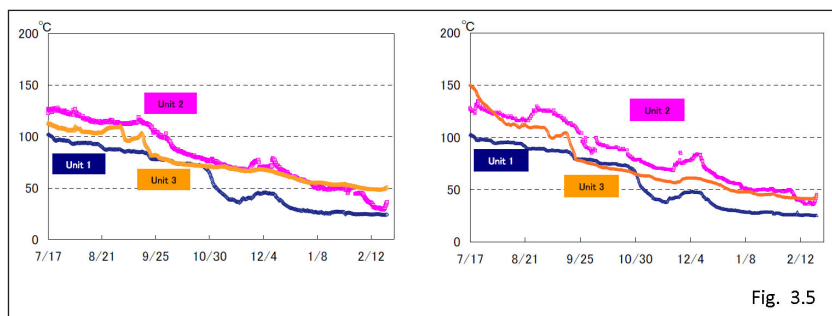
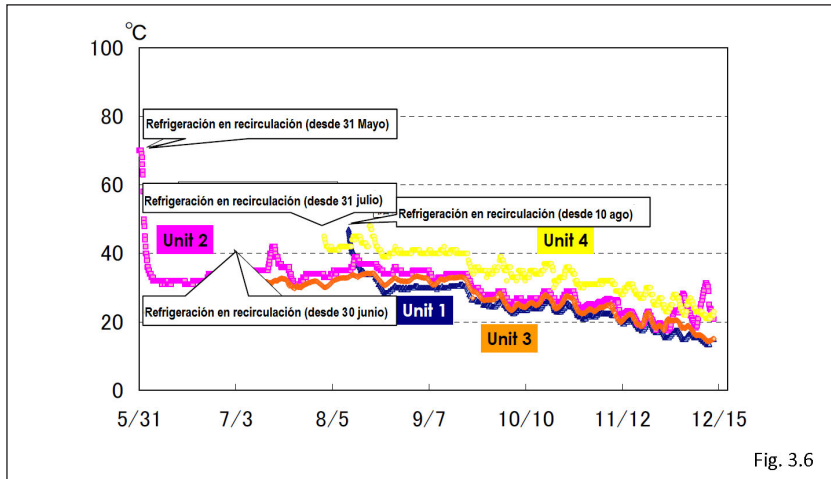


Fig. 3.5

Refrigeración de las piscinas

El estado del combustible almacenado en las piscinas de enfriamiento parece menos malo de lo que en un principio se temió, como muestran las imágenes difundidas de las mismas. Particularmente crítica era la situación de la piscina del reactor número 4, en cuyo edificio se produjo una de las mayores explosiones del accidente, y que además alberga el mayor número de elementos combustibles y los más calientes ya que dicho reactor se había vaciado para labores de mantenimiento. Sin embargo, al cabo del tiempo se ha conseguido pasar de inyectar agua con medios inusuales a establecer un sistema estable de refrigeración en circuito cerrado, ya disponible en todas las piscinas a partir de agosto (fig. 3.6). Con ello, se utiliza el propio cambiador de calor de las piscinas, habiendo establecido un circuito secundario refrigerado por aire con torres de tiro forzado. Las temperaturas del agua de las piscinas a finales de febrero estaban entre los 14 y los 26 °C, lo cual es una garantía. Ade-

más, se han instalado sistemas de desalación del agua mediante ósmosis inversa, necesarios para reducir la concentración de cloruros cuya influencia sobre la integridad de las vainas de combustible en el largo plazo podría ser nefasta.



Acciones de mitigación con respecto al agua contaminada acumulada

La acumulación de agua en los edificios del reactor, turbinas y auxiliares, unida a su pérdida de esta entidad debido a los daños causados por el terremoto y posterior *tsunami*, ocasionaron escapes directos al mar de agua fuertemente contaminada, de gran importancia en los primeros días de abril, e incluso en el mes de mayo de 2011. Por ello, uno de los principales objetivos de la fase 2 del plan ha sido reducir la cantidad total de agua acumulada, facilitando al máximo su reutilización. Ha sido necesario instalar plantas para el tratamiento continuo mediante separación de aceite y materia grasa, absorción de cesio, coagulación y precipitación de partículas, desalado y evaporación. Estos tratamientos se han mostrado muy eficaces pues lograron, por ejemplo, reducir la contaminación de 6.000 ppm a 20 ppm mediante la ósmosis inversa, y de 12.000 ppm a 1 ppm mediante la evaporación. En paralelo, ha sido necesario preparar sistemas para almacenaje y gestión de los lodos altamente contaminados producidos. La cantidad total de agua procesada no ha cesado de aumentar y así, por ejemplo, en diciembre estaba próxima a las 200.000 t. Para almacenar agua contaminada y lodos concentrados, se han instalado múltiples baterías de tanques de almacenamiento, con resistencia progresivamente mayor según el nivel de contaminación. Con todo ello se ha conseguido hacer descender el nivel de agua en los edificios hasta un

punto que aleja el riesgo de desbordamientos en caso de lluvias fuertes (3 m sobre el nivel medio del mar).

A pesar de todo, el volumen de agua en los edificios del reactor y turbina oscila entre los 14.000 m³ en el caso de la unidad 1, 22.000 m³ en la unidad 2 y 24.000 m³ en la unidad 3 (21 de febrero de 2012).

El cuadro 3.1 resume la situación de los parámetros principales de los cuatro reactores dañados a finales de febrero de 2012, poco antes del primer aniversario del accidente.

Resumen del estado de las plantas dañadas



	Unit 1	Unit 2	Unit 3	Unit 4
Vasija del reactor Temperatura en el fondo*	Refrigeración mediante inyección y recirculación de agua 24,3 °C	Refrigeración mediante inyección y recirculación de agua 47,1 °C	Refrigeración mediante inyección y recirculación de agua 51,4 °C	Sin combustible
Pozo seco - Contención primaria Temperatura del aire*	Inyección esporádica de nitrógeno 25,4 °C	Inyección esporádica de nitrógeno 25,4 °C	Inyección esporádica de nitrógeno 25,4 °C	--
Piscina de combustible Temperatura del agua de la piscina*	Refrigeración mediante recirculación de agua 26,5 °C	Refrigeración mediante recirculación de agua 26,5 °C	Refrigeración mediante recirculación de agua 26,5 °C	Refrigeración mediante recirculación de agua 26,5 °C
Agua contaminada en los edificios del reactor y turbinas**	14,100 m ³	22,000 m ³	23,800 m ³	18,300 m ³
*El 24-02-2012 a las 12:00	**El 21-02-2012			

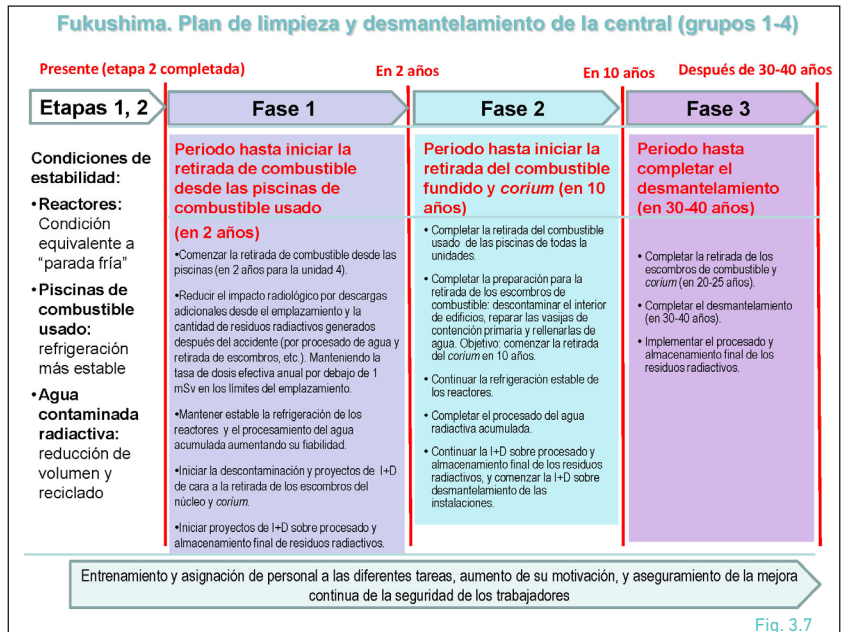
Cuadro 3.1

Plan de limpieza y desmantelamiento de la central

A partir de la situación actual, con los reactores dañados pero refrigerados de forma estable, las piscinas de combustible usado debidamente refrigeradas, y habiendo establecido los medios para reducir la cantidad de agua contaminada, los esfuerzos se dirigen hacia conseguir la limpieza y el desmantelamiento total de la central. Este ambicioso objetivo no podrá lograrse antes de 30 o 40 años. El plan, que se esquematiza en la fig. 3.7, contempla una primera fase de aproximadamente dos años hasta poder comenzar la extracción de combustible desde las piscinas de enfriamiento. La fase posterior, de aproximadamente 10 años, comprende hasta el comienzo de la extracción del material fundido de los reactores. Y la fase final abarcaría hasta el final del desmantelamiento tras la ex-

El accidente nuclear de Fukushima-Daiichi...

tracción total de los materiales que un día formaron los reactores 1, 2 y 3 de Fukushima-Daiichi.

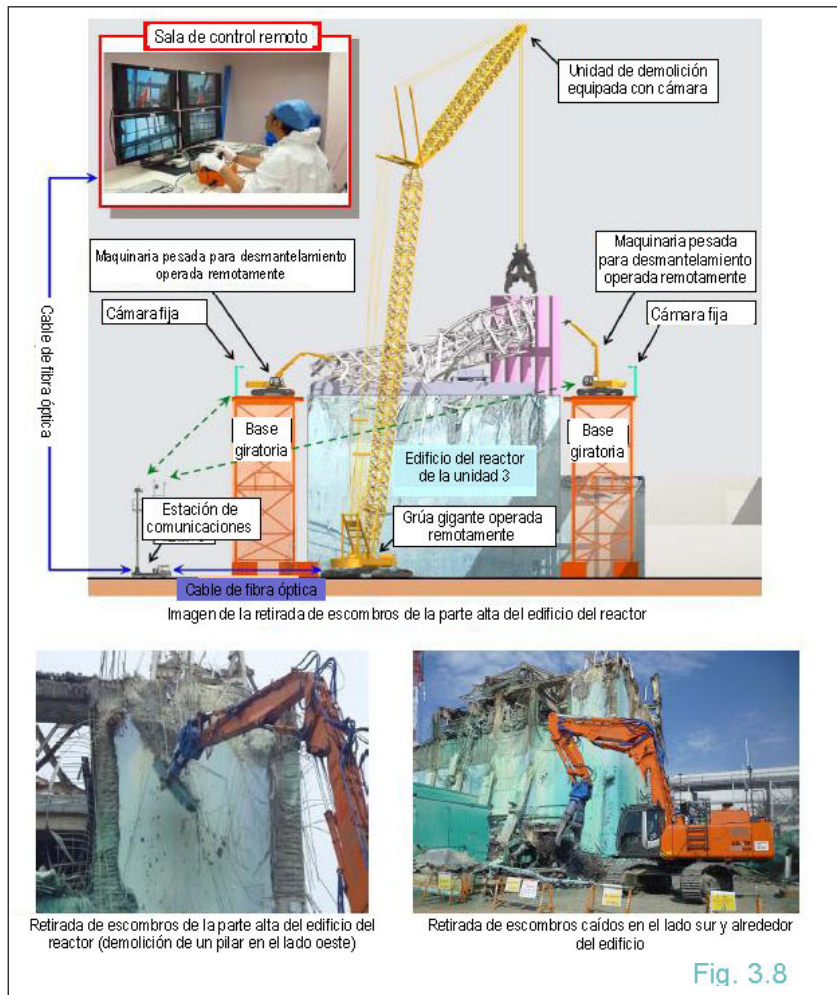


Una preocupación constante a lo largo de este plan es la de minimizar los riesgos residuales, empezando por las posibles réplicas de los terremotos que pudieran producirse, para asegurar la integridad estructural de los edificios dañados, así como de todos los sistemas instalados posteriormente para asegurar la fiabilidad del suministro de agua y de electricidad.

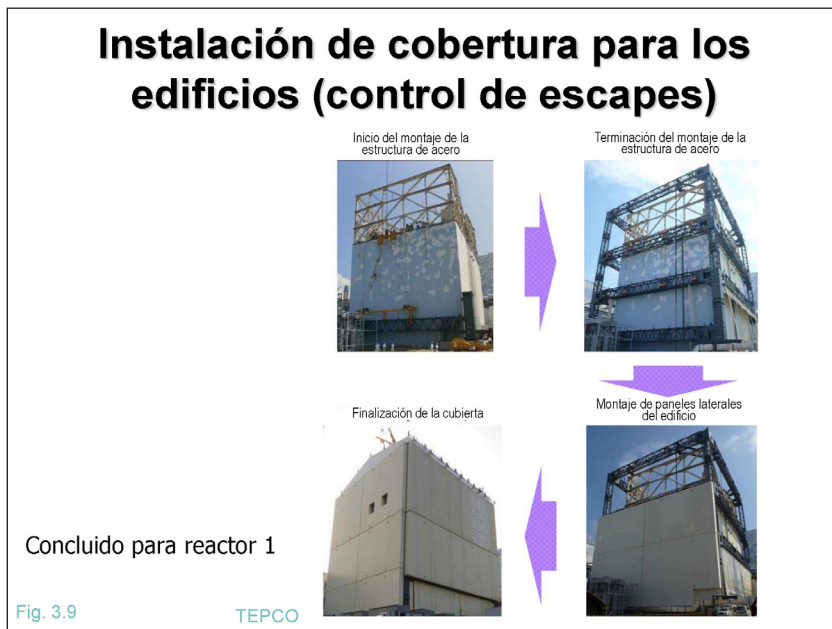
Algunas de las acciones más destacadas dentro del plan son las siguientes:

- La interposición de barreras para evitar posibles derrames líquidos hacia el mar. Se han instalado una serie de barreras temporales mediante sacos de arena en algunos casos con zeolita, cuya capacidad de absorción de cesio es muy notable, barreras de hormigón y de acero, fijadas o deslizantes.
- La construcción de barreras subterráneas, del orden de más de 20 m de profundidad, para evitar la infiltración de agua desde el emplazamiento hacia el mar.
- El control de la presencia de polvo contaminado en el aire, mediante la dispersión de agentes inhibidores de polvo en una superficie de más de medio kilómetro cuadrado dentro del emplazamiento.

- La retirada de grandes cantidades de escombros que se encontraban dispersos por todo el emplazamiento tras el *tsunami* dificultando el movimiento de vehículos y personas, y que debido al grado de contaminación adquirida tras las explosiones ha debido realizarse empleando maquinaria pesada operada remotamente. Los residuos generados se han almacenado en el propio emplazamiento, donde se han debido instalar almacenes adecuados a tal fin.
- La demolición, retirada y gestión adecuada de escombros de los edificios de las propias centrales dañadas mediante grandes grúas y maquinaria pesada operada remotamente, dado el ambiente tan hostil desde el punto de vista radiológico en el que estas operaciones han debido desarrollarse, destacando la labor realizada ya en el edificio del reactor número 3 (fig. 3.8), y la iniciada en el del reactor número 4.



- La instalación de cobertura para los edificios a fin de controlar posibles escapes de radiactividad, ya concluida en el caso del reactor número 1 (fig. 3.9). Esta ha sido una obra impresionante que ha implicado la construcción de estructuras metálicas gigantes cuyo montaje se probó fuera del emplazamiento para asegurar que la labor final de instalación se desarrollase sin fallos. Tras ello, el reactor ha quedado cubierto, con ventilación controlada, haciendo posible el desarrollo de nuevos trabajos en su interior.



- El refuerzo de estructuras dañadas, destacando de forma paradigmática la instalación realizada en la base de la piscina de combustible del reactor número 4. Para ello hubo de retirarse una gran cantidad de escombros e instalar pilares de acero y encofrados bajo la piscina para el posterior hormigonado de refuerzo, que quedó concluido a finales de julio.

De cara a poder iniciar la retirada del combustible de las piscinas, las tareas previstas que deben abordarse a continuación son las siguientes, con mayor complejidad en los reactores 3 y 4, dado el gran deterioro que presentan sus edificios:

1. Descontaminación de la parte superior del edificio del reactor, previa cobertura de las piscinas.
2. Instalación de cubierta y equipos de manejo de combustible.

