

CENTRO SUPERIOR DE ESTUDIOS DE LA DEFENSA NACIONAL



MONOGRAFÍAS

del

CESEDEN

98

**LA ENERGÍA Y SU RELACIÓN
CON LA SEGURIDAD Y
DEFENSA**

MINISTERIO DE DEFENSA



CENTRO SUPERIOR DE ESTUDIOS DE LA DEFENSA NACIONAL



MONOGRAFÍAS

del

CESEDEN

98

**LA ENERGÍA Y SU RELACIÓN
CON LA SEGURIDAD Y
DEFENSA**

MINISTERIO DE DEFENSA



**LA ENERGÍA Y SU RELACIÓN
CON LA SEGURIDAD Y DEFENSA**

A Ricardo Manso, nuestro amigo, In Memoriam

SUMARIO

PRESENTACIÓN.....	0
<i>Por Pedro Bernal Gutiérrez</i>	
<i>Capítulo primero</i>	
ESTRUCTURA DEL SECTOR ENERGÉTICO.....	00
Las energías fósiles.....	00
<i>Por José Luis Díaz Fernández</i>	
Energías renovables en el contexto energético actual.....	00
<i>Por Manuel Romero Álvarez</i>	
Energía nuclear.....	00
<i>Por Rafael Caro Manso</i>	
Liberalización de los mercados españoles de electricidad y gasistas.....	00
<i>Por mariano Martín Rosado</i>	
<i>Capítulo segundo</i>	
CHOQUES ENERGÉTICOS SOBRE ESPAÑA.....	00
<i>Por Juan Velarde Fuentes</i>	
<i>Capítulo tercero</i>	
TECNOLOGÍA NUCLEAR.....	00
Producción de energía eléctrica.....	00
<i>Por Rafael Caro Manso</i>	
Propulsión nuclear naval y energía nuclear en el espacio.....	00
<i>Por Carolina Ahnert Iglesias</i>	
La fusión nuclear.....	00
<i>Por José Manuel Perlado Martín</i>	
Aplicaciones no energéticas de la energía nuclear.....	00
<i>Por Rafael Caro Manso y Ricardo Manso Casado</i>	
Residuos Radioactivos.....	00
<i>Por Ricardo Manso Casado</i>	
La seguridad nuclear.....	00
<i>Por Emilio Mínguez Torres</i>	

Capítulo cuarto

COMPONENTES ESTRATÉGICOS DE LA SEGURIDAD Y DEFENSA.....	00
Proliferación nuclear.....	00
<i>Por Guillermo Velarde Pinacho</i>	
Terrorismo nuclear.....	00
<i>Por Guillermo Velarde Pinacho y Natividad Carpintero Santamaría</i>	
RESUMEN.....	000
COMPOSICIÓN DEL GRUPO DE TRABAJO.....	000
ÍNDICE.....	000

PRESENTACIÓN

PRESENTACIÓN

En nuestros días, el concepto de seguridad se ha visto sometido a profundas adaptaciones para adecuarlo al nuevo modelo de seguridad y defensa, el cual responde al actual y previsible escenario estratégico y al progresivo carácter multipolar y asimétrico que está adquiriendo el mundo.

Ese modelo está basado principalmente en la seguridad compartida y defensa colectiva con nuestros socios y aliados, sin dejar de contemplar la capacidad de respuesta genuinamente nacional, y supone una ampliación de conceptos anteriores, que estaban centrados en la defensa del territorio frente a una amenaza militar.

El concepto ampliado contempla, por una parte, un variado espectro de amenazas y riesgos diversos, de naturaleza compleja e impredecible, difíciles de identificar y definir. Por otra, en su búsqueda de paz y estabilidad, no se centra en adversarios concretos, cuyo papel viene a ser substituido por el conflicto en sí mismo y por todo aquello que pueda poner en peligro los intereses de la sociedad, el normal desenvolvimiento de sus actividades o su deseable progreso.

Ya no se trata únicamente de vencer la voluntad de un enemigo armado, sino de actuar en territorio nacional o fuera de él, con los medios que corresponda, frente a circunstancias de carácter muy diverso: medioambientales, sociales, económicas, industriales, tecnológicas, crisis regionales, actividades ilegales, etc., que afectan al propio modelo funcional en que se articula la Sociedad, y no sólo a sus componentes sino también a su entorno, a sus relaciones con el exterior y a las fuentes de que se nutre.

Esta visión integradora exige la unidad de acción de todos los medios del Estado y el apoyo de toda la Sociedad y centra la atención en tener la adecuada capacidad de anticipación y de reaccionar de forma proporcionada suficiente, contando para ello con las capacidades que hagan posible esa acción.