3. Fabricación de los contenedores de almacenamiento/transporte del combustible. Cápsulas para combustible dañado.
4. Reorganizar la piscina, remodelar los equipos de inspección, etc.
5. Retirar el combustible.

Del mismo modo, se ha previsto la siguiente serie de etapas hasta poder proceder a la retirada del combustible dañado y del *corium* de los reactores:

1. Descontaminación del edificio del reactor.
2. Búsqueda de fugas de agua en las zonas inferiores de la vasija del pozo seco (contención) y del edificio del reactor.
3. Reparación de las fugas.
4. Llenado con agua de la parte inferior del pozo seco, a fin de proporcionar el blindaje frente a la radiación que permita trabajar en la parte alta.
5. Inspección y toma de muestras del pozo seco.
6. Reparación de la parte superior del pozo seco.
7. Rellenado del pozo seco con agua, por los mismos motivos de blindaje, y apertura de la tapa superior del pozo seco.
8. Inspección de la vasija del reactor. Toma de muestras.
9. Retirada del combustible y *corium*. Encapsulado y paso a contenedores de transporte/almacenamiento.

Si bien la experiencia del desmantelamiento de la central de TMI-2 ha de resultar muy útil a la hora de diseñar cada operación en detalle, no cabe duda de que para su puesta en práctica será imprescindible desarrollar tecnología avanzada de manipulación remota adaptada a cada una de las operaciones necesarias.

Impacto radiológico sobre los trabajadores

A pesar de las condiciones tan extremas que se presentaron tras la combinación de ambos desastres natural y nuclear, la gestión tras el accidente logró dominar finalmente la situación, manteniendo un control muy efectivo de la dosis de radiación recibida por los trabajadores que hubieron de actuar en el emplazamiento. En un comienzo actuaron entre 400 y 800 trabajadores, pero en los momentos más difíciles, tras las dos primeras explosiones, el emplazamiento fue evacuado casi por completo, quedando un retén de tan solo 50 voluntarios para mantener las funciones esenciales. Posteriormente, el número de trabajadores ha oscilado entre 2.000 y 4.000, lo que indica la magnitud y complejidad de las operaciones acometidas.

Las principales dificultades tuvieron que ver con los elevados niveles de radiación existentes en las distintas zonas en donde ha habido necesidad de intervenir, siendo frecuentes tasas de dosis que van desde cientos de

milisieverts hasta algunos sieverts³ por hora. Como ejemplo de esas dificultades, en los primeros días no se disponía de suficientes dosímetros para hacer frente a las necesidades que se presentaron tras el accidente. Para optimizar la exposición de los trabajadores fue necesario, en cuanto se pudo contar con ello, utilizar equipos accionados a distancia y robots que explorasen las zonas antes de acceder las personas a ellas, así como un gran número de equipos de protección personal: trajes desechables herméticos, guantes, botas, caretas con máscaras provistas de filtros de partículas y de carbón activo e incluso botellas de aire comprimido para las operaciones más comprometidas.

Las autoridades elevaron el nivel de dosis de referencia para los trabajadores en condiciones de emergencia desde los 100 milisieverts que establecía la normativa anterior al accidente, hasta 250 milisieverts, valores que distan de suponer un riesgo serio para la salud. Con todo, la organización puesta en práctica ha sido muy efectiva y ha conseguido que solo en muy pocos casos se hayan superado esos valores de referencia. Contabilizando tanto la dosis recibida por exposición externa como la debida a la contaminación interna por inhalación, que en algún caso suelto ha sido significativa, tan solo 6 trabajadores han alcanzado valores superiores a los 250 milisieverts y 98 han superado los 100 milisieverts. Este balance debe considerarse muy positivo dadas las condiciones tan extremas a las que ese personal ha debido enfrentarse. De hecho, un trabajador falleció el 14 de mayo de 2011 por parada cardiorrespiratoria debida a la fatiga. Por ello, desde el comienzo, una de las prioridades del plan de recuperación de la central ha sido también el mantenimiento y mejora de las condiciones de trabajo, ya que el personal necesitaba poder descansar en un ambiente no contaminado y que pudiese proporcionar el mínimo confort.

Contaminación del medio ambiente

Importancia de los escapes radiactivos

Entre el 12 y el 15 de marzo de 2011 se llegaron a producir hasta unos 15 episodios de escape de sustancias radiactivas a la atmósfera, mayoritariamente productos de fisión gaseosos o volátiles. Se han estimado (fig. 3.5) las siguientes cantidades de productos descargados por esa vía:

³ El *sievert* es la unidad de *dosis efectiva* del Sistema Internacional de Unidades. De forma simplificada, cabe decir que expresa la cantidad de energía impartida por la radiación por unidad de masa de los tejidos afectados (J/kg) tras efectuar una doble ponderación que tiene en cuenta el tipo de radiación y su potencial para causar daño biológico, así como la diferente probabilidad de los distintos órganos del cuerpo humano para desarrollar un cáncer radioinducido o un daño grave a la descendencia en el caso de las gónadas.

- Gases nobles: 6.550 PBq⁴ (mayoritariamente Xe-133, $T_{1/2}^5 = 5,3$ d).
- Yodos: 408 PBq en total, de los cuales 197 PBq de I-131 ($T_{1/2} = 8$ d) y 168 PBq de I-132 ($T_{1/2} = 2,3$ h).
- Telurios: 145 PBq en total, de los cuales 108 PBq de Te-132 ($T_{1/2} = 3,2$ d).
- Cesios: 58 PBq en total, de los cuales 21 PBq de Cs-137 ($T_{1/2} = 30$ a) y 28 PBq de Cs-134 ($T_{1/2} = 2,1$ a).

Cálculos detallados para cada reactor (fig. 3.6) indican que las fracciones de escape máximas se hubieron de producir en el reactor 2, ya que es el que parece que tuvo daños estructurales en su vasija de contención desde el comienzo del accidente, seguramente causados por el terremoto. La fracción de escape de yodo se ha estimado alrededor del 7 % del inventario total en el reactor (en Chernóbil fue del 50-60 %), y para el cesio un 6 % (20-40 % en Chernóbil).

Las tasas de escape un año después, estimadas a partir de toma de muestras de polvo de salida desde los edificios, son más de siete órdenes de magnitud inferiores a las de los primeros días.

El yodo radiactivo escapado fue motivo de gran preocupación en los primeros días porque es de los productos más abundantes en el combustible irradiado, así como por su facilidad para combinarse químicamente, su alta solubilidad y su afinidad por la glándula tiroides en caso de inhalación o ingestión. Por ello, una de las medidas protectoras para la población habitualmente consiste en la profilaxis radiológica mediante la administración de tabletas de yodo estable, que si se efectúa a tiempo (antes de comenzar la inhalación o ingestión de yodo radiactivo o inmediatamente después de que esta tenga lugar) contribuye a bloquear la glándula tiroides e impide la absorción del yodo radiactivo y favorece, por tanto, su más rápida eliminación del organismo, disminuyendo así la dosis recibida. El riesgo de efectos secundarios es muy reducido si se administran las dosis recomendadas. El isótopo de yodo más significativo (I-131) decae con un periodo de semidesintegración de ocho días, lo que supone que su impacto dejó de ser apreciable transcurridas las primeras seis a ocho semanas.

Por su lado, el cesio, también bastante abundante en el reactor y volátil, presenta el problema de que allí donde quede depositado permanece durante décadas (los periodos de semidesintegración de sus dos isótopos

⁴ PBq: petabecquerel = 10^{15} Bq. El *becquerel* es la unidad de actividad de las sustancias radiactivas del Sistema Internacional de Unidades.

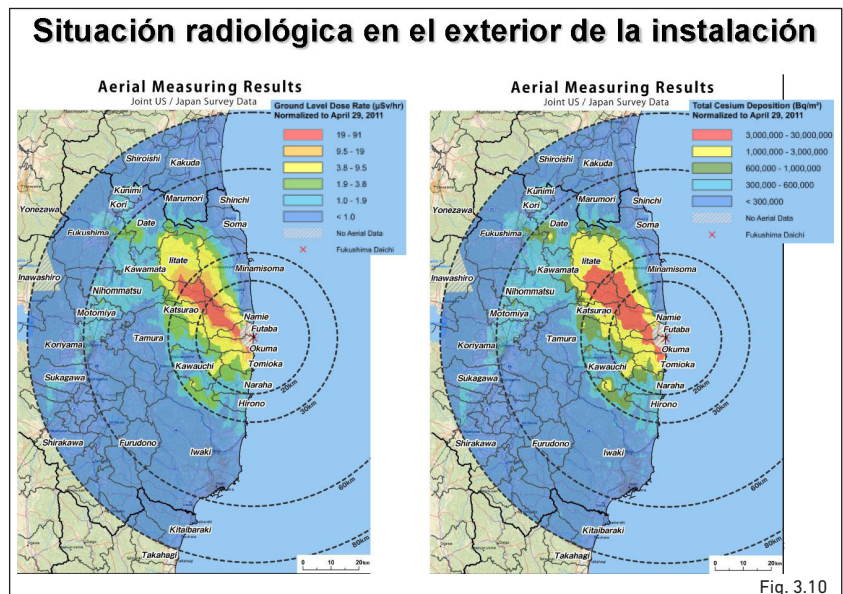
⁵ $T_{1/2}$ es el periodo de semidesintegración, o tiempo necesario para que la mitad de los núcleos radiactivos de la sustancia en cuestión de hayan desintegrado, lo que en la mayoría de los productos significativos supone que hayan dejado de ser radiactivos.

importantes son de dos y treinta años, respectivamente) haciendo necesaria una caracterización detallada de los depósitos y su evolución por el entorno junto con la adopción de medidas de protección que garanticen que la exposición de las personas de la población sea aceptable.

Dispersión y contaminación del medio ambiente

Los escapes tuvieron lugar por la emanación de vapores y aerosoles de forma paulatina y no brusca. Su desplazamiento en la atmósfera no tuvo lugar a grandes alturas, por lo que no se produjo un transporte de cantidades apreciables a distancias grandes, aunque llegasen a detectarse trazas de las emisiones incluso en Europa. La meteorología en los días de mayores descargas ayudó a que la mayor parte de lo escapado se dispersase hacia el océano Pacífico. Sin embargo, en varios periodos, el viento sopló hacia el interior, y cuando esto coincidió además con lluvia provocó un importante arrastre de materiales hacia el suelo, que han causado la contaminación de amplias regiones.

La primera caracterización de los depósitos de cesio, y de las tasas de dosis de radiación provocadas, se efectuó mediante vuelos a baja altura con helicópteros y aviones debidamente equipados con sistemas de detección de radiación y registro. El Departamento de Energía de los EE. UU. prestó una ayuda esencial en ese sentido y a finales de abril de 2011 se pudo disponer de mapas muy acertados de la tasa de dosis y la contaminación por cesio (fig. 3.10), cuya validez se pudo comprobar posteriormente mediante la toma de datos sobre el terreno, en un esfuerzo sin



precedentes en el que han cooperado las autoridades del Ministerio de Educación, Cultura, Deportes, Ciencia y Tecnología de Japón (MEXT), junto con universidades y laboratorios acreditados para ese tipo de medidas.

Como se observa en los mapas, se produjo una gran «lengua» de alta contaminación en dirección noroeste, en un área de hasta 50 km de largo y 20 km de anchura. La extensión contaminada con más de 1 MBq/m² (un millón de *becquerel* por m²), es del orden de 400 km² (fig. 3.5), haciendo que esas zonas no puedan ser habitables sin adoptar algún tipo de medidas de protección. Las tasas de dosis externa por los depósitos de cesio en dichas zonas superan los 4 *microsieverts/h* y llegan a valores de unos 100 MBq/m². Como término de comparación, la tasa de dosis externa por radiación natural en la zona era antes del accidente inferior a 0,1 *microsieverts/h*, y en Madrid es de 0,2 *microsieverts/h* en promedio. Esa dosis externa está causada prácticamente a partes iguales por cada uno de los isótopos de cesio, pero en 2025 solo quedará un 5 % de la actividad inicial del Cs-134, mientras que del Cs-137 aún habrá un 81 %, con lo que la tasa de dosis se reducirá a menos de la mitad por meros fenómenos físicos. El cesio tiene en general poca movilidad en la mayoría de los suelos, y permanecerá en la capa de los 20 cm más superficiales.

Por su parte, la contaminación del océano en la zona costera de Fukushima también ha sido muy elevada si bien transitoria ya que, aunque los depósitos radiactivos sobre la superficie del océano fueron mucho mayores que en tierra, se fueron diluyendo en profundidad y transportando con las corrientes marinas. Sin embargo, causó gran preocupación la descarga de agua fuertemente contaminada que en total se ha estimado contenía cerca de 1 PBq de cada isótopo de cesio (3.5). Como resultado de todo ello, en puntos próximos a la costa, en un entorno de decenas de km del emplazamiento, se llegaron a detectar concentraciones en agua muy altas, del orden de 10 MBq/m³. La sedimentación de las partículas ha generado elevada contaminación en los fondos marinos, y unido a ello se mantiene la presencia significativa de cesio (decenas a centenas de Bq/kg) en pescados de costa. En definitiva, sin ser un problema vital, sí que impide mantener la actividad pesquera en la zona, y obligará durante décadas a mantener una constante vigilancia radiológica de las aguas, los sedimentos, peces y algas.

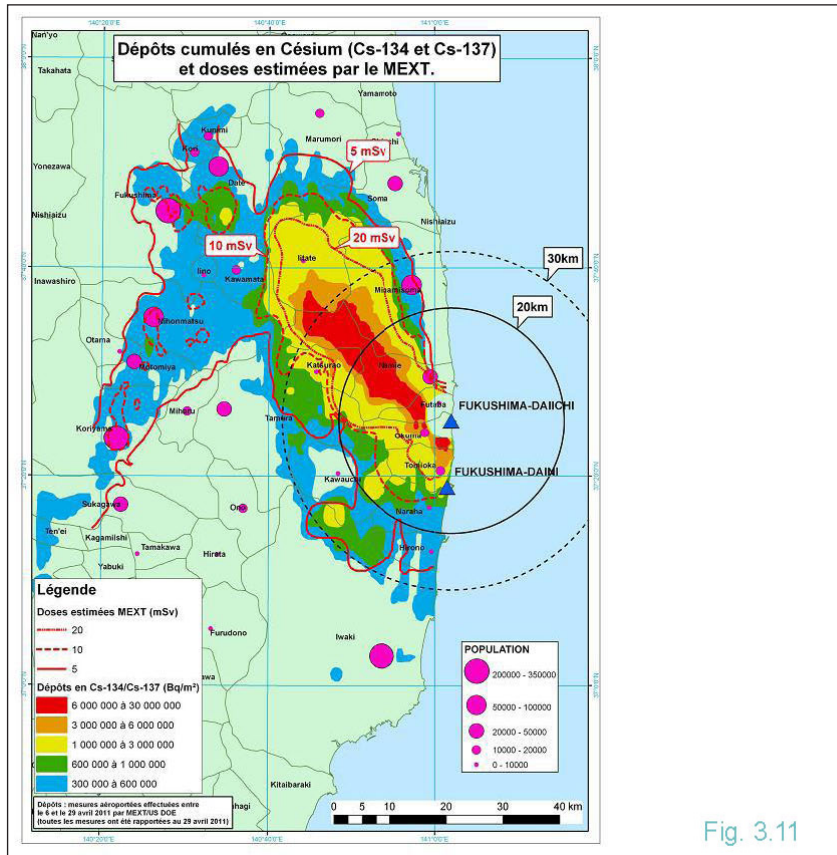
Impacto radiológico sobre la población

Gracias al eficiente plan de emergencia desarrollado por el Gobierno japonés, el impacto radiológico sobre la población no ha sido significativo ni cabe esperar que aparezcan efectos sanitarios. Desde el momento en que se constató la pérdida total del suministro eléctrico y la imposibilidad de recuperar la refrigeración de los reactores a tiempo, se ordenó la evacuación de las poblaciones más cercanas. Aproximadamente seis horas

después del *tsunami* ya se habían evacuado los habitantes de hasta 3 km de distancia (6000 habitantes), aplicando el confinamiento a los de un radio de 10 km (51.000 habitantes) que posteriormente fueron evacuados en pocas horas (fig. 3.6). Tras la primera explosión (reactor 1), la evacuación se amplió hasta los 20 km (totalizando 78.000 habitantes) y tras las posteriores explosiones, a los residentes entre 20 y 30 km (68.000) se les recomendó evacuarse voluntariamente o permanecer confinados en las casas con la ventilación cerrada y alejados de las ventanas y preparados para una posible evacuación. También se recomendó a los responsables municipales y a los jefes de prefectura que distribuyesen tabletas de yodo estable, si bien el momento exacto y amplitud de su administración a la población no está claro.