También lleva consigo una profunda transformación de las Fuerzas Armadas, a las que se le asignan nuevas misiones de naturaleza no estrictamente militar, incluidas

las de apoyo a organismos civiles, subraya el valor de la Inteligencia y de la Tecnología y plantea la necesidad de abordar los problemas con mentalidad creativa, contar con iniciativa y potenciar el estudio y la investigación en todos estos campos, adquiriendo una importancia básica en este sentido el potencial intelectual de la sociedad en su conjunto.

No resulta pues extraño que entre los factores de seguridad nos encontremos con una larga y variada lista de temas como: economía, inmigración ilegal, narcotráfico, medioambiente, tecnología, capacidad industrial, educación, demografía, energía y un largo etcétera.

En el caso de la energía y la seguridad podemos afirmar que se trata de dos cuestiones estrechamente relacionadas entre sí y de tal importancia que condicionan el actual panorama estratégico mundial.

La energía constituye una de las piezas clave en las que se basa el actual modelo de desarrollo y de ella depende su viabilidad de cara al futuro.

Por otra parte, la irregular distribución geográfica de las actuales fuentes de obtención y las limitaciones que afectan a estos recursos le dan a la energía un papel de primera fila como fuente potencial de próximos conflictos. Incluso algunos pensadores consideran que estamos ante una nueva guerra fría que gira en torno a la energía y se han vuelto a desenterrar antiguos conceptos geopolíticos como el de la «tierra corazón» de Mac Kinder para identificar zonas geográficas en Eurasia que pueden ser objeto de confrontación.

La diversificación de fuentes de obtención, las condiciones y características de su transporte y distribución, su creciente consumo, y la influencia que el ciclo de la energía tiene sobre el medio ambiente, entre otros, constituyen los elementos de un modelo complejo con el que abordar la naturaleza de este factor de carácter estratégico, que merece decididamente ser objeto de estudio y seguimiento.

En el mes de marzo de 2006, y teniendo en cuenta que la cuestión energética es hoy en día una de las más importantes en nuestro país, se consideró muy conveniente la creación en el Centro Superior de Estudios de la Defensa Nacional (CESEDEN) de una Comisión de Estudios para la Energía y su relación con la Seguridad y Defensa. Para ello se encargó al general Guillermo Velarde, con gran prestigio en esta materia, que reuniese a un grupo de especialistas con varias

décadas de experiencia en su especialidad. A pesar de sus múltiples ocupaciones, todos ellos aceptaron formar parte de esta Comisión y trabajar dentro del marco del rigor científico e imparcialidad que, desde sus orígenes, han caracterizado al CESEDEN.

El objetivo de la Comisión es el de proporcionar a la Sociedad Española una información rigurosa, actualizada e imparcial sobre los distintos aspectos que plantea la cuestión energética, que deberían ser objeto de un debate profundo, con el propósito de que quede a disposición de quienes han de afrontar decisiones responsables a la hora de acometer los usos de la energía en un futuro que, debido a la creciente demanda social y económica, se presenta cada vez más apremiante y lleno de interrogantes.

La Comisión ha elaborado una Monografía en el que se abordan la proliferación y el terrorismo nuclear; los choques energéticos; la disponibilidad o carencia de energía y el fuerte impacto que sobre las diversas actividades económicas e industriales puede suponer la falta de suministro en un momento dado; las energías fósiles y renovables; la economía de la energía; la energía de fisión nuclear y la cuestión de su seguridad y residuos radiactivos; la aplicación de la energía nuclear en la medicina, en la industria y en la propulsión naval y en el espacio; la liberalización de los mercados y, por último, la energía de fusión nuclear como posible futura fuente energética de primer orden.

En otro orden de cosas, durante la elaboración de este trabajo, tuvimos el dolor de vivir el fallecimiento de Ricardo Manso, uno de los máximos especialistas en el campo de los residuos radiactivos. Por esta razón, deseamos que el resultado final de esta Comisión que se materializa en la Monografía que aquí presentamos, sea un pequeño homenaje a su persona y al recuerdo entrañable que Ricardo dejó entre nosotros.

PEDRO BERNAL GUTIÉRREZ
Teniente general director del CESEDEN.

CAPÍTULO PRIMERO
ESTRUCTURA DEL SECTOR ENERGÉTICO

ESTRUCTURA DEL SECTOR ENERGÉTICO

Por JOSÉ LUIS DÍAZ FERNÁNDEZ

Las energías fósiles

Resumen y conclusiones

Todos los estudios responsables -Agencia Internacional de la Energía (AIE), Departamento de Energía de Estados Unidos, etc.- concuerdan en dos puntos:

1. El consumo mundial de energía primaria crecerá entre los años 2005 y 2030 a tasas anuales y acumulativas comprendidas entre el 1,2 y el 1,6%.
2. La participación relativa de las energías fósiles se mantendrá entre el 76 y el 80%, por lo que las emisiones de CO₂ crecerán a tasas similares a las del consumo de energía primaria.