Las tasas de dosis en zonas a 30 km (límite de la zona de confinamiento) aumentaron de forma muy rápida en los primeros días, coincidiendo con la dirección del viento en los momentos de los escapes más grandes. En algún punto, esos niveles llegaron a alcanzar valores de aproximadamente mil veces el nivel natural (hasta los 80 *microsieverts* por hora) y, por ello, posteriormente se amplió la zona de evacuación en la franja noroeste (10.000 habitantes) para evitar que se pudiesen alcanzar valores de dosis de 20 *milisieverts* en un año, que es la dosis de referencia recomendada por la Comisión Internacional de Protección Radiológica para este tipo de acciones de protección y así evitar potenciales peligros para la salud en el corto plazo (fig. 3.10). Esto ha supuesto que se mantengan evacuadas poblaciones situadas a distancias superiores a los 50 km. La zona de 20 km se mantiene como «zona restringida», mientras que entre los 20 y los 30 km, a excepción de la franja noroeste, se levantaron las medidas extraordinarias a finales de septiembre de 2011.

Sin embargo, el problema de contaminación de larga duración que refleja el mapa de la figura 3.10 hace necesario tomar acciones de protección para proteger a la población frente a una exposición a la radiación a niveles inaceptables de forma crónica. Sobre el mapa de depósitos de cesio, la figura 3.11 indica las predicciones de dosis durante un año en las zonas contaminadas. Para situaciones de exposición ya existente, la CIPR (fig. 3.11) recomienda mantener como referencia un valor de dosis anual entre 1 y 20 *milisieverts*, aplicando el principio de optimización para tratar en el largo plazo de acercarse al valor de 1 *milisievert*, por debajo del cual las exposiciones entran en la banda de las tolerables para actividades planificadas. Por ello, en las zonas cuya previsión de dosis anual superaba los 20 *milisieverts* se ha mantenido a la población trasladada; esto coincide con gran parte de las áreas de color amarillo, naranja y rojo del mapa. El cuadro 3.2 muestra la relación entre el depósito total de cesio y la predicción de dosis a 1, 10 y 70 años, además de indicar el número de personas que habitan en cada zona (exceptuando la «zona restringida», en la que habitaban 78.000 personas).



En las zonas por debajo de 20 milisieverts/año, se está acometiendo una labor de descontaminación guiada por el objetivo de optimizar la situación, teniendo en cuenta los recursos disponibles y la efectividad de las diferentes medidas. Hay varios proyectos de demostración de las técnicas de descontaminación en los que los técnicos del organismo japonés de investigación nuclear (JAEA), junto con las autoridades locales y miembros activos de las comunidades, participan de forma coordinada. Se trata en ellos de identificar el modo de emplear mejor los esfuerzos humanos y materiales disponibles para reducir el máximo de dosis, lo que no siempre implica el máximo de retirada de contaminantes.

La dosis recibida depende de la exposición y esta del tiempo, la distancia y el empleo de blindajes. Por ello, las estrategias de intervención se han iniciado por aquellos lugares en los que grupos de población más susceptibles, como es el caso de los niños, pasan más tiempo: las escuelas.

Depósito Cesio Cs-134 + Cs 137	> 300 000 Bq/m ²	> 600 000 Bq/m ²	> 10 ⁶ Bq/m ²	> 3x10 ⁶ Bq/m ²	6x10 ⁶ - 30x10 ⁶ Bq/m ²
Dosis externa proyectada 1 año	> 5 mSv	> 10 mSv	> 16 mSv	> 50 mSv	100 - 500 mSv
Dosis externa proyectada a 10 años	> 19 mSv	> 38 mSv	> 63 mSv	> 190 mSv	380 - 1 900 mSv
Dosis externa vida (proyectada a 70 años)	> 41 mSv	> 82 mSv	> 136 mSv	> 408 mSv	816 - 4 080 mSv
Población afectada (excluida área restringida)	292.000	43.000	69.400		26.400
			21.100	3.100	2 200

ICRP 103 y 109
 Criterio 20 - 100 mSv

Cuadro 3.2

Y dentro de las escuelas, los patios y campos de deportes, en los que no hay ningún tipo de blindaje mientras los escolares juegan. En junio de 2011 ya hubo muchos casos de grupos de padres que con la ayuda de las autoridades municipales comenzaron a retirar la capa superficial de suelo de los patios de las escuelas. También, y como muestra de la implicación de la población en su autoprotección, se sabe que hay miles de equipos de medida de la tasa de dosis adquiridos por los propios ciudadanos para poder controlar ellos mismos los lugares donde no pueden pasar mucho tiempo.

Por supuesto, un tema especialmente delicado sigue y seguirá siendo el de la producción de alimentos, que están siendo sometidos a controles continuos observándose una pequeña fracción de productos agrícolas, ganaderos y de la pesca que superan los estándares establecidos por las autoridades japonesas. Lógicamente, en las zonas más contaminadas, toda la producción se encuentra interrumpida.

Con estas acciones coordinadas, es de esperar que la vida recupere poco a poco una cierta normalidad en esas zonas, si bien quedan aún importantes problemas por resolver, como por ejemplo la disposición final de los residuos radiactivos acumulados como resultado de las descontaminaciones. Hasta ahora, esos residuos (principalmente tierra contaminada) se están acumulando in situ pero requieren una solución mejor, construir almacenes adecuados, si bien su ubicación está siendo difícil de decidir por las reticencias de autoridades y ciudadanos.

A pesar de todo, Fukushima está demostrando la impresionante capacidad de reacción del pueblo japonés para implicarse en los esfuerzos para recuperarse de la catástrofe. Y esa es, tal vez, la principal lección.

Resumen y conclusiones

El accidente de Fukushima-Daiichi causado por el gran terremoto y posterior *tsunami* del 11 de marzo de 2011 ha sido el peor de la historia después de Chernóbil. Los graves daños sufridos por tres reactores en los que el núcleo se fundió, así como la afectación de varias piscinas de enfriamiento de combustible irradiado, no han impedido sin embargo poder controlar una situación que en los primeros días parecía imposible de recuperar.

Gracias a los medios humanos y materiales puestos en marcha inmediatamente tras el accidente, las primeras fases del Plan de recuperación de la central se han desarrollado en los plazos previstos, logrando refrigerar los reactores y piscinas, controlar y reducir el agua contaminada acumulada, limpiar de escombros el emplazamiento y atajar los escapes tanto atmosféricos como por vía líquida al mar.

Dentro de la estabilidad lograda, sigue habiendo cierta precariedad, ya que las contenciones de los reactores presentan fugas y pequeños escapes. La preocupación mayor es la posibilidad de pérdida de funciones en caso de nuevos desastres naturales. Sin embargo, hay que reconocer que la situación de la central ha mejorado muchísimo con respecto al estado inicial inmediatamente después del accidente.

Hay que destacar que el plan de actuación es muy coherente y sin precedentes, y que para su aplicación necesitará de importantes programas de I+D de apoyo. No obstante, las elevadas incertidumbres que aún existen sobre el estado real de los reactores pueden alterar los plazos de consecución de los distintos hitos marcados, por lo que los plazos de desmantelamiento solo pueden ser aproximados.

Las consecuencias del accidente sobre la población son irrelevantes desde el punto de vista sanitario, pero la gran concentración y extensión de la contaminación obligó a evacuar a 78.000 personas en los primeros días tras el accidente, en una situación en la que ya había decenas de miles de damnificados por el *tsunami*. El panorama de cara a los próximos años presenta el mantenimiento de una «zona restringida» de 20 km en torno a la central más otra evacuada de casi 50 km de largo y 15 de ancho en dirección noroeste (88.000 personas en total). Fuera de ellas, los proyectos de descontaminación, en los que la población junto a los técnicos se está implicando a fondo, están resultando muy positivos. Tras estos primeros proyectos, el paso del tiempo hará que la tasa de dosis disminuya paulatinamente, y se iniciarán otros trabajos dentro de las zonas evacuadas con el objetivo de permitir el retorno de la población en algunos años.

Referencias

- (Fig. 3.1) Página electrónica de Tokyo Electric Power Company, TEPCO: <http://www.tepco.co.jp/en/nu/fukushima-np/>.
- (Fig. 3.2) Página electrónica de la Nuclear and Industrial Safety Agency, NISA: <http://www.nisa.meti.go.jp/english/>.
- (Fig. 3.3) Página electrónica del Ministerio de Educacion, Cultura, Deportes, Ciencia y Tecnología de Japón, MEXT: <http://www.mext.go.jp/english/incident/1303962.htm>.
- (Fig. 3.4) Página electrónica del Japan Atomic Industrial Forum, JAIF: <http://www.jaif.or.jp/english/index.php>.
- (Fig. 3.5) Institut de Radioprotection et de Sûreté Nucléaire (IRSN). *Fukushima, un an après. Premières analyses de l'accident et de ses conséquences*. Rapport IRSN/DG/2012-001, París, 2012.
- (Fig. 3.6) HOMMA, T.: *Japanese Earthquake and Fukushima nuclear accident: radiation protection issues*. First NERIS Platform Workshop 6. Bratislava (Eslovaquia): 8 de febrero de 2012 (<http://www.eu-neris.net/index.php/activities/workshops/224-feedback-from-the-1st-icrp-workshop-6-8-february-2012.html>).
- (Fig. 3.7) ANS: *Fukushima Daiichi: ANS Committee Report*. Informe de The American Nuclear Society Special Committee on Fukushima, 2012.
- (Fig. 3.8) IAEA: *The Great East Japan earthquake expert mission. IAEA international fact finding expert mission of the Fukushima Daiichi NPP accident following the Great East Japan earthquake and tsunami*. Informe para los estados miembros de la IAEA. Tokio (Japón): Fukushima Dai-ichi NPP, Fukushima Dai-ni NPP y Tokai Dai-ni NPP, 24 de mayo-2 de junio de 2011.
- (Fig. 3.9) IAEA: *Final report of the international mission on remediation of large contaminated areas off-site the Fukushima Dai-ichi NPP*. Japón, 7-15 de octubre de 2011.
- (Fig. 3.10) International Commission on Radiological Protection: *Application of the Commission's recommendations for the protection of people in emergency exposure situations*. ICRP, Publication 109, Ann. ICRP 39 (1), 2009.
- (Fig. 3.11) International Commission on Radiological Protection: *Application of the Commission's recommendations to the protection of people living in long-term contaminated areas after a nuclear accident or a radiation emergency*. ICRP, Publication 111, Ann. ICRP 39 (3), 2009.

Pruebas de seguridad en las centrales nucleares

Emilio Mínguez

Capítulo cuarto

Revisión de las pruebas de seguridad realizadas en diversas centrales nucleares después del accidente de Fukushima

A raíz del accidente de Fukushima, todos los países comenzaron a tomar diversas acciones para comprobar y en alguna medida verificar las medidas de seguridad de sus centrales nucleares. En la Unión Europea se adoptó una respuesta coordinada para asegurar que todas las centrales nucleares disponían de respuestas frente a situaciones semejantes a las ocurridas en la central de Fukushima-Daiichi.

Inmediatamente después del accidente, el 24 de marzo, el Consejo Europeo acordó la realización de un plan para someter a todas las centrales europeas que operan en los estados miembros a un conjunto de pruebas denominadas «pruebas de resistencia» (*stress test*) con el objetivo de valorar la capacidad de dichas centrales frente a situaciones extremas, o en términos técnicos, situaciones más allá de las establecidas en sus bases de diseño. De esta forma se trataba de identificar los márgenes de seguridad establecidos en su momento por las bases de diseño y, en función de los resultados que se obtuvieran, adoptar las medidas de seguridad que deberían ser impuestas para mejorar la seguridad de dichas centrales, en caso de ser necesarias.

El contenido técnico de dichas pruebas de resistencia y la metodología para llevarlas a cabo fueron encargados al ENSREG (European Nuclear

Safety Regulators Group), con el soporte técnico de la WENRA (Western European Nuclear Regulators Association). Esta decisión se adoptó en abril de 2011 en una reunión celebrada en Bruselas con la participación de la Comisión Europea, los organismos reguladores de los países de la UE y representantes de la industria nuclear.

El documento final definió las denominadas pruebas de resistencia de las centrales nucleares como una nueva evaluación complementaria de los márgenes de seguridad ante los sucesos de Fukushima. En dicho documento se consideran fenómenos naturales extremos que podrían afectar a las funciones de seguridad y que podrían finalmente ocasionar un accidente severo con daño al núcleo del reactor.

Así pues, en cada emplazamiento se deben realizar las pruebas definidas, y en cada país el organismo regulador puede efectuar la revisión de forma independiente, aunque al final el proceso se somete a una revisión conjunta de todos los organismos reguladores, y sus resultados deben hacerse públicos. Se fijó un calendario muy estricto, debiendo enviar cada organismo regulador el informe final antes del 31 de diciembre de 2011, y posteriormente realizar una revisión por pares con fecha final en abril de 2012.

Durante todo este proceso se han realizado 17 informes procedentes de 15 países miembros de la UE con centrales nucleares, y dos informes procedentes de Suiza y Ucrania. Estos informes han sido revisados por 80 expertos de 24 naciones de Europa y de la Comisión Europea.

El trabajo ha sido extremadamente riguroso y ha tenido tres pasos:

En un primer paso la responsabilidad cayó sobre los operadores, mediante asesoramiento y presentación de propuestas para la mejora de la seguridad siguiendo las especificaciones del ENSRG.

En un segundo paso los reguladores nacionales efectuaron las revisiones correspondientes, independientemente de los operadores de las centrales.

Finalmente, en el último paso se efectuó una revisión de los informes nacionales de los organismos reguladores por parte de expertos externos, que se dividió en dos fases:

- Una primera revisión dirigida a los tres aspectos definidos, en los que cada regulador nacional fue oído y cuestionado en sus informes.
- En una segunda fase, se realizó una revisión por país globalmente, donde un equipo de ocho revisores visitó cada país para obtener información adicional necesaria para completar sus informes finales.

Con relación a las centrales nucleares españolas, el Consejo de Seguridad Nuclear, organismo regulador español, inició el proceso aproban-

do unas Instrucciones Técnicas Complementarias a las autorizaciones de explotación que fueron remitidas a todas las centrales nucleares. En ellas se requería la realización de las pruebas de resistencia acordadas en el contexto de la UE. Estas Instrucciones se enviaron también a la central José Cabrera, en fase de desmantelamiento, ya que alberga en su emplazamiento el combustible nuclear, así como también a la fábrica de combustible nuclear de ENUSA en Juzbado.

Entre los sucesos que cada emplazamiento debería realizar se encuentran:

- Sucesos de origen externo a la central, como son: terremotos, inundaciones y otros de origen natural.
- Pérdida de las funciones de seguridad debido a la pérdida de los diferentes niveles de suministro de energía eléctrica que alimentan a los sistemas de seguridad, así como la pérdida de la refrigeración del denominado sumidero final de calor.
- Gestión de accidentes severos con daño al combustible del núcleo del reactor y accidentes con pérdida de refrigeración en las piscinas donde se almacena el combustible gastado.

Para dar una idea de la consistencia y rigurosidad de estos análisis, se mantuvieron también reuniones con el operador de la Red Eléctrica Española (REE), con el fin de verificar la fiabilidad de la red y la capacidad de recuperación del suministro eléctrico en los escenarios antes mencionados.

Para cada uno de los sucesos propuestos se han analizado las capacidades actuales de cada planta para hacer frente a los mismos, tanto en el diseño de la instalación como en las acciones de la organización propietaria de la instalación, y se identificaron los tiempos disponibles de autonomía de la instalación para hacer frente a la pérdida de las funciones de seguridad, así como de los medios necesarios para hacer frente y evitar que un accidente grave llegue a tener consecuencias inaceptables para la población.

La documentación empleada para estos análisis ha sido el estudio de seguridad de cada central, las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, el Plan de Emergencia, los procedimientos de funcionamiento, las guías de accidentes severos, los análisis probabilísticos de seguridad y otros estudios necesarios para la realización de las pruebas de resistencia.

Como conclusiones de los análisis, se confirman el grado de robustez de las centrales frente a las situaciones propuestas y las adecuadas medidas de gestión establecidas en las organizaciones frente a accidentes severos. También plantean la implantación de mejoras en aquellos as-

pectos que se han identificado, proponiendo nuevas modificaciones o cambios en sistemas con el fin de aumentar los márgenes de seguridad.

El CSN realizó la evaluación de los informes finales emitidos por cada central y en líneas generales se puede concluir que no se identifica ningún aspecto que suponga una debilidad relevante de la seguridad de estas instalaciones y que pudiera requerir la adopción de medidas urgentes. De esta forma se confirma que las centrales nucleares españolas cumplen las bases de diseño y las bases de licencia establecidas para cada instalación, poniéndose de manifiesto la existencia de márgenes de seguridad en situaciones más allá de los considerados en el diseño y su adecuada capacidad de respuesta frente a situaciones extremas, que se incrementará con las mejoras y el refuerzo de recursos propuestos por los propietarios para hacer frente a estas emergencias.

Estado de los programas de construcción y funcionamiento de centrales nucleares después de Fukushima

Emilio Mínguez

Capítulo quinto

Situación general

Actualmente existen 435 reactores nucleares funcionando en 30 países además de Taiwán, con una capacidad instalada de unos 370 GWe. En el año 2010 estos reactores produjeron 2.630 GWh, es decir, el 14 % de la energía eléctrica mundial.

Del orden de 60 reactores están actualmente en construcción en 14 países (tabla 5.I), fundamentalmente concentrados en China, Corea y Rusia.

El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), en un informe de 2010, anticipó un incremento en la capacidad nuclear de al menos 73GWe para el año 2020, y entre 546 y 803 GWe para el 2030. A su vez, la OCDE estima una capacidad de 816 GWe para el 2030. Esta variación se debe a diversos planes específicos en varios países, entre los que se incluyen China, India, Rusia, Finlandia y Francia. La proyección estimada por el OIEA prevé una producción eléctrica entre el 13,5 % y el 14,6 % para 2020, y de un 12,6 % a un 15,9 % en 2030; el mayor crecimiento en la capacidad nuclear se estima tendrá lugar en la zona asiática. Estos valores podrían reducirse como consecuencia de las reacciones de los diversos Gobiernos de Europa y Japón como consecuencia del accidente de Fukushima; sin embargo, no hay actualmente ningún cambio en esta política de crecimiento nuclear, aunque sí se está produciendo algún retraso debido a la reconsideración de los accidentes más allá de las bases de diseño.

COUNTRY (Click name for country profile)	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION 2011		REACTORS OPERABLE April 2012		REACTORS UNDER CONSTRUCTION April 2012		REACTORS PLANNED April 2012		REACTORS PROPOSED April 2012		URANIUM REQUIRED 2012
	Billion kWh	% e	No.	MWe net	No.	MWe gross	No.	MWe gross	No.	MWe gross	Tonnes U
Argentina	5.9	5.0	2	935	1	745	2	773	1	740	124
Armenia	2.4	33.2	1	378	0	0	1	1060			84
Bangladesh	0	0	0	0	0	0	2	2000	0	0	0
Belarus	0	0	0	0	0	0	2	2000	2	2000	0
Belgium	45.9	54.0	7	5943	0	0	0	0	0	0	995
Brazil	14.8	3.2	2	1901	1	1405	0	0	4	4000	321
Bulgaria	15.3	32.6	2	1906	0	0	1	960	0	0	313
Canada	88.3	15.3	17	12 044	3	2190	3	3300	3	3800	1694
Chile	0	0	0	0	0	0	0	0	4	4400	0
China	62.6	1.8	15	11 881	28	27 640	51	57 480	120	123 000	6550
Czech Republic	28.7	53.0	6	3764	0	0	2	2400	1	1200	563
Egypt	0	0	0	0	0	0	1	1000	1	1000	0
Finland	22.3	31.6	4	2741	1	1700	0	0	2	3000	471
France	423.5	77.7	58	63 130	1	1720	1	1720	1	1100	9254
Germany	102.3	17.8	9	12 003	0	0	0	0	0	0	1934
Hungary	14.7	43.2	4	1880	0	0	0	0	2	2200	331
India	28.9	3.7	20	4385	7	5300	16	14 300	40	49 000	837
Indonesia	0	0	0	0	0	0	2	2000	4	4000	0
Iran	0	0	1	915	0	0	2	2000	1	300	170
Israel	0	0	0	0	0	0	0	0	1	1200	0
Italy	0	0	0	0	0	0	0	0	10	17 000	0
Japan	156.2	19.1	51	44 642	2	2756	10	13 772	5	6760	4638
Jordan	0	0	0	0	0	0	1	1000			0
Kazakhstan	0	0	0	0	0	0	2	600	2	600	0
Korea DPR (North)	0	0	0	0	0	0	0	0	1	950	0
Korea RO (South)	147.8	34.6	23	20 787	3	3800	6	8400	0	0	3967
Lithuania	0	0	0	0	0	0	1	1350	0	0	0
Malaysia	0	0	0	0	0	0	0	0	2	2000	0
Mexico	9.3	3.6	2	1600	0	0	0	0	2	2000	278
Netherlands	3.9	3.6	1	485	0	0	0	0	1	1000	102
Pakistan	3.9	3.8	3	725	2	680	0	0	2	2000	117
Poland	0	0	0	0	0	0	6	6000	0	0	0
Romania	10.8	19.0	2	1310	0	0	2	1310	1	655	177
Russia	162.0	17.6	33	24 164	10	9160	17	200 000	24	24 000	5488
Saudi Arabia	0	0	0	0	0	0	0	0	16	20 000	0
Slovakia	14.3	54.0	4	1816	2	880	0	0	1	1200	307
Slovenia	5.9	41.7	1	696	0	0	0	0	1	1000	137
South Africa	12.9	5.2	2	1800	0	0	0	0	6	9600	304
Spain	55.1	19.5	8	7448	0	0	0	0	0	0	1355
Sweden	59.1	39.8	10	9399	0	0	0	0	0	0	1394
Switzerland	25.7	40.8	5	3252	0	0	0	0	3	4000	527
Thailand	0	0	0	0	0	0	0	0	5	5000	0
Turkey	0	0	0	0	0	0	4	4800	4	5600	0
Ukraine	84.9	47.2	15	13 168	0	0	2	1900	11	12 000	2348
UAE	0	0	0	0	0	0	4	5600	10	14 400	0
United Kingdom	62.7	17.8	17	10 528	0	0	4	6880	9	12 000	2096
USA	790.4	19.2	104	101 607	1	1218	11	13260	19	25 500	19724
Vietnam	0	0	0	0	0	0	4	4000	6	6700	0
WORLD*	2518	c13.5	435	372 158	62	61 894	160	179 655	329	376 255	67 990
	billion kWh	% e	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	No.	MWe	tonnes U
	NUCLEAR ELECTRICITY GENERATION		REACTORS OPERABLE		REACTORS UNDER CONSTRUCTION		ON ORDER or PLANNED		PROPOSED		URANIUM REQUIRED

Sources: Reactor data: WNA to 1/4/12 (excluding 8 shut-down German units) IAEA- for nuclear electricity production & percentage electricity (% e) 13/4/12. WNA: Global Nuclear Fuel Market report Sept 2011 (reference scenario) - for U

Tabla 5.1

Es importante resaltar que las innovaciones tecnológicas realizadas en la industria han producido un aumento de capacidad en las centrales actualmente en explotación durante los últimos años. A modo de ejemplo, en Suiza la capacidad de sus cinco reactores se ha incrementado en un 13,4 %; en Estados Unidos, las mejoras han llegado a producir un incremento del 20 %. En España se ha incrementado la capacidad en unos 810 MWe, lo que supone un aumento del 11 %. Similares incrementos de la capacidad se han producido en Suecia y en Finlandia.

De lo que se expone a continuación se puede deducir que el accidente de Fukushima no ha producido cambios importantes en muchos de los países que en su momento apostaron por la construcción de nuevas centrales, incluso de mantener y extender la vida de las que actualmente

están en funcionamiento. Solo algunos países como Alemania y Suiza han declarado de forma explícita la intención de abandonar la generación eléctrica nuclear, mientras que el resto mantienen planes de construcción, incluso en algunos con una intensidad muy superior a la que tienen actualmente. Se deduce que el accidente de Fukushima ha supuesto solo un ligero retraso en algunos planes con el fin de adaptar las nuevas consideraciones de seguridad ante accidentes más allá del accidente base de diseño, pero que la situación que provocó el accidente no modifica la seguridad de las centrales, como se ha puesto de manifiesto en las pruebas de resistencia de los reactores europeos y fundamentalmente en las centrales españolas. Japón es una excepción ya que ha decretado la parada de todos sus reactores para someterlos a las pruebas de resistencia, y la puesta en marcha de las que pasen las pruebas puede estar condicionada a las presiones sociales y políticas.

Situación actual en Europa

En la UE existen 133 reactores funcionando en 14 países, con construcción en dos de ellos (*World nuclear power reactors & uranium requirements*, 9 de marzo de 2012) (fig. 5.1).

En Francia están operando 58 reactores, y tiene una central nueva en construcción en Flamanville de 1.600 MWe, cuya inauguración está prevista para 2016 y que genere unos 125.000 puestos de trabajo directos y 300.000 indirectos. Adicionalmente tiene prevista una segunda central en Penly.

En el Reino Unido operan 17 reactores, y están previstos cuatro reactores y nueve más están en fase de propuesta. Suecia tiene 10 reactores en funcionamiento, a pesar de que en 1979 se efectuó un referéndum en contra de la energía nuclear con una moratoria que planeaba cerrar todas las unidades en 2010, pero en 2009 la moratoria se suspendió. Hay un plan para reemplazar las unidades existentes a medida que se vayan cerrando por edad. En España hay ocho reactores operando, y solo uno ha sido cancelado al llegar a los 40 años de vida.

La República Checa tiene seis en funcionamiento y dos más planificados. Finlandia es el único país europeo que tiene cuatro reactores funcionando, uno en construcción en Olkiluoto y en julio de 2010 el Parlamento aprobó la construcción de dos reactores más.

Hungría tiene cuatro reactores en funcionamiento y tiene el propósito de construir dos más. La República Eslovaca tiene también cuatro reactores funcionando, dos en construcción con funcionamiento comercial posible en el 2013-2014, y tiene uno más propuesto en Mochovce.

Rumanía tiene dos reactores del tipo agua pesada funcionando y tiene tres más en cartera propuestos. Bulgaria también tiene operando dos reactores y dos unidades más previstas en Belene. Holanda tiene uno en

funcionamiento y uno más previsto para 2019. Eslovenia tiene uno en funcionamiento y uno más propuesto.

Dos países, Lituania y Polonia, han tomado la decisión de construir nuevas centrales. Lituania cerró la única central que tenía en funcionamiento en 2009, y tiene previsto construir una nueva en Visaginas, en colaboración con el resto de países bálticos (Letonia y Estonia). A su vez, Polonia no ha tenido ninguna central nuclear aunque tuvo cuatro reactores del tipo VVER-440 en construcción que se cerraron en 1990, vendiéndose los componentes. Tiene planificadas seis nuevas centrales, la primera prevista para el 2022.

Frente a estas previsiones más optimistas en las que no solo se mantienen el funcionamiento de las actuales centrales sino que se tienen previstas nuevas construcciones, existen otros países europeos como Bélgica, Alemania, Suiza, e Italia en las que hay previstas fechas de cierre de las centrales o continúan con la moratoria nuclear.

En el caso de Bélgica, con siete reactores funcionando, en noviembre de 2011, como consecuencia del accidente en las centrales de Fukushima, anunció un proceso de parada de las centrales en dos fases. En la primera cerrará las centrales más antiguas hacia el 2015 y el resto para el 2025 si encuentra alguna alternativa para sustituir estos reactores, aunque también anuncia que dichas fechas pueden flexibilizarse para encontrar sustituciones energéticas competitivas.

Alemania, en 2011, ya paró el funcionamiento de varias centrales sin ánimo de reiniciarla, y tiene actualmente solo nueve reactores en funcionamiento. Debido a la política de cierre expresada por el Gobierno en mayo de 2011, estas serán definitivamente cerradas al final de la década.

En Suiza los cinco reactores en funcionamiento se irán cerrando progresivamente hasta el 2034, fecha prevista del cierre de la última. No hay previsiones de nuevas centrales.

En Italia existe una moratoria iniciada en 1987. Posteriormente, en 2008, se aprobó la construcción de un EPR para el 2018 y la ley de retorno a la energía nuclear en 2010. Sin embargo, en junio de 2011 se realizó un referéndum resultando un 95 % en contra de la energía nuclear, con lo que se han parado todas las actividades.

Otros países europeos, como Austria en 1999, Grecia, Irlanda, Noruega y Dinamarca no contemplan la energía nuclear en su legislación.

Centrales en construcción fuera de la Unión Europea

Además de las centrales en construcción antes descritas en los países de Europa, existen planes de construcción en los siguientes países:

En los Estados Unidos existen propuestas para unos 20 nuevos reactores, con la entrada en funcionamiento del primero hacia 2020. El Departamento de Energía tiene previsto que la energía eléctrica en este país crecerá a un ritmo del 1 % cada año, llegando al 22 % en el 2035. Esto se traduce en que Estados Unidos necesitará varios cientos de nuevas instalaciones para hacer frente a esta demanda. Si la participación nuclear se mantiene en el valor actual del 20 %, significa que para ello se requerirá la construcción de un reactor cada año desde 2016 o disponer entre 20 y 25 nuevas centrales nucleares en 2035.

En Canadá existen planes de construcción de unos 2.200 MWe en Ontario, y una capacidad similar en Alberta y un reactor de mayor potencia en New Brunswick.

En Rusia hay 10 reactores en construcción que aportarán unos 9,8 GWe y que podrán estar operativos hacia 2016: uno de ellos es un reactor rápido. Además, están previstos 14 reactores más, fundamentalmente para sustituir a centrales que se cerrarán en los próximos años.

En Corea se prevé que siete reactores nuevos estén operando para 2016, lo cual dará una nueva capacidad instalada de 9.200 MWe. Además, están previstos cuatro nuevos reactores del tipo APR-1400, diseño que se ha vendido a los Emiratos Árabes.

Japón tiene una incertidumbre en las previsiones que tenía antes de Fukushima. En principio, tiene dos reactores en construcción y otros tres previstos su comienzo de construcción a mediados de 2011, pero ahora han sido parados.

China es el gran país en construcción de centrales nucleares, con 14 reactores en funcionamiento y 26 en construcción y muchos más en cartera. Tiene previsto multiplicar por cuatro su capacidad nuclear para 2020.

India tiene 20 reactores en funcionamiento y cuatro en construcción. Adicionalmente, tiene planeadas otras 20 unidades más, casi todas con diseños rusos.

Países emergentes en la energía nuclear

Existen cerca de 45 países que están considerando activamente iniciarse en programas nucleares (fig. 5.2), muchos de ellos países con economías en vías de desarrollo. A la cabeza de estos países se encuentran Irán, Turquía, Vietnam, Bielorrusia y Emiratos Árabes.

Además de los anteriormente indicados en Europa y en los países más desarrollados, existen otros países con claras intenciones de iniciar programas nucleares, como son Albania, Serbia, Croacia, Estonia y Letonia.

Otros países de Asia claramente interesados en iniciarse son, además de los ya indicados en esa zona: Arabia Saudí, Catar, Kuwait, Yemen, Si-

ria, Jordania, Azerbaiyán, Georgia, Kazajistán, Mongolia, Bangladesh, Sri Lanka, Indonesia, Filipinas, Tailandia, Malasia, Singapur, Australia y Nueva Zelanda.

De ellos, Pakistán tiene un tercer reactor en construcción con diseño chino en Chashma; los Emiratos Árabes han contratado cuatro reactores de 1.400 MWe con Corea; Jordania también ha contratado un reactor que podrá comenzar a operar en 2020; Turquía ha contratado cuatro reactores de 1.200 MWe de diseño ruso; Vietnam tiene previsto construir su primer reactor, con inauguración prevista en 2020, e Indonesia espera tener 6.000 MWe de potencia nuclear para 2025.