El autoabastecimiento de energías fósiles en España es solamente del 5%, frente al 35% en el resto de los países de la Unión Europea-25 y el 65% de Estados Unidos. España importa prácticamente el 100% del petróleo y el gas natural que consume y el 70% del carbón.

Dada la importancia que mantendrán las energías fósiles en las próximas décadas, es necesario analizarlas separadamente, valorando sus ventajas e inconvenientes.

EL CARBÓN

1. Ventajas:

- Es la energía fósil más abundante.
- Las reservas están diversificadas.
- El precio internacional es menos volátil que el del petróleo y gas natural.

2. Inconvenientes:

- Produce mayores emisiones de CO₂ que las restantes energías fósiles.
- Uso casi exclusivo como combustible, si bien el desarrollo tecnológico permitirá fabricar, a partir del carbón, petróleo sintético y obtener hidrógeno.

Las ventajas dan al carbón una alta garantía de suministro. Los inconvenientes se pueden soslayar con tecnologías de alto rendimiento, oxidación y almacenamiento del CO₂ producido.

GAS NATURAL LICUADO (GNL)

1. Ventajas:

- Existe gas natural para todo el presente siglo.
- Es un combustible limpio.

2. Inconvenientes:

- Reservas concentradas en pocos países.
- Logística cara.
- El transporte por gasoducto da una dependencia recíproca productor-consumidor.
- Precios referenciados al petróleo o sus derivados.
- Uso casi exclusivo como combustible.

La garantía de suministro es menos alta que en los casos del carbón y del petróleo debido a las peculiaridades del transporte. Sin embargo, la previsible expansión del transporte marítimo en forma de GNL aumentará la seguridad del suministro. España tiene el aprovisionamiento del gas natural insuficientemente diversificado, posee escasa capacidad de almacenamiento estratégico y, en cambio, dispone de numerosas plantas de regasificación, lo que posibilitará en el futuro diversificar las importaciones.

EL PETRÓLEO

1. Ventajas:

- Flexibilidad en sus aplicaciones.
- Logística fácil y barata.
- Insustituible en el sector del transporte.

2. Inconvenientes:

- Reservas para 40 años, si bien esta duración temporal se mantiene desde hace años debido a nuevos descubrimientos y mejoras en las tecnologías de exploración-producción.
- Concentración de las reservas (61% en el golfo Pérsico).
- Capacidad de producción poco superior a la demanda.

Es necesario que la demanda mundial de petróleo convencional empiece a decrecer antes de que se alcance la capacidad máxima de producción. Esto será posible mejorando tecnologías alternativas tales como:

- Obtención de gasóleos a partir del gas natural (GTL) y del carbón (CTL).
- Producción de crudos extrapesados, de los que existen enormes reservas en Canadá y Venezuela.
- Segunda generación de biocarburantes a partir de biomásas lignocelulósicas (biorefinerías).

Paralelamente, deberá promoverse el desarrollo de vehículos de bajo consumo (híbridos gasolina electricidad o gasóleo electricidad, mejoras en el diseño, materiales e instrumentación, etc.) concediendo incentivos fiscales que compensen en alguna medida su mayor precio.

Evolución del consumo mundial de energía primaria

El desarrollo económico y social experimentado entre mediados del siglo XIX y finales del siglo XX se basó, por una parte, en la disponibilidad de energía abundante, barata y de calidad y, por otra, en el desarrollo de tecnologías que permitieron la utilización de esta energía.

El cuadro 1 muestra el consumo de energía primaria en los años 1900, 1973 y 2004 expresado en millones de toneladas equivalentes de petróleo (¹). Los datos de estos dos últimos años proceden del *World Energy Outlook 2006* de la AIE.

Puede apreciarse que en el año 1900 la mayor parte de la energía primaria la aportaba el carbón. El descubrimiento de la máquina de vapor había permitido la

¹ 1 Tep = 10.000 termias = 10 millones de kilocalorías

utilización de esta fuente de energía en la industria, el ferrocarril y el transporte marítimo. La aportación de los hidrocarburos era mínima y las energías renovables (biomasas, eólica y pequeños aprovechamientos hidráulicos) representaban el 28,0%.

	1900		1973		2004		Variación 1973/2004 a.a.
	M Tep	%	M Tep	%	M Tep	%	
Petróleo	18	3.0	2.833	46.0	3.951	35.2	1.1
Gas Natural	6	1.0	979	15.9	2.307	20.6	2.8
Carbón	408	68.0	1.496	24.3	2.776	24.7	2.0
E. Nuclear	--	--	53	0.9	714	6.4	8.7
E. Hidroeléctrica	--	--	110	1.8	242	2.1	2.6
Biomásas y residuos	168 ¹	28.0	675	11.0	1.176	10.4	1.8
Otras renovables ²	--	--	6	0.1	57	0.5	--
Total	600	100.0	6.154	100	11.223	100	2.0

¹ Incluye todas las renovables

² Eólica, solar, geotérmica, etc.

En el año 1973 la situación era muy diferente. El petróleo pasó a representar el 46%, los hidrocarburos en su conjunto el 62%, el carbón retrocedió del 68% al 24% y las energías renovables del 28% al 13%, apareciendo una nueva energía, la nuclear. Las dos crisis del petróleo iniciadas en la década de los años setenta dieron lugar a que en el año 2004 perdiera posiciones esta energía, hasta descender al 35%, en beneficio del gas natural y de la energía nuclear. Las energías renovables siguieron estabilizadas en el 13%.

La razón del paso del carbón al petróleo fue principalmente su ventaja en el sector del transporte. El descubrimiento de los motores de combustión interna a finales del siglo XIX y de los de reacción a mediados del siglo XX dieron lugar a un extraordinario desarrollo del transporte terrestre, marítimo y aéreo, desplazando en los dos primeros al carbón. El crecimiento económico del siglo XX ha estado asociado a la mejora de la movilidad de personas y mercancías promovida por la utilización de los derivados del petróleo. Desde hace varias décadas, el petróleo cubre el 95% de las necesidades del sector del transporte. También el petróleo ha desplazado al carbón como materia prima de la industria química. En las

aplicaciones industriales, especialmente en la generación eléctrica, el petróleo ha perdido terreno progresivamente.

	1973		2004		Incremento a.a.
	M Tep	%	M Tep	%	1973 - 2004
<i>OCDE</i>	3.833	62	5.590	50	1,2
Estados Unidos	1.763	29	2.324	21	0,9
<i>Resto del mundo</i>	2.320	38	5.632	50	3,2
China	443	7	1.650	15	4,3

En cuanto al gas natural, son evidentes sus ventajas como combustible limpio. Como contrapartida, su logística es más compleja que la del petróleo, razón por la cual su penetración ha sido más lenta. Es interesante analizar la evolución del consumo por áreas geográficas (cuadro 2).

Se aprecia el descenso relativo de los países de la Organización de Cooperación y Desarrollo Económico (OCDE) y de Estados Unidos y el fuerte crecimiento China, cuyo consumo ha pasado de ser el 25% del de Estados Unidos en 1973 al 71% en el año 2004.

El consumo de energía por habitante en 2004 ha sido en los países de la OCDE (18% de la población mundial) 4,3 veces el de los 5.108 millones del resto del mundo y más de siete veces el de África. Las diferencias en el consumo de electricidad son aún mayores: 6,6 y 15 veces respectivamente.

Todavía en el año 2004, 1.600 millones de personas (el 25% de la población mundial) carecían de electricidad y 2.500 millones de personas utilizaban maderas, carbón vegetal y residuos agrícolas y animales para sus necesidades domésticas (cocina y calefacción). El uso ineficiente de estas biomásas y la polución que generan da lugar a que 1,3 millones de personas mueran prematuramente cada año.

En África, la mitad de la energía consumida son biomásas, frente al 3% de los países desarrollados.

Estos datos son importantes para enmarcar la tendencia del consumo mundial de energía primaria. Para gran parte de la población mundial, la preocupación fundamental es disponer de energía suficiente y lo más barata posible para sustentar un desarrollo económico que es imprescindible, pasando a segundo plano las inquietudes medioambientales. Por el contrario, los países desarrollados pueden permitirse disponer de energías más caras, pero más respetuosas con el medio ambiente. El gran desafío es hacer compatible ambas aspiraciones.

Evolución prevista del consumo de energía primaria

Los estudios realizados por el Departamento de Energía de Estados Unidos (*Internacional Energy Outlook 2006*) y la AIE (*World Energy Outlook 2006*) respecto de la demanda de energía y su estructura en el año 2030 son bastante concordantes. Se describirán estos últimos.

La AIE considera dos escenarios. En el escenario base se incluyen medidas y políticas ya adoptadas a mediados del año 2006, pero todavía parcialmente implementadas. El escenario alternativo incluye medidas que se están considerando por los gobiernos, pero que aún no han sido adoptadas, tales como esfuerzos adicionales en la eficiencia en la producción y uso de la energía y en el impulso de energías alternativas a las fósiles (nuclear, hidroeléctrica, biomásas, eólica, etc.). El cuadro 3 resume ambos escenarios.