En África, están países como Túnez, Libia, Argel, Marruecos, Sudán, Níger, Gana, Senegal, Kenia, Uganda y Namibia, y en Latinoamérica, Chile, Ecuador y Venezuela.

La fusión nuclear y sus aspectos de seguridad

José Manuel Perlado

Capítulo sexto

Introducción: la fusión nuclear

En la fusión nuclear, se trata de unir dos núcleos que al estar cargados positivamente se repelen electrostáticamente con el resultado, si se consigue, de una ganancia neta de energía consecuencia de la conversión de masa en energía en dicha reacción. El procedimiento más fácil para superar esa repulsión, llamado fusión termonuclear, consiste en «calentarlos» a una temperatura, llamada de ignición, tal que la energía cinética que adquieren compense la repulsión culombiana hasta que entren en contacto y actúe la fuerza nuclear. En el caso de los isótopos del hidrógeno: deuterio y tritio, la temperatura de ignición es superior a los 50 millones de grados, y cuando solo se emplea deuterio la temperatura de ignición sube a los 400 millones de grados. En los casos de otros nucleidos ligeros distintos del hidrógeno, la temperatura es aún mayor. En el caso del protón-boro 11 es de unos 2.000 millones de grados, en el del oxígeno de unos 3.000 millones y en el del silicio de unos 5.000 millones de grados. Por tanto, es lógico pensar que los primeros reactores de fusión nuclear emplearan como combustible el de menor temperatura de ignición, es decir, el deuterio y tritio.

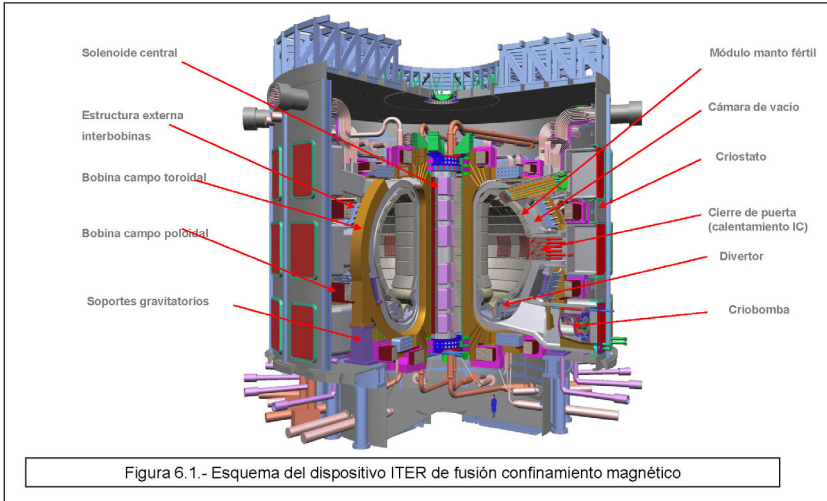
A estas temperaturas de decenas de millones de grados, el medio está formado por iones, o sea, por átomos a los que les faltan algunos o todos los electrones corticales, y por electrones libres, constituyendo lo que se

llama un plasma, con las características (algo especiales) de un fluido. El segundo problema se basa en el hecho de que cuando los núcleos de deuterio y tritio chocan entre sí, hay una probabilidad muy pequeña de que se fusionen. Aproximadamente de cada millón de colisiones solo una produce fusión, es decir, energía; las restantes son choques elásticos, como si fuesen entre bolas de billar. Para dar opción a que puedan chocar varias veces entre sí y se produzca su fusión, es necesario que estén confinados. Es decir, es necesario disponer de un plasma, a más de 50 millones de grados, confinado en un medio para que no puedan escapar de él sus núcleos componentes. El problema no solo radica en calentar el plasma a estas elevadas temperaturas, sino además en mantenerlo confinado durante un tiempo, llamado de confinamiento, para que se produzcan suficientes fusiones y, por tanto, suficiente energía que compense la energía empleada en el calentamiento y confinamiento y en las diversas pérdidas del sistema; o se puede hacer que la densidad sea tan elevada que aunque el tiempo sea pequeño el número de reacciones sea compensatorio. Factor crítico es indicar que la fusión consigue la más alta densidad de energía que el ser humano es capaz de controlar; de aproximadamente 10^{14} julios por kilogramo de masa de combustible frente a 10^7 en el caso de los combustibles fósiles.

En estos momentos de la investigación y desarrollo de la fusión nuclear como fuente masiva de energía, el estado de su tecnología es el de un área de conocimiento que precisa aún de elementos básicos para su implantación efectiva. Sin embargo, las líneas fundamentales en las que estará asentada esa tecnología están establecidas. Nos encontramos frente a dos opciones para la realización comercial de la fusión termonuclear: *magnética e inercial*, cada una de las cuales dicta su propia tecnología, aun reconociendo en su desarrollo diversos componentes comunes. La descripción de estas dos soluciones ya se ha realizado en otros documentos (CESEDEN 1).

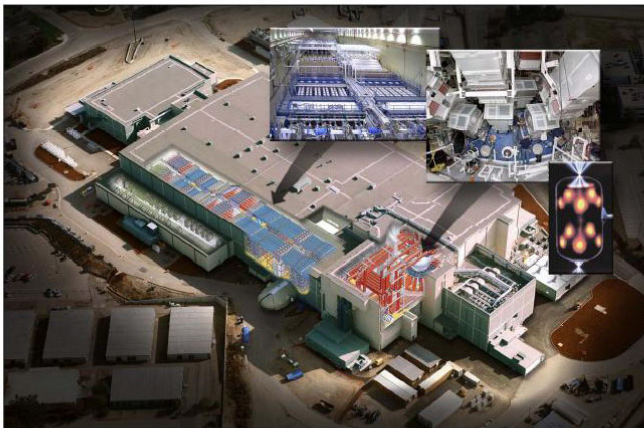
Si nos situamos en el «aquí y ahora», aparecen en construcción o ya construidos:

ITER, en construcción en Cadarache, Francia, de confinamiento *magnético* (figura 6.1), y el Programa de Acompañamiento (financiado en estos momentos solo por la Unión Europea y Japón, *Broader Approach*) que lleve a los sistemas DEMO y comerciales; NIF, en EE. UU., construido y en funcionamiento en el Lawrence Livermore National Laboratory (figura 6.2), y LMJ, en construcción en la proximidad de Burdeos, Francia, de confinamiento *inercial* (figura 6.3). En el caso del ITER, que será una instalación experimental no conectada a la red, se estudia parcialmente la tecnología, componente de un aparato comercial; es algo que está en cierta medida en su plan de experimentación. Sin embargo, en las instalaciones NIF y LMJ no se contempla nada más que la demostración científica de la ganancia energética y la posibilidad de la comprobación de parte de la



física fundamental que justificaría la elección de algunos de los componentes tecnológicos previstos para una futura planta de potencia. El trabajo en DEMO (PPCS) en fusión magnética y las iniciativas como HiPER (Europa), LIFE (EE. UU.) y LIF T (Japón) en fusión inercial plantean la marcha hacia un sistema de ingeniería que sirva para una Planta de Potencia Comercial; son los progresos del siguiente futuro. En cualquier caso, es imprescindible que otros experimentos a menor escala demuestren los

Láser de Nd Cristal con Energía de 1,8 MJ en 3ω ($=0.35 \mu\text{m}$) con 192 haces y que dará una ganancia energética de 30 como máximo (E por fusión/E de iluminación del blanco por el láser)



NIF-0801-02550v1
11/20/2008

P0542

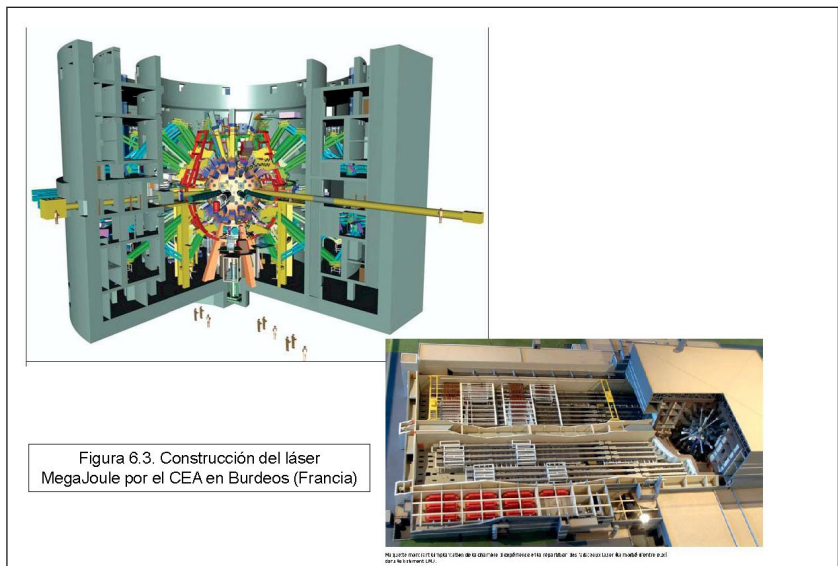
Figura 6.2.- Construcción del NIF en el Lawrence Livermore (EE UU)

principios físicos de otros (muchos) componentes tecnológicos que compondrán el dispositivo de generación de potencia, así como otras opciones de confinamiento «no tan en el mercado» como pueden ser la línea de los grandes dispositivos *stellarators* helicoidales o los *tokamaks* esféricos (en magnético), o el uso de láseres mucho más eficientes y por supuesto repetitivos, la combinación de láseres de alta potencia con los de alta intensidad (en lo que se ha dado en llamar «ignición rápida»), el uso de iones pesados y el uso de dispositivos *Z-pinch* que generen intensos campos de radiación (en el caso de la inercial).

Ver descripción de estos sistemas con mayor detalle en CESEDEN 1, CESEDEN 2, CESEDEN 3 y PPCS DEMO FCM.

Ventajas en la consecución de la fusión nuclear: recursos, densidad de energía y radiactividad y seguridad nuclear

La primera ventaja es la enorme abundancia que hay de nucleidos ligeros y, en particular, de deuterio. El deuterio se encuentra en el agua a razón de 34 gramos de deuterio por cada tonelada de agua; esto supone que el contenido energético de los océanos sea al menos un millón de veces el de todos los recursos de los combustibles fósiles. Admitiendo que se puede por fusión obtener una energía de 5 millones de electrón-voltios de energía cinética por cada núcleo de deuterio (MeV/deuterón), el total de energía extraíble de un metro cúbico (m³) de agua por fusión sería de @ 8×10^{12} J, lo que equivale a algo menos de 200 toneladas de petróleo. Si el contenido total de agua de mar es de unos $1,5 \times 10^9$ km³, se dispon-



dría de un potencial energético del deuterio total de $1,2 \times 10^{31}$ julios (J). Una sencilla división de esta magnitud de recursos de combustible con la demanda mundial en el año 2000 nos sitúa en periodos de los 30,000 millones de años de duración. El otro combustible empleado en la fusión nuclear es el tritio, que no se encuentra en la naturaleza pero que puede obtenerse bombardeando el litio con neutrones que nacen en la propia reacción de fusión; el litio se encuentra en el agua a razón de 0,7 gramos por cada tonelada de agua, y esta proporción sube hasta 20 partes por millón en la corteza terrestre. Su potencialidad energética (producción de tritio) se puede estimar en $14,1 \times 10^3$ kWh/tonelada, lo que supone al ritmo de consumo del año 2000 varios millones de años. Es decir, las reservas de deuterio, de litio y de otros elementos ligeros son tan considerables que pueden abastecer energéticamente a toda la humanidad mientras exista vida sobre la Tierra. Una segunda ventaja consiste en que los combustibles empleados en la fusión nuclear están al alcance de casi todos los países, sin tener que someterse al monopolio de los países con combustibles fósiles. Además, el coste del deuterio es muy reducido, del 0,1 % al 1 % del coste de los combustibles fósiles por unidad de energía producida.

La tercera ventaja de la fusión nuclear es su considerable limpieza radiactiva. Lo primero que hay que decir claramente es que la reacción de fusión nuclear no es intrínsecamente radiactiva (es decir no produce productos radiactivos en dicha reacción). Los reactores de fusión nuclear de primera generación emplearán como combustible el deuterio, que es un isótopo estable, no radiactivo, y el tritio, que es un emisor beta y, por tanto, radiactivo, pero de corta vida media (solo 12,5 años). La radiactividad inducida en estos reactores provendría del mecanismo físico por el que los neutrones producidos en la fusión *activan* (término por el que se conoce la generación de isótopos radiactivos a partir de aquellos que originalmente no lo son) los materiales estructurales. Sin embargo, si comparamos un reactor de fusión nuclear con otro de fisión nuclear de igual potencia, se obtiene que la dosis radiactiva producida por un reactor de fisión nuclear es de 1.000 a 10.000 veces superior a la producida por uno de fusión nuclear por confinamiento magnético o inercial, respectivamente.

Pero además, la investigación permitirá el desarrollo de materiales que minimicen dicha generación de isótopos radiactivos, siendo este uno de los programas más importantes en el desarrollo actual de la fusión. Existen investigaciones actuales sobre el empleo de aceros basados en aleaciones de hierro y cromo, materiales compuestos basados en el carburo de silicio y/o carbono, aleaciones de vanadio y otros materiales de baja activación que la harán mínima y despreciable tras un periodo de decenas de años. Además, se están investigando otros combustibles para la fusión nuclear no radiactivos y que no produzcan neutrones, como el pro-

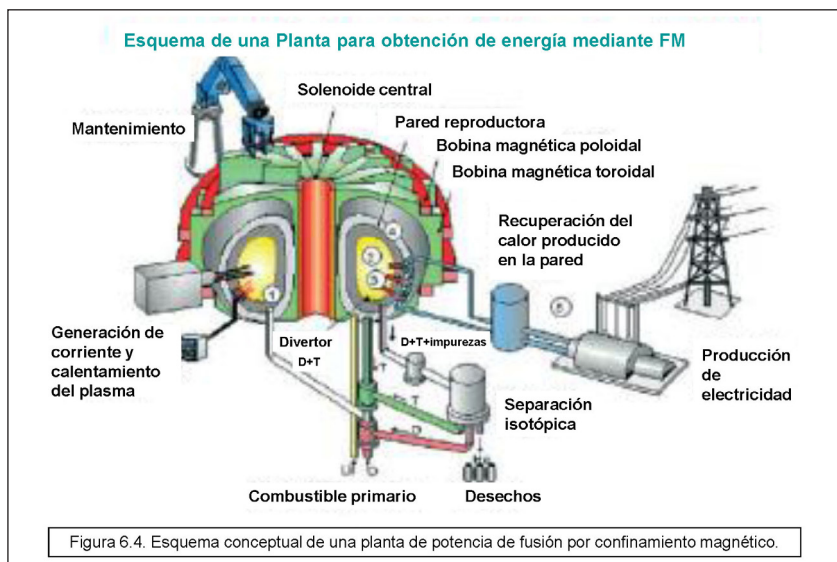
tón-boro 11, que da lugar a tres núcleos de helio 4. La cuarta ventaja es la seguridad intrínseca de los dispositivos de fusión nuclear lo que significa que frente a los procesos de funcionamiento y accidente en el sistema no aparecen condiciones que permitan la liberación de residuos radiactivos a la atmósfera, que es la única posible condición accidental posible. No hay un accidente intrínseco del sistema, aunque efectivamente se deberá vigilar la posibilidad de liberación de cantidades de isótopos radiactivos como el tritio o los potenciales productos de activación generados y/o transportados en el sistema de refrigeración.

Actividades de investigación y desarrollo en tecnología de fusión: hacia la comercialización

Fusión por confinamiento magnético

Una planta de potencia de fusión por confinamiento magnético dispone de los sistemas que se contemplan en la figura 6.4. Toda una serie de componentes donde aparecen las tecnologías críticas por desarrollar, que precisan aún de importante investigación. Es por eso que es preciso indicar que ITER, siendo un paso mayúsculo, debe ser considerado como una etapa en el proceso de lograr una planta de potencia. Y esos componentes condicionan la seguridad de la planta y la generación de residuos, por lo que nos detenemos sobre los mismos.