	2004		2030 Escenario base			2030 Escenario alternativo		
	M Tep	%	M Tep	%	laa	M Tep	%	laa
Petróleo	3.951	35,2	5.575	32,6	1,3	4.995	32,3	0,9
Gas Natural	2.307	20,6	3.869	22,6	2,0	3.370	21,8	1,5
Carbón	2.776	24,7	4.441	26,0	1,8	3.512	22,8	0,9
Nuclear	714	6,4	861	5,0	0,7	1.070	6,9	1,6
Hidroeléctrica	242	2,1	408	2,4	2,0	422	2,7	2,2
Biomásas	1.176	10,4	1.645	9,6	1,3	1.703	11,1	1,4
Otras renovables	57	0,5	296	1,7	6,6	373	2,4	7,5
	11.223	100,0	17.095	100,0	1,6	15.405	100,0	1,2

consumo mundial disminuiría en cerca de 1.700 millones de Tep. Por otra parte, la menor participación de las energías fósiles disminuiría del 81% en el escenario base al 77% en el alternativo. Ambos efectos dan lugar a que el crecimiento de las emisiones de CO₂ descendería del 55% en el escenario base al 31% en el escenario alternativo.

	2004		2030	
	M Tep	%	M Tep	%
OCDE	5.590	50	6.359	41
Estados Unidos	2.324	21	2.701	18
UE-25	1.756	16	1.847	12
Resto del mundo	5.640	50	9.046	59
China	1.650	15	3.006	20
India	573	5	964	6

Cuadro 4. Consumo por áreas geográficas.

En cuanto a la evolución geográfica del consumo se aprecia una tendencia a reducir el desequilibrio entre países de la OCDE y el resto del mundo (cuadro 4). El consumo en China en el año 2030 superaría al de Estados Unidos.

Por último, el cuadro 5 refleja la evolución de la producción de electricidad expresado en Terawatios hora, (Twh).

	2004		2030	
	Twh	%	Twh	%
Petróleo	1.161	6,7	869	2,9
Gas Natural	3.412	19,6	6.170	20,7
Carbón	6.917	39,7	10.914	36,6
Nuclear	2.740	15,7	4.106	13,8
Hidroelectricidad	2.809	16,1	4.903	16,4
Biomásas	227	1,3	983	3,3
Eólica	82	0,5	1.440	4,8
Resto renovables	60	0,3	448	1,5
Total	17.407	100,0	29.835	100,0

Cuadro 5. Evolución producción de electricidad (escenario alternativo).

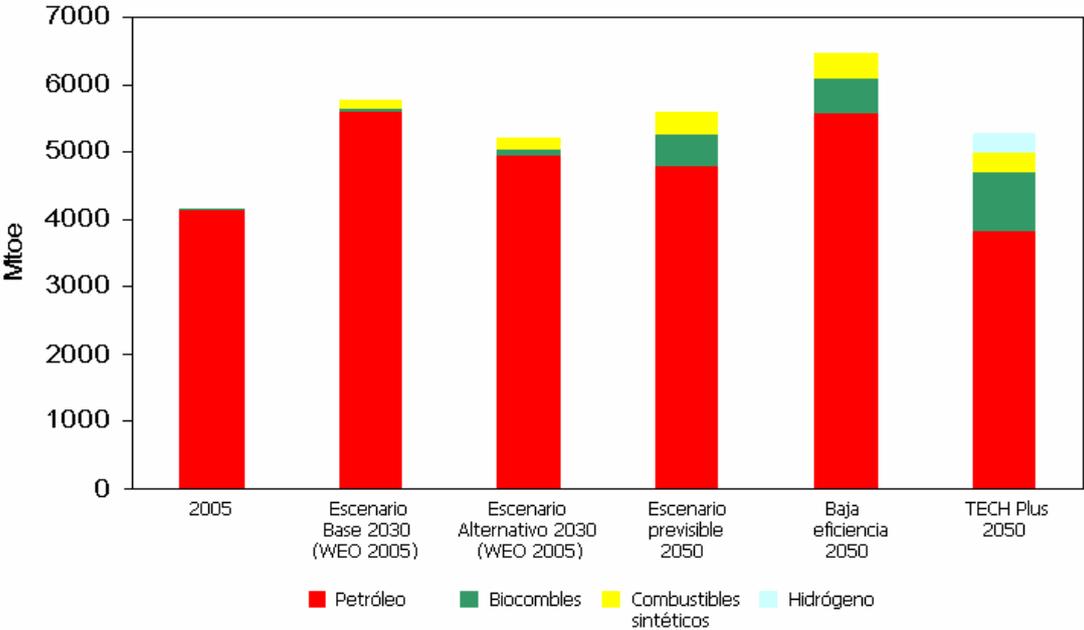
Destacan los aspectos siguientes:

- Crecimiento del consumo de electricidad del 71%, frente al 37% del consumo de energía primaria. La participación del consumo de energía en la producción de electricidad pasaría de cerca del 40% a cerca del 50%.
- Las energías fósiles reducirían su participación del 66% al 60%.
- Las energías renovables incrementarían su participación del 18% al 26% mientras que la energía nuclear descendería ligeramente.

Para el año 2050 la Agencia ha considerado otros escenarios, entre ellos el llamado Tecnología Acelerada (ACT) que incluye las tecnologías que se estiman serán viables dentro de dos décadas, incluidas las de baja emisión del carbón con la captura y almacenamiento de CO₂ a un coste de menos de 25 dólares por tonelada no emitida y el TECH Plus en el que, además, se consiguen reducciones de costes adicionales en las celdas de combustible y se desarrollan las tecnologías renovables de generación eléctrica, los biocombustibles y la energía nuclear (figura 1). Puede apreciarse que aun en el más optimista de los casos la demanda de petróleo convencional seguirá siendo del mismo orden que la actual (unos 4.000 millones de toneladas), aportando las restantes necesidades del sector de automoción los

biocombustibles, los combustibles sintéticos a partir del carbón (CTL) y del gas natural (GTL), a los que me referiré posteriormente, y el hidrógeno.

Esta persistencia de la demanda de petróleo es debida al aumento del parque de vehículos. La figura 2 refleja la evolución de la población y del parque de vehículos desde el año 1980 y la esperada hasta el año 2030. Puede apreciarse que entre los años 2000 y 2030 se espera un crecimiento de la población del 33% y una duplicación del parque de vehículos. Esta evolución obedece fundamentalmente al fuerte crecimiento económico de China y la India, con una población conjunta de 2.300 millones de habitantes. El potencial de China es enorme si tenemos en cuenta que en el año 2002 tenía cinco millones de automóviles, cifra que se compara con 130 millones en Estados Unidos, en el mismo año con una población que era menos de la cuarta parte de la de China.



WEO 2005, World Energy Outlook 2005 (AIE)

Figura 1. Demanda de petróleo a largo plazo (2005-2050)

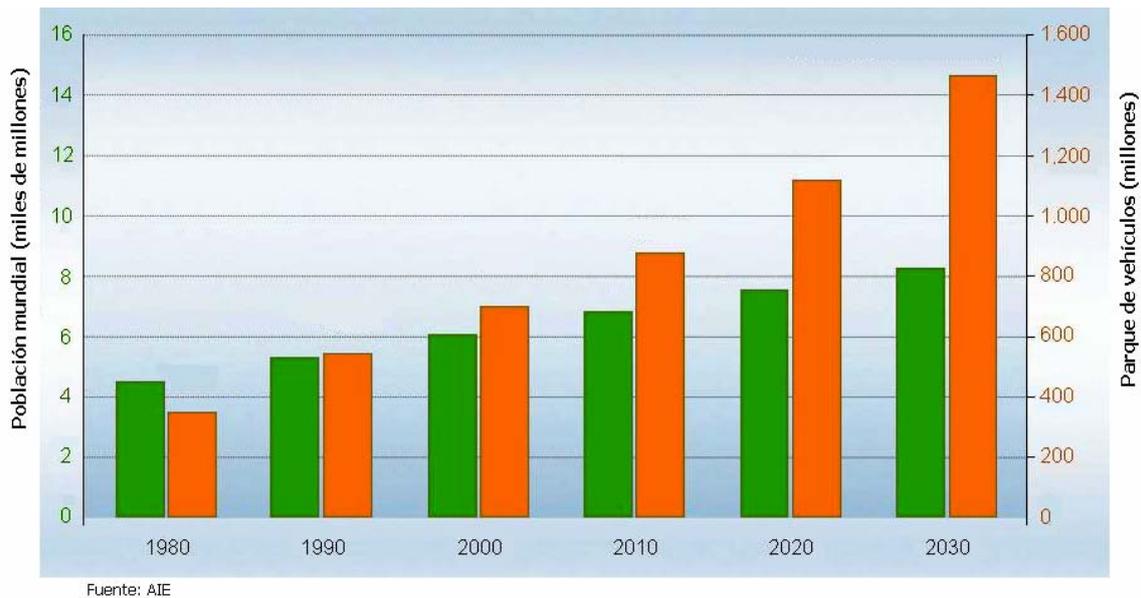


Figura 2. Evolución de la población y del parque de vehículos (1980-2030)

La pregunta que cabe hacerse es la siguiente: ¿habrá oferta suficiente de energías fósiles en las próximas décadas para atender a esta demanda?