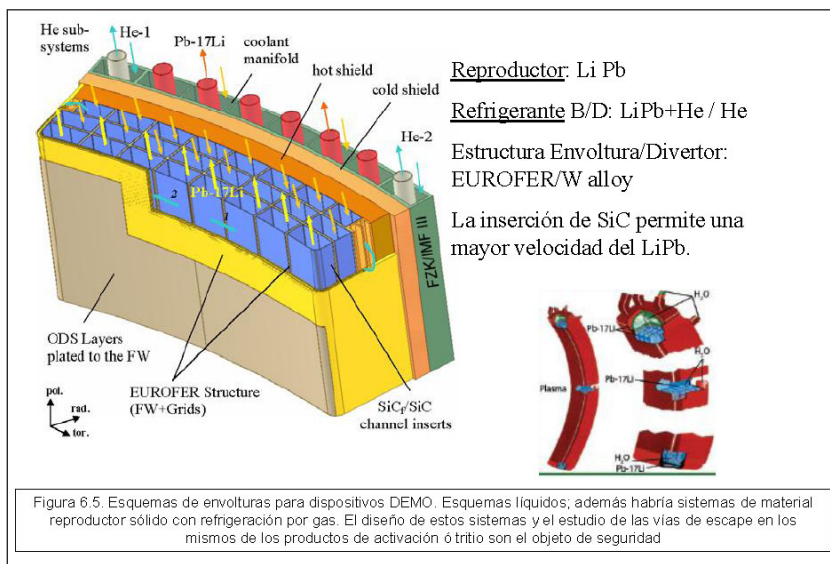
En los programas internacionales de desarrollo y, en particular, en el de la Unión Europea que agrupa gran parte de las tareas en el desarrollo de las envolturas de la planta, se contemplan dos conceptos: 1. Sistemas



reproductores sólidos cerámicos (p. e. g-LiAlO_2) en forma de bolas y refrigerados por gas (helio) (*Helium Cooled Pebble Bed, HCPB*) y 2. Sistemas de refrigeración y reproducción de tritio líquidos basados en eutécticos de PbLi fundamentalmente (*Dual Coolant Lithium Lead, DCLL*), figura 6.5.

Un aspecto clave en la configuración de estas envolturas es la duración de los materiales sometidos a la irradiación neutrónica prevista en ellos. Por otra parte, el material sometido a esa irradiación pudiera, dependiendo de su composición química, convertirse (transmutarse) en radiactivo (fenómeno de activación), de manera que la elección de los componentes resulta ser crítica si se desea cumplir con la premisa/promesa imprescindible de la fusión nuclear de corresponder con una fuente de energía limpia. Así, hablamos de materiales de baja activación (*low activation materials, LAM*) o de activación reducida (*reduced activation materials, RAM*).

El material europeo por el que se comenzará a experimentar es el acero EUROFER (9 % Cr-1 % W), con un control de impurezas muy estricto en su manufactura. Si la temperatura de funcionamiento se deseara aumentar en 100-150 K (aumento de la eficiencia del ciclo termodinámico hasta un 37 % estimado), la solución que se contempla en la actualidad pasa por una composición similar en el acero pero un proceso de fabricación conocido como *oxide dispersion steels (ODS)* que nos conduce a una estructura de granos nanocrystalinos. El uso del otro gran candidato como material de baja activación, materiales compuestos basados en el SiC, aumentaría el punto de funcionamiento en otros 150K y la eficiencia se situaría en el 45 %. EL uso de las aleaciones de vanadio (p. e. $\text{V}_4\text{Cr}_4\text{Ti}$, V_3TiAlSi , V_4Ti , $\text{V}_4\text{Ti}_3\text{Al}$ y V_4TiSi) tanto como materiales estructurales como refractarios adolece de un problema de compatibilidad con los metales líquidos, limi-



tando su uso. Desde el punto de vista de los materiales refractarios, para los que han sido ya descartados el Mo, Nb y Ta, se sigue la línea de las aleaciones basadas en Cr como una primera aproximación por la que se ha comenzado, ganando en experiencia para llegar a las aleaciones de W últimas.

Fusión por confinamiento inercial

La planta de generación de energía por este método se compone en esencia por cuatro partes bien diferenciadas (figura 6.6):

- Haz de iluminación.
- Factoría para producir los blancos combustibles.
- Cámara de reacción donde ocurren las reacciones de fusión y se extrae en un primer ciclo la energía.
- Conjunto (más convencional) de los sistemas de refrigeración/intercambio de calor/turbina y generación de electricidad.

Para que la energía generada sea aún más «rentable», el haz de iluminación (láser o haz de iones) podría operar sobre diversas cámaras de reacción a la vez simplemente cambiando la dirección de su «puntería» cada vez hacia una de las cámaras. La eficiencia energética del sistema a escala comercial va a requerir de:

- Blancos de alta ganancia con energía generada por fusión del orden de 50 a 1.000 veces mayor que aquella que le da el haz de iluminación. En este aspecto queda un reto formidable en la fabricación de

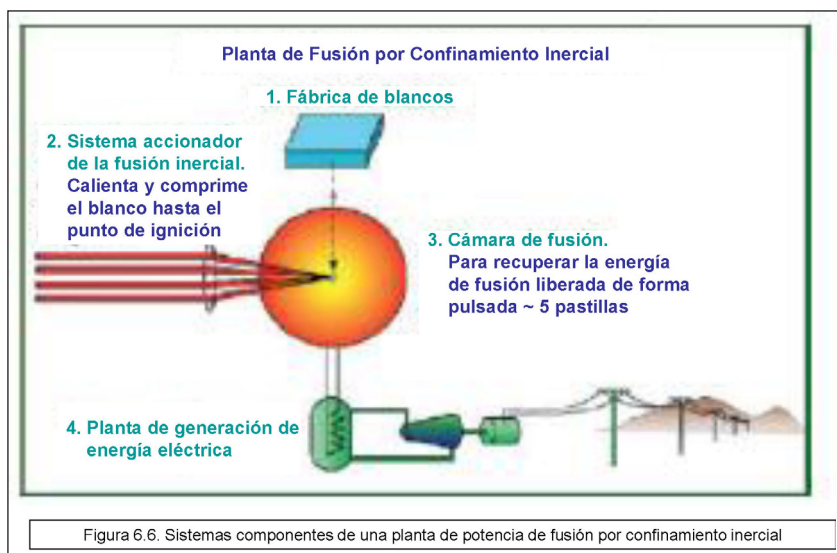
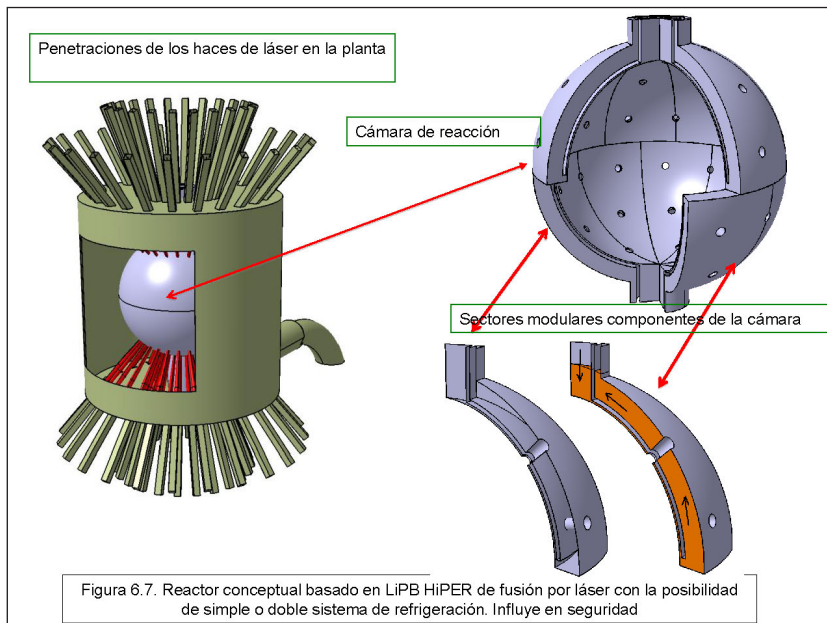


Figura 6.6. Sistemas componentes de una planta de potencia de fusión por confinamiento inercial

dichos blancos en el diseño, la tecnología de fabricación y el desarrollo de materiales que los hagan más eficaces.

- Sistema de Iluminación eficiente con rendimientos en el rango del 10-30 % y tasas de repetición de 5-10 Hz.
- Desarrollo de la idea de *ignición rápida* que disminuye los requerimientos de la energía necesaria de los láseres (comentada anteriormente) para obtener la energía que justifique una planta de potencia, para la que existe una línea de progreso muy bien establecida de la tecnología de láseres y proyectos de demostración de todos los sistemas de planta en marcha HiPER (figura 6.7).
- Fabricación de blancos de bajo coste (se estimaba hasta hace poco unos 25 centavos de dólar por cada uno) y con una alta tasa de producción (100 millones por año).
- Cámara de reacción de larga vida operativa (del orden de las plantas actuales de 30 años) y por supuesto generadora de muy baja radiactividad.

En la figura 6.6 se representa el esquema de una planta de potencia con sus diversos subsistemas tal y como ya se ha comentado en la introducción. El sistema clave tecnológico es lo que se conoce como cámara de reacción, en la que para una emisión por reacciones de fusión nuclear de energía cinética de partículas (neutrones, partículas cargadas y rayos X)



dada, \approx unos 1.000 MJ, se debe ser capaz de rescatar eficientemente dicha energía, reproducir tritio en cantidad suficiente y superior al usado en los blancos y aguantar el impacto y el daño producidos por la irradiación de manera eficiente.

Varios han sido los diseños que se han concebido a lo largo de la investigación, que pasa aún por dilucidar muchos aspectos de física básica de los materiales y de otros componentes. No se va a entrar aquí en detalles, pero sí a indicar que una ventaja sustancial en este aspecto entre las cámaras de reacción de los sistemas de confinamiento magnético e inercial es que en estos últimos es perfectamente factible diseñar un dispositivo a través del cual, además de conseguir la recuperación de energía en un ciclo termodinámico y reproducir tritio, se consigue proteger los materiales estructurales de la cámara. En este caso se realiza mediante chorros de un refrigerante como LiPb o *flibe* de unos 60 cm de espesor que caen a través de las paredes de la cámara, extrayendo en su caída la energía depositada por las partículas emergentes de la fusión en el centro de la cámara y generando tritio a través de la interacción de los neutrones producidos en la fusión central con el litio componente de dichos metales líquidos. Un dispositivo que representa este concepto es el HYLIFE-II que supone el uso de haces de iones pesados y donde el fluido extractor de energía que baña las paredes de la cámara moviéndose verticalmente de arriba abajo con un espesor de 50-60 cm es *flibe*. Existen otros conceptos, como el denominado *sombrero*, en el que se utiliza una cámara de pared seca e iluminación directa de blancos por medio de láser (ejemplo: KrF); en este concepto la cámara de reacción se compone de un material compuesto basado en C/C para las estructuras de la cámara y un manto reproductor que consiste en un lecho fluido de partículas sólidas de Li_2O , estando compuesta la atmósfera de la cámara por gas xenón como protección de la primera pared.

Seguridad

En las plantas de potencia de fusión nuclear no existe un elemento radiactivo intrínseco generado en la propia reacción, sino el uso de un elemento de corta vida (12,5 años) emisor beta que es el isótopo del hidrógeno, el tritio.

La naturaleza de los efluentes radiactivos frente a los que la instalación debe de prevenirse proviene solo de dos fuentes:

- Los materiales componentes de la planta que al interaccionar, fundamentalmente, con los neutrones existentes en la misma se *activan*, lo que quiere decir que pasan de estables a inestables o radiactivos, pero con periodos de solo cientos de años.

- El propio tritio, componente combustible fundamental de la planta de potencia.

Los muy diversos estudios de reactores conceptuales de fusión nuclear han pretendido acotar:

- La fuente de isótopos radiactivos generados en el sistema
- Los caminos de potencial escape de los mismos, sean líquidos o gaseosos en funcionamiento.
- La magnitud y clasificación de los residuos radiactivos que permanecen al final de su vida.

Ya se ha mencionado anteriormente que en las plantas de fusión nuclear los inventarios de productos radiactivos en circulación son pequeños (pero deben lógicamente ser contemplados) y su generación se acaba al parar la instalación; no hay generación de isótopos fisibles y tienen bajos niveles de calor residual. Las plantas de potencia se van a plantear con materiales avanzados como los mencionados de baja activación, cuya elección, para la que hay un muy potente (que debería aún ser incrementado) programa de investigación, va a ser una decisión esencial.

Los modelos de *Power Plant Conceptual Systems* (PPCS) (PPCS DEMO FCM) difieren en muy diversos aspectos, desde dimensiones a materiales y la disposición de los sistemas, lo que condiciona los aspectos de seguridad de la planta. Se han realizado diferentes ejercicios de seguridad dependiendo de esos parámetros. En el más avanzado de fusión magnética se han efectuado ejercicios de pérdida de refrigerante de los distintos lazos de la planta, asumiendo no refrigeración activa y no intervención en un periodo de tiempo prolongado; solo se ha tenido en cuenta la conducción pasiva mediante radiación, con un sumidero final de calor vía circulación convectiva por la atmósfera de la edificación. El aumento de temperatura, cuya historia de incremento se supone conocida, moviliza el tritio y los productos de activación a través de la pérdida de los productos de erosión a la vasija y la de los productos sólidos de activación en la estructura debida a la volatilización de las superficies. El ejercicio se realiza con modelos de simulación de difusión y dispersión que consideran cada zona como volúmenes conectados. Este es el inventario, junto al contenido de uno de los lazos de refrigeración, considerado como fuente de fugas en los ejercicios realizados de planta. La fracción de esta fuente que escapa al ambiente se transporta, en las condiciones de peor climatología, al individuo situado en distintas posiciones alrededor de la planta.

Según la tabla que se presenta a continuación, se observan diferencias que se deben a los modelos usados dado que en el caso A se asume la existencia de sistema de supresión de presión (piscina de condensación) en el que el material radiactivo, liberado a la vasija de presión, puede ser

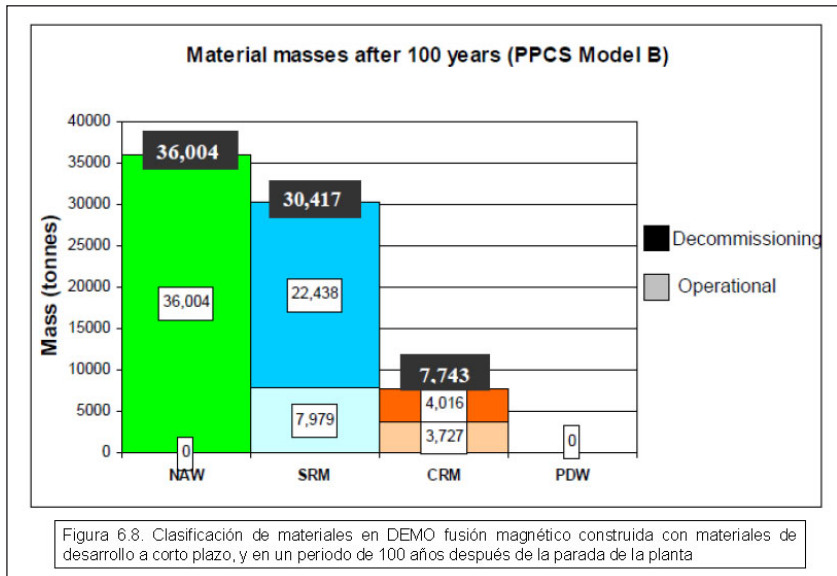
atrapado. Sin embargo, en el modelo B se asume que la tasa de fugas es del 3 % del volumen por día a 1 mbar de sobrepresión.

Modelo	Dosis
A	1,2 mSV
B	18,1 mSV

Estas dosis, calculadas de manera conservadora, están por debajo de las que se consideran de evacuación y son comparables con (o no mucho más grandes) las típicas dosis anuales de ambiente natural.

Naturalmente, los materiales no activados se pueden procesar como desechos metálicos con la posibilidad de reciclado para potenciales usos posteriores. Los materiales activados en cualquiera de los modelos considerados decaen relativamente rápido: muy rápido al principio y hasta un valor de diez mil veces menor al cabo de 100 años; de esta manera, en esos periodos de tiempo el material podría ser desclasificado y no requerir ya control por el organismo regulador nuclear. Otros materiales podrían ser reciclados y usados en otras plantas de fusión.