Las energías fósiles I. El carbón

El carbón es la fuente de energía fósil más abundante del mundo. En contenido energético, las reservas mundiales de carbón equivalen a casi tres veces las de petróleo o las de gas natural y son suficientes para satisfacer la demanda actual durante 155 años.

El cuadro 6 recoge las reservas, producción y consumo de carbón en el año 2005. Puede apreciarse que los países con mayores reservas de carbón son Estados Unidos (27%), Federación Rusa (17%) y China (13%) y los mayores productores y consumidores China (34%) y Estados Unidos (20%). En China el carbón representa el 69% del consumo de energía primaria y en Estados Unidos el 24%.

La combustión del carbón produce fuertes emisiones de partículas sólidas (inquemados), SO₂, NO_x, CO y CO₂. Algunas de estas emisiones se han reducido sustancialmente en los últimos años: las partículas se eliminan por precipitación electrostática, el SO₂ por depuración de los gases, los NO_x por menores temperaturas de combustión y el CO por mejora de la combustión. En cambio, las emisiones de CO₂ siguen siendo importantes.

	RESERVAS (R)		PRODUCCIÓN (P)		CONSUMO		R R/P
	M Tep	%	M Tep	%	M Tep	%	
Estados Unidos	121	27,1	576	20,0	575	19,6	240
Federación Rusa	78	17,3	137	4,7	112	3,8	>500
China	58	12,6	1.110	38,4	1.082	36,9	52
India	43	10,2	200	6,9	213	7,3	217
Otros	130	32,8	864	30,0	948	32,4	150
Total	448	100,0	2.887	100,0	2.930	100,0	155
España	0,17		6,4	0,2	21,4	0,7	27

Cuadro 6. Reservas producción y consumo de carbón (año 2005)

Ejemplo de tecnología limpia es la combustión en lecho fluido que se basa en la inyección de una corriente continua de aire para crear un lecho mixto inerte, en general con caliza, y partículas de carbón. La suspensión del carbón en el lecho fluido permite una mejor combustión (menor producción de CO); menor temperatura de combustión que en las calderas de lecho estático (a una temperatura entre 850°C y 900°C la formación de NO_x a partir del nitrógeno del aire está prácticamente inhibida); calcinación de la caliza con producción de óxido cálcico muy poroso que se combina con el SO₂ de los gases y produce sulfato cálcico, que se elimina con las partículas inquemadas del carbón. Ejemplo de esta tecnología es la central térmica de La Pereda, en Asturias, de 50 Mw (Megavatio) de potencia, que se alimenta con una mezcla que contiene un 62% de cenizas y un poder calorífico inferior de poco más de 2.000 kcal/kg (Kilocalorías/kilogramos).. Las emisiones son limpias en lo que se refiere a SO₂, CO, NO_x y ceniza.

El inconveniente de estas centrales es que sus rendimientos son bajos, del orden del 34%. Por tanto, una central de estas características emite, a igual producción de energía, 2,8 veces lo que una central de ciclo combinado alimentada con gas natural.

El futuro del carbón pasa por dos tecnologías maduras pero que se deben mejorar en costes. La primera, la gasificación del carbón y la generación de electricidad en centrales de ciclo combinado. La segunda la constituyen las centrales hipercríticas.

Respecto de las primeras, en España existe una planta de esta naturaleza en Puertollano, operada por la empresa El Cogás en la que participan las principales compañías eléctricas de España, Reino Unido, Alemania, Francia, Italia y Portugal. La potencia eléctrica es de 320 Mw y el combustible utilizado el carbón de la zona y coque de petróleo. El proceso consiste en la gasificación del carbón y del coque obteniendo gas de síntesis (CO+H₂) que alimenta una central eléctrica de ciclo combinado. El rendimiento teórico global puede llegar al 46% y las emisiones de SO₂, NO_x y partículas son muy inferiores a las toleradas por la Unión Europea. También puede utilizarse el gas de síntesis para la fabricación de petróleo sintético (tecnología CTL).

En los últimos diez años se ha iniciado la construcción de centrales eléctricas con el ciclo clásico de combustión externa pero operando a presión y temperatura del agua por encima de su punto crítico (220 bar, 381°C). El fluido hipercrítico monofásico puede alcanzar temperaturas más altas y por tanto rendimientos sustancialmente más elevados. La primera generación, ya en operación, alcanza presiones de 240 bar, temperaturas de 560°C y rendimientos del 48%. Se prevé que en la próxima década se alcancen los 380 bar, los 720°C y rendimientos del 55%. Dicho límite exigirá mejoras de calidad en los materiales y en la configuración de los tubos de la caldera así como mayores potencias unitarias (600-800 Mw) que permitan operar en el punto óptimo de la economía de escala. Las emisiones de CO₂ se reducen en un 40% respecto de las centrales convencionales.