Solo una pequeña cantidad de material, dependiendo de la elección de los materiales a desarrollar, podría ser nula y podría estar en la situación de requerir un almacenamiento de largo plazo. Así se ve en el caso más conservador (denominado B) representado en la figura 6.8 construida con materiales de desarrollo a corto plazo, y en un periodo de 100 años después de la parada de la planta. Se observa que no existirían desechos de almacenamiento permanente si se lleva a cabo un proceso (com-



plejo) de reciclado, y en todo caso los residuos serían de almacenamiento superficial y no geológico profundo. La decisión de hacer que el material fuese o no reciclable es algo a decidir en el futuro y pasará, fundamentalmente, por criterios económicos.

Los principios básicos de seguridad nuclear en los dispositivos de fusión, pequeñas consecuencias para los casos de peores accidentes, se garantizan en gran medida debido a las características pasivas (ausencia de intervención humana y parada intrínseca) de los dispositivos frente a accidentes en su propio diseño. Es fundamental insistir en que el papel final que jueguen los accidentes en una planta de fusión depende de los materiales, dispositivos y diseño integral de los mismos en la misma. Una gran parte de dichos estudios se han realizado con principios muy conservadores. Así, por ejemplo, asumiendo un raro (pero posible) gran accidente con daño en la contención consecuencia de un suceso fuera de la planta con una gran magnitud de energía como un terremoto o similar, el límite concluido de liberación de tritio sería de un kilogramo. Determinadas las consecuencias de dicho kilogramo en su liberación, supondría una dosis al público de 0,4 *sieverts* en un área relativamente pequeña en los alrededores de la planta. Las consecuencias de esa liberación serían mucho menores que el propio acontecimiento que lo provocaba. Todo es revisable dependiendo del dispositivo y de las vías de escape, lo que quiere decir que lo que aquí se indica es estimativo y no definitivo. Sin embargo, sí se puede resaltar que la diferencia con cualquier otra planta nuclear es en muchos órdenes de magnitud menor en sus consecuencias finales.

Bajo condiciones realistas la máxima dosis sería aún menor. Aunque las condiciones expuestas indican que el riesgo es reducido, eso no significa ni puede significar que las plantas de fusión no deban ser diseñadas cuidadosamente para minimizar el riesgo a las consecuencias mínimas. Y eso pasa por la elección de materiales (de muy reducida activación) en los distintos sistemas, no solo los estructurales sino los refrigerantes y reproductores de tritio, el reconocimiento del inventario de tritio y el diseño de ingeniería pasivo que haga que las potenciales rutas de escape sean claramente reducidas y minimizada su significación; y, naturalmente, mientras se tenga en la planta un flujo emergente de neutrones y partículas gamma, el establecimiento de un blindaje adecuado. En este momento el número de estudios de potencial riesgo es elevado pero no definitivo si aparece un nuevo diseño y si se indica que esos riesgos son reducidos.

En el caso de los sistemas de fusión nuclear por confinamiento inercial vale gran parte de lo mencionado anteriormente, aunque de nuevo dependerán los resultados del diseño (diferente) de las plantas de potencia planteadas. Las fuentes son similares pero la potencial existencia en alguno de los casos de la deposición de los productos de los blancos

combustibles, una vez que se ha producido en ellos la fusión, en la cámara y su sucesiva irradiación por los neutrones de la siguiente explosión supone un elemento adicional a considerar. En los apartados anteriores se ha hecho referencia al diseño de algunas de las plantas propuestas que han sido estudiadas en detalle y muy en particular de manera común en (*HiPER Report*). Como allí se concluye, junto a lo estudiado en los años posteriores hasta los diseños actuales mencionados, el número de informes de seguridad ha sido muy elevado (ver referencia en *HiPER Report*, Fus Eng Des). Plantas aquí someramente descritas, y más en esas referencias, como Sombrero, Hylife-II, Sirius, Prometheus, HAPL y más recientemente Koyo o, finalmente, HiPER, Life o Koyo Fi y LIF T, responden a conceptos de diseño con protecciones de primera pared y llenado de la cámara, materiales y sistemas muy diferentes entre sí.

Los estudios detallados de todos esos sistemas se han realizado con detenimiento y han resultado muy favorables. Se puede en general concluir que la vasija del reactor y el blindaje biológico de los mismos pueden ser clasificados como de clase A de bajo nivel y por lo tanto de disposición superficial (*shallow land burial*, SLB), y el material reproductor como de clase C, también capaz de tener las condiciones de disposición superficial. Se puede asumir que el mantenimiento manual se podría permitir en un periodo corto de tiempo después de la parada en la zona exterior al blindaje, siendo la dosis de una liberación rutinaria en funcionamiento de tritio muy lejos del límite del 0,1 mSv por año y menor que la adoptada en principio para ITER de 0,05 mSv por año. La dosis estimada a cuerpo entero en una disposición a 1 kilómetro de la planta como consecuencia de la liberación de los productos de activación del interior de la cámara y envoltura (así como el tritio) en el caso de una secuencia de simultáneos accidentes supone un total de 2 mSv, lo que elimina la necesidad de planes de evacuación.

En el caso de sistemas con protecciones líquidas de gran espesor (donde el espectro y el flujo de neutrones disminuye de manera muy importante), se ha determinado que incluso usando un acero 304 SS (no aconsejable en cualquier caso por razones de daño por irradiación) y al cabo de 30 años de irradiación, el mismo sería calificado como de disposición superficial, aunque se concluye que sería deseable una purificación significativa de elementos como Nb (reducido a valores de concentración de una parte por millón/ppm) y Mo (10 ppm). Con respecto a un refrigerante típico planteado en estos reactores, *flibe* (compuesto de fluor, litio y berilio), se determinó que la dosis externa en el caso de un accidente severo con escape del mismo generaba hasta 2 mSv; sin embargo, sí es verdad que se concluía igualmente que la posibilidad de mantenimiento directo (con contacto) en los lazos por los que transcurría el mismo no era posible debido a la activación de las impurezas que contenía dicho material (aquí aparece un nuevo término de fuente de radiactividad relativo a las impu-

rezas que podrían tener los componentes, en este caso el refrigerante y materiales reproductores de tritio). Aspectos de física que en sistemas de fisión no se dan (y en cualquier caso serían motivo de nula atención frente a los problemas de otros productos mucho más radiactivos) como la importancia de reacciones de partículas cargadas que generen neutrones que a su vez produjeran la activación de los materiales sí que pueden en fusión nuclear ser motivo de consideración, como se comprobó en el caso del material antes citado, *flibe*, y otros. Sin embargo, sigue dominando (en todo caso) la dosis residual de contacto en tiempos de interés para el mantenimiento y desmantelamiento de la planta.

Con relación al tritio se ha propuesto la reducción en algunos sistemas del inventario desde 140 g a solo 50 g del mismo, lo que supone un paso muy significativo desde el punto de vista de la seguridad, aunque en el caso de la planta de regeneración y procesado del tritio esta sería de categoría de sistema nuclear muy posiblemente.

En el caso de un sistema con materiales avanzados como Koyo Japón con SiC y LiPB y bajo una liberación de neutrones por disparo equivalente a 480 megajulios, repetidos tres veces por segundo, se han realizado muchos cálculos (tabla 6.1) donde se daban los valores de residuos radiactivos en el caso de que los tubos fuesen irradiados dos años para su extracción por mantenimiento y se concluía que no eran de disposición superficial en los primeros 15 cm de la envoltura. Sin embargo, en la zona ecuatorial y más interna podrían ser cualificados como tales. Los isótopos dominantes resultaban ser el ^{26}Al y el ^{14}C , con diferencias muy apreciables entre las distintas zonas axiales de los tubos con una tasa de disposición de 0,38 (siendo el valor 1 el límite para considerar el residuo

Waste disposal rating (WDR) and critical isotopes [29]							
Blanket I		Blanket II			Wall		
Cell	Up	Int.	Up radially increasing zones		Int. radially increasing zones		
	3,749E-01	2,625E+0	1,055E-1	2,863E-2	1,232E-2	1,403E+0	
	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	
						1,66E-1	
						7,602E-2	
						Tc ⁹⁹ , Ni ⁵⁹	
Cell	Blanket I		Blanket II		Reflec	Chamber wall	
	Eq.	Eq./C/C	Eq. radially increasing zones		Eq.	Int.	Eq.
	3,688+00	3,055E-01	2,084E+00	7,715E-1	2,541E-01	1,953E-02	5,454E-01
	Al ²⁶ , C ¹⁴	C ¹⁴ , Al ²⁶	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	Al ²⁶ , C ¹⁴	C ¹⁴	Tc ⁹⁹ , Ni ⁵⁹
							9,160E-01
							Tc ⁹⁹ , Ni ⁵⁹

Axially: up., upper zone; eq., equatorial zone; int., intermediate zone

Tabla 6.1. Residuos radiactivos en el caso de que los tubos del reactor KOYO fusión por láser fuesen irradiados 2 años (límite WDR = 1)

de almacenamiento de larga vida o geológico). En este nuevo tipo de espectro de neutrones, incluso el HT-9 durante 30 años sería de almacenamiento superficial, siendo ^{99}Tc y ^{59}Ni los isótopos críticos. El estudio de una liberación de un kilogramo de material activado en esta planta supone una dosis efectiva debida al SiC de 0,37 mSv, muy por debajo del límite admitido, siendo el isótopo crítico el ^{24}Na , y la misma liberación de HT-9 activado supondría 3,9 mSv, rango aceptable, proviniendo la mayor contribución del ^{60}Co con 3,2 mSv.

La respuesta a largo plazo debida a la activación depende de manera muy importante del espectro neutrónico. Elementos como Fe, Ta, o W mejoran significativamente las características en un espectro duro típico de un sistema sin protección, mientras que otros como Al, Si, o Ti lo hacen en condiciones de espectro menos energético como el que puede existir en los diseños de fusión inercial con protección.

Cuando se contemplan estos términos fuente combinados con accidentes capaces de liberar dichos productos radiactivos al exterior, aparecen los resultados en tabla 6.2 para condiciones de funcionamiento de corto y largo plazo; aunque hay que distinguir entre sistemas sometidos a espectros muy energéticos de neutrones y aquellos mucho menos energéticos consecuencia de la moderación de los mismos debido a dispositivos de protección previos. Ahí se reflejan los valores que se pueden asumir de liberación en masa considerando como límite la dosis efectiva al individuo más expuesto cuyo límite original en ITER ha sido de 100 mSv.

Los resultados indican que tanto las aleaciones de vanadio (V-5Cr-5Ti) como los materiales compuestos de SiC-SiC son excelentes desde el pun-

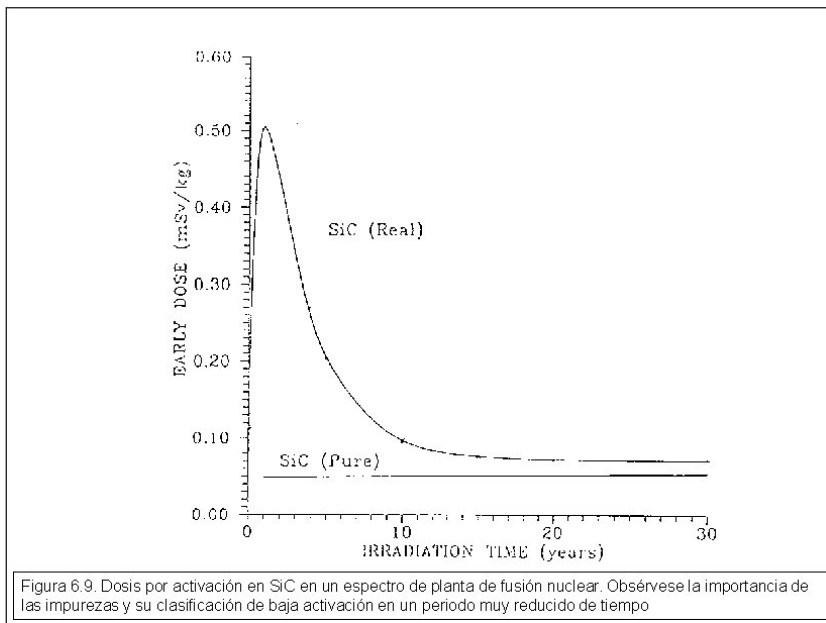
Early dose (D) to the MEI due to accidental release of 1 kg of activated material in IFE protected FSW (30 year exposure) and MFE/IFE unprotected FSW (2.5 year exposure and maximum quantity allowed to be releases for $D < 100$ mSv [38]

Alloy	Early dose (mSv kg ⁻¹)		Max. quantity (kg)	
	IFE protected	MFE/IFE unprotected	IFE protected	MFE/IFE unprotected
AISI 316L	23,2	96,5	4,3	1,0
DIN 1,4914	3,9	25,4	25,7	3,9
V-5Cr-5Ti	0,05	2,6	1852	38,8
V-5Cr-5Ti (pure)	0,009	2,5	11494	40,4
SiC	0,072	0,64	1389	156
SiC (pure)	0,054	0,34	1852	295

Tabla 6.2. Comparación de dosis y cantidad máxima permitida de material licenciable en el caso de cámara protegida (IFE) y no protegida (MFE)

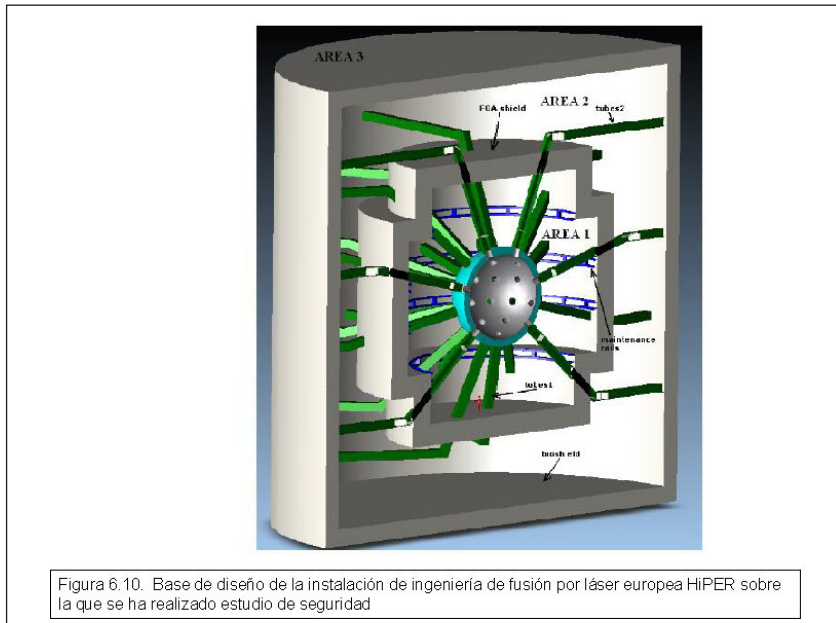
to de vista radiológico. Las impurezas son importantes, y se observa al tener en cuenta el efecto que en la aleación de vanadio tiene la existencia del hierro, que acaba llevando a la generación de ^{60}Co , aunque no tiene consecuencias dramáticas. El acero ferrítico-martensítico es mucho peor pero aún puede ser considerado al ser la peor opción la del acero 316-L.

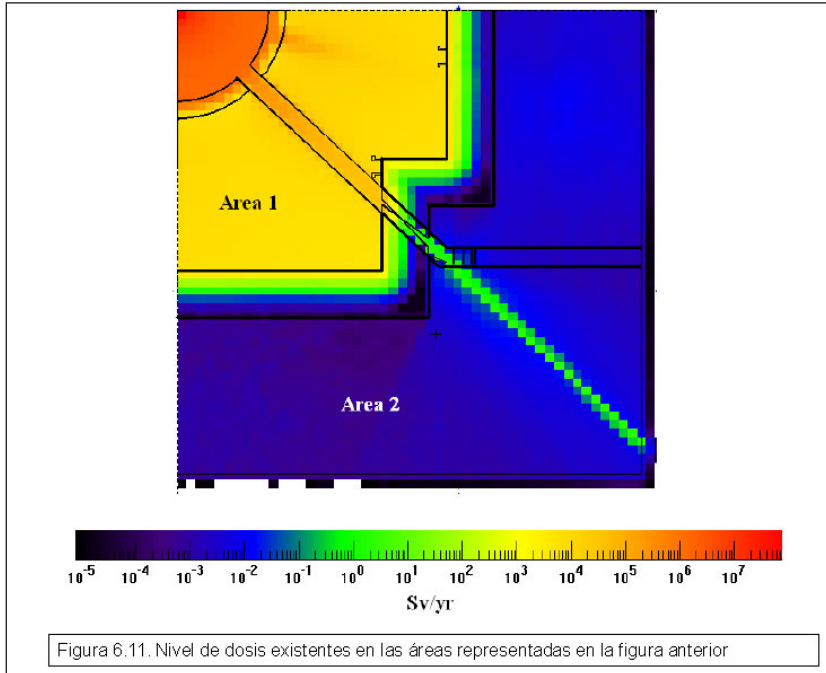
Otro tipo de estudio es el del tiempo de exposición en la dosis emitida y ver si dichas dosis pueden ser más elevadas en el caso de liberación en funcionamiento o cuando se ha producido el final de vida y por lo tanto la irradiación total de los materiales. En el caso de los materiales irradiados con neutrones moderados, es el acero martensítico el que presenta la dosis más elevada al final de vida. Se observa que después de una irradiación de 12 años (33 mSv por kilogramo) la dosis efectiva de un acero austenítico es más elevada (hasta un 50 %) que después de 30 años de irradiación. En el caso de la aleación de vanadio, el pico ocurre al cabo de tres años (0,1 mSv por kilogramo), y es dos veces superior a la existente al cabo de 30 años de irradiación. En el caso de SiC, el efecto aumenta con la irradiación (ver figura 6.9) solo al principio, siendo más significativo al cabo de un año; en este caso la dosis externa alcanza 0,5 mSv por kilogramo que es hasta siete veces mayor que a los 30 años. SiC compuestos sería ideal porque permitiría liberar, para alcanzar los 100 mSv, hasta 200 kilogramos de material. De nuevo las impurezas (en este caso tan ideal) juegan una mala pasada dado que la existencia de Bi, Tb y W producen ^{210}Po , ^{160}Tb y ^{192}Ir .



Un último caso muy significativo en esta fase de desarrollo de la fusión por láser, pensando en instalaciones más próximas a construir con componentes más cercanos, es el estudio realizado para el proyecto europeo HiPER en su fase de desarrollo de ingeniería, HiPER 4a (figura 6.10). En este caso y a la espera de logros tecnológicos más contundentes en el láser repetitivo y en la inyección de los blancos a una tasa de repetición tan alta como 5-10 veces por segundo, y de desarrollos en el blanco combustible final y en los materiales y sistemas, se plantea un dispositivo capaz de repetir los disparos pero solo siendo usado parcialmente. Son disparos de 20 megajulios de energía emitida por cada disparo pero de los que se hacen solo cinco disparos de esa magnitud dentro de un conjunto de 100 disparos repetitivos (el resto de los disparos no se asume que tienen ganancia y son solo para otra experimentación), con una secuencia de una vez al día o a la semana. Eso representa hasta 5.200 megajulios por año de rendimiento energético.

La pregunta es: ¿qué pasa en estas condiciones de funcionamiento experimental desde el punto de vista radiológico (no de seguridad)? El dispositivo tiene 5 metros de radio y 10 cm de espesor en su envoltura de experimentación (como ITER no hay envolturas de extracción de energía ni reproductoras salvo algunas para prueba). Hay 48 haces láser potencialmente fuente de fugas y los tubos están hechos de acero T91, siendo el espesor de los tubos de 1 cm. Lo significativo para la seguridad es que la óptica del sistema requiere de una protección estando la óptica primaria a 8 metros del centro del disparo. Son cuadrados de 75 cm de





lado y 5 cm de espesor hechos de sílice pura. A 19 metros del origen está la óptica final. Estos elementos de óptica requieren una protección que al ser activada pasa a ser material radiactivo a considerar.

Se ha realizado un estudio radiológico en el que el estudio de la instalación (figura 6.11) se ha dividido en tres partes: durante los periodos de irradiación repetitiva, en los periodos de dicho funcionamiento y al final de vida (desmantelamiento). El sistema se divide en el área 1 entre el primer blindaje y el blindaje de la óptica final (*final optics assembly*, FOA), una segunda área entre este blindaje y el blindaje biológico y el área 3, fuera del bioblindaje.

En las condiciones de funcionamiento, la entrada en la zona 1 está prohibida mientras que en el área 2 habría algunas secciones en las que los trabajadores podrían estar, aunque es necesario un estudio más detallado. En el área 3 la permanencia está totalmente permitida en cualquier caso.

Al estudiar la cualificación de la dosis y sus consecuencias, se ha encontrado que el 99,99 % de las dosis a los trabajadores en cualquier posición de la zona 2 son debidas a las partículas que provienen de los materiales protectores de las ópticas y que permiten el paso de la iluminación. Con relación a la óptica final, se ha encontrado que las tasas de dosis provienen de las partículas que consiguen pasar por la protección de las ópticas a 8 m (ver figura 6.12).

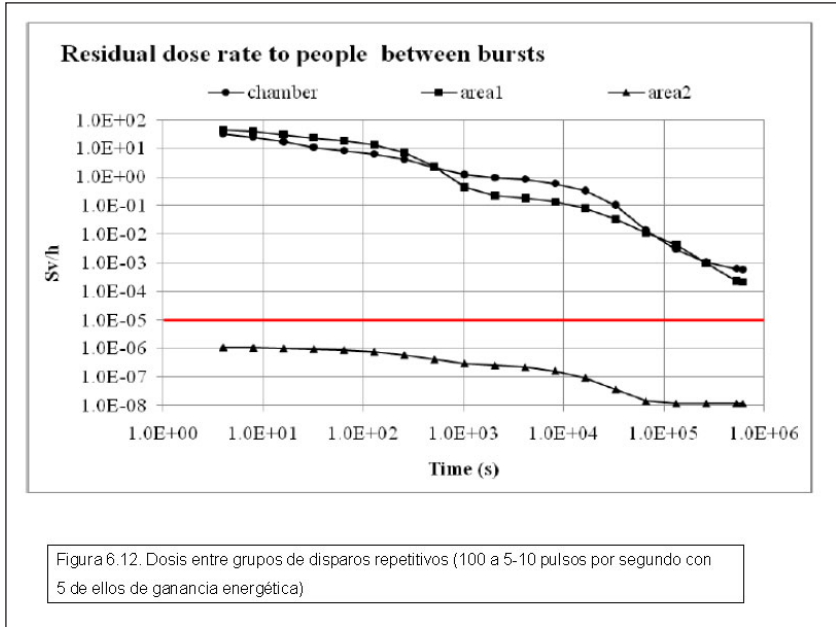


Figura 6.12. Dosis entre grupos de disparos repetitivos (100 a 5-10 pulsos por segundo con 5 de ellos de ganancia energética)

En el cálculo de la dosis equivalente en el periodo entre grupos de disparos se ve que no es posible la entrada en el área 1 habiendo sido reconocidos los elementos que más contribuyen (ver figura 6.13). La propia cámara y las penetraciones son responsables con isótopos como ^{106}Ag ,

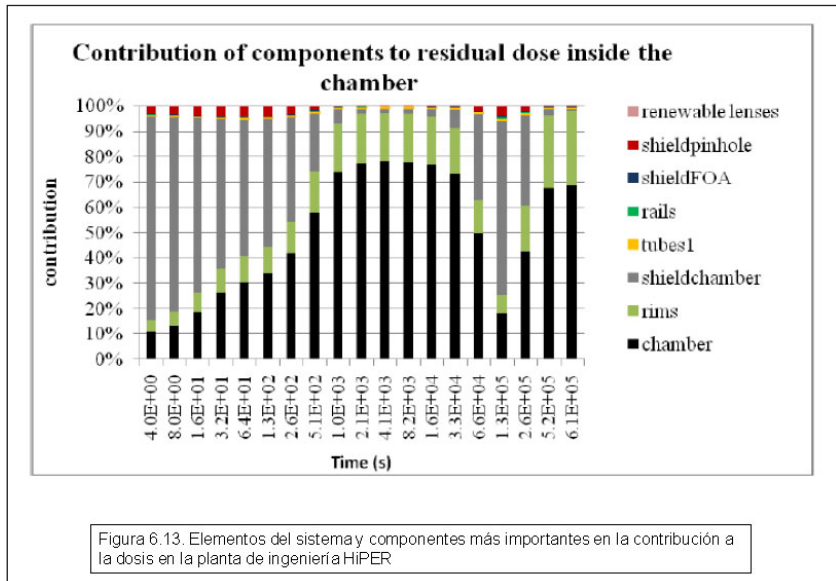


Figura 6.13. Elementos del sistema y componentes más importantes en la contribución a la dosis en la planta de ingeniería HIPER

^{110}Ag y ^{54}Mn como los más significativos, que provienen de la Ag del T91 y de impurezas. En el área 2 los componentes más responsables al cabo de una semana son los tubos y el blindaje de la penetración del haz, siendo ^{54}Mn y ^{46}Sc los isótopos más importantes. Las áreas 2 y 3 están libres de restricciones desde el final del grupo de pulsos. Se observa que en el periodo entre grupos de disparos a lo largo de un año la dosis residual y la inmediata integrada son del mismo orden de magnitud.

La gestión de residuos presenta alternativas (ver tabla 6.3) muy atractivas en el corto y medio plazo. Todos los componentes, con la excepción de la cámara/envoltura primaria, esto es, las penetraciones, el blindaje primario y los tubos cumplen todas las condiciones para ser clasificados como de licenciamiento en 30 años y aquellos que no las cumplen pueden ser reciclados en un periodo menor de los 30 años. No hay necesidad de ninguna condición de enterramiento en un periodo de 30 años.

Después de tres años se puede entrar en área 1, y habría que esperar hasta siete años para la entrada en el interior de la cámara.

Component	Clearance	Recycling	Manual Handling
Chamber	NO	26 years	20 years
Rims	NO	20 years	15 years
Tubes 1	45 years	15 years	5 years
Tubes 2	always	always	0.5 hour
Rails	30 years	5 months	2 weeks
Chamber shield	70 years	always	3 months
Pinhole shield	5 years	always	1 month
FOA shield	3 years	always	6 month
Bio shield	always	always	always
Renewable lenses	3 days	always	2 hours
FOA	always	always	0.5 hours

Tabla 6.3. Clasificación de sistemas en el dispositivo conceptual HIPER de ingeniería

Referencias

CESEDEN 1

La energía y su relación con la seguridad y defensa. Monografías del CESEDEN, n.º 98, julio de 1997, ISBN: 978-9781-383-9.

CESEDEN 2

Cambio climático y su repercusión en la economía, la seguridad y la defensa.
Documentos de Seguridad y Defensa, n.º 26, febrero de 2009, ISBN:
978-84-9781-494-2.

CESEDEN 3

La tercera revolución energética y su repercusión en la seguridad y defensa.
Documentos de Seguridad y Defensa, n.º 36, septiembre de 2010,
ISBN: 978-84-9781-608-3.

PPCS DEMO FCM

*A conceptual study of commercial fusion power plants. Final report of the
European fusion power plant conceptual study (PPCS),* 15 de septiem-
bre de 2004, EFDA-RP-RE-5.0.

FUS ENG DES

PERLADO, J. M. y SANZ, J.: "Recent progress on fusion nuclear technology
in inertial fusion". *Fusion Engineering and Design*, n.º 42 (1998), pp.
519-535.

HiPER REPORT

Informe del Proyecto HiPER en <http://www.hiperlaser.org/> por requer-
imiento del European ESFRI Project of HiPER (2007).

IAEA FEC 2010

JUÁREZ, R., SANZ, J. y PERLADO, J. M.: "Advance in neutronics and ra-
diological protection of HiPER", *Nuclear Fusion 2008*. IAEA, Daejeon,
febrero de 2010.

IFSA 2011

JUÁREZ, R., SANZ, J., SÁNCHEZ, C., ZANZI, C., HERNÁNDEZ, J. y PERLADO,
J. M.: "Studies of a self cooled lead lithium blanket for HiPER reactor".
A publicar en *Journal des Physics*, presentado en International Fusion
Science and Applications (IFSA 2011), Burdeos, septiembre de 2011.

Composición del grupo de trabajo

- PRESIDENTE: Guillermo Velarde**
General de división del EA
Presidente del Instituto de Fusión Nuclear de la UPM
Catedrático Emérito de Física nuclear
- SECRETARIO: Manuel S. Herráiz Martínez**
Coronel de Transmisiones del ET
Escuela de Altos Estudios de la Defensa - CESEDEN
- VOCALES: Eduardo Gallego**
Profesor Titular de Tecnología Nuclear de la ETSI Industriales
Director del Departamento de Ingeniería Nuclear de la ETSI Industriales de la UPM.
- Emilio Mínguez**
Catedrático de Tecnología Nuclear de la ETSI Industriales
Vicerrector de la UPM
- José Manuel Perlado**
Catedrático de Física Nuclear de la ETSI Industriales
Director del Instituto de Fusión Nuclear de la UPM

Documentos de Seguridad y Defensa

1. Visión española del África Subsahariana: Seguridad y Defensa
2. Futuro de Kosovo. Implicaciones para España
3. Actuación de las Fuerzas Armadas en la consolidación de la paz
4. El futuro de la OTAN después de Riga
5. La cooperación militar española con Guinea Ecuatorial
6. El control de los flujos migratorios hacia España: situación actual y propuestas de actuación
7. Posible evolución de Afganistán. Papel de la OTAN
8. Modelo español de Seguridad y Defensa
9. Posibles escenarios de los *battlegroups* de la Unión Europea
10. Evolución geopolítica del norte de África: implicaciones para España
11. La aportación de las Fuerzas Armadas a la Economía Nacional
12. Reflexiones sobre la evaluación del conflicto de Irlanda del Norte
13. Fuerzas Armadas y medio ambiente
14. La configuración de las Fuerzas Armadas como entidad única en el nuevo entorno de Seguridad y Defensa
15. Seguridad y Defensa en Iberoamérica: posibilidades actuales para la cooperación
16. España y el conflicto del Líbano

17. La aproximación estratégica a la Europa del Este
18. La crisis energética y su repercusión en la Economía Seguridad y Defensa Nacional
19. Seguridad y estabilidad en la cuenca mediterránea
20. La intervención de las Fuerzas Armadas en el apoyo a catástrofe
21. Medidas de confianza en el campo de la seguridad en el área euromediterránea
22. Las Fuerzas Armadas y la legislación tributaria
23. Dimensión ético-moral de los cuadros de mando de los Ejércitos
24. Iniciativa norteamericana de misiles y su repercusión en la Seguridad Internacional
25. Hacia una estrategia de Seguridad Nacional para España
26. Cambio climático y su repercusión en la Economía, la Seguridad y la Defensa
27. Respuesta al reto de la proliferación
28. La seguridad frente a artefactos explosivos
29. La creación de UNASUR en el marco de la Seguridad y la Defensa
30. El laberinto paquistaní
31. Las nuevas tecnologías en la seguridad transfronteriza
32. La industria española de defensa en el ámbito de la cooperación internacional
33. El futuro de las fuerzas multinacionales europeas en el marco de la nueva política de seguridad y defensa
34. Perspectivas del personal militar profesional. Ingreso, carrera profesional y sistema de responsabilidades
35. Irán como pivote geopolítico
36. La tercera revolución energética y su repercusión en la Seguridad y Defensa
37. De las operaciones conjuntas a las operaciones integradas. Un nuevo desafío para las Fuerzas Armadas
38. El liderazgo motor del cambio
39. El futuro de las relaciones OTAN-Rusia
40. Brasil, Rusia, India y China (BRIC): una realidad geopolítica singular
41. Tecnologías del espacio aplicadas a la industria y servicios de la Defensa
42. La cooperación estructurada permanente en el marco de la Unidad Europea

43. Los intereses geopolíticos de España: panorama de riesgo y amenazas
44. Adaptación de la fuerza conjunta en la guerra asimétrica
45. Posible evolución del escenario AF-PAK ante las nuevas estrategias
46. Relaciones OTAN-Unión Europea a la vista del nuevo Concepto Estratégico de la Alianza
47. Sistemas no tripulados
48. La lucha contra el crimen organizado en la Unión Europea
49. Tecnologías asociadas a sistemas de enjambre UAV
50. La logística conjunta en los nuevos conflictos
51. El enfoque multidisciplinar en los conflictos híbridos
52. La estabilidad y la seguridad en el Mediterráneo: el papel de la OTAN y de la UE. Implicaciones para España