	Petróleo	Gas Natural	Carbón	Consumo energía
Estados Unidos	2,4%	3,0%	27,1%	22,2%
China	1,3%	1,3%	12,6%	14,7%
India	0,5%	0,6%	10,2%	3,7%
Federación Rusa	6,2%	26,6%	17,3%	6,4%

Cuadro 7. *Porcentaje de las reservas mundiales de energías fósiles en Estados Unidos, China, India y Rusia (2005)*

Por tanto, el carbón está lejos de ser una energía del pasado. Los aumentos de productividad de la minería (en Estados Unidos se ha multiplicado por 2,5 en los últimos 25 años), el hecho de que se trate de una energía autóctona a la que

difícilmente pueden renunciar países que pretenden el liderazgo mundial económico y político, la carencia de reservas significativas de petróleo y gas en estos países y las extraordinarias mejoras tecnológicas que se están consiguiendo en la utilización del carbón, confieren a esta fuente de energía un futuro importante en las próximas décadas.

A los efectos de analizar la evolución futura de la participación del carbón en el abastecimiento energético mundial, es preciso hacer algunas reflexiones.

El cuadro 7 representa el porcentaje de las reservas mundiales de petróleo, gas y carbón de una serie de países.

Del cuadro anterior se deducen dos cosas: la primera, que el carbón seguirá desempeñando un papel importante en países como Estados Unidos, China e India, ricos en carbón, con reservas muy escasas de petróleo y gas natural y que desean mantener un alto grado de autoabastecimiento energético. En Estados Unidos casi la mitad de la electricidad generada se obtiene a partir del carbón y en China este porcentaje se eleva a casi el 80%.

Por tanto, aún cuando se utilicen cada vez centrales de carbón con mayores rendimientos, las emisiones de CO₂ serán muy importantes. Esto indica la necesidad de investigar activamente las modalidades de segregación del CO₂ y su posterior "secuestro", lo que convertiría en limpias estas centrales térmicas. Los sistemas de oxidación (gasificación o la combustión con oxígeno) permiten tener como productos finales solamente CO₂ y H₂O, fácilmente separables, lo que facilita el posterior almacenamiento del CO₂.

En lo que se refiere a la Unión Europea y, en particular, a España, el carbón debería desempeñar un papel de cierta relevancia en las próximas décadas debido a la importancia de las reservas mundiales, a su diversificación y a la menor volatilidad de precios. En estos momentos, en los que constituye un motivo de preocupación la excesiva dependencia de las importaciones de energías fósiles, es indudable que el carbón aminora el riesgo de interrupciones en el suministro.

En resumen, debería impulsarse un consumo razonable de carbón sobre la base de su utilización lo más limpia posible, por la doble vía del alto rendimiento en la generación de electricidad que permiten las modernas tecnologías disponibles (centrales hipercríticas) y del secuestro de las emisiones de CO₂. Tampoco pueden

olvidarse las posibilidades que el carbón ofrece como materia prima para la producción de petróleo sintético y para la obtención de hidrógeno, que será un vector energético de importancia creciente en la segunda mitad del siglo XXI.

Las energías fósiles II. El gas natural

CARACTERÍSTICAS DEL SECTOR DEL GAS NATURAL

El gas natural puede transportarse por tubería en estado gaseoso (gasoductos) o por barco en estado líquido (GNL). La temperatura crítica del metano es del $-82,5\text{ }^{\circ}\text{C}$ y la presión crítica $45,8\text{ bar}$. La licuación a la presión atmosférica requiere una temperatura inferior a $-160\text{ }^{\circ}\text{C}$, ocupando a esta temperatura un espacio 610 veces inferior al que ocupa en estado gaseoso a la presión atmosférica.

Las dificultades del transporte del gas natural a larga distancia han dado lugar a que su consumo se haya desarrollado en los países industrializados que han encontrado reservas de esta fuente de energía. La utilización de este gas natural propio requería la creación de una infraestructura que ha sido después utilizable para canalizar el gas importado. Así ha sucedido con los descubrimientos en Italia en el valle del Po, en Francia en Lacq, en Alemania y Holanda en Groninga, en el Reino Unido en el mar del Norte o en Estados Unidos.

Puede constatar la dificultad del transporte del gas natural analizando el destino del gas producido. En el mundo, en el año 2005 solamente se exportó el 26,3% del gas producido, el 6,9% en forma de GNL y el 19,4% por gasoducto a países próximos: Canadá a Estados Unidos (3,8%), Holanda, Noruega y Reino al resto de Europa (5,5%) y Federación Rusa a Europa (5,5%).

En el transporte de GNL, la licuación representa el coste más elevado de la cadena de transporte no sólo por la inversión requerida, sino también por el alto consumo de energía que era del 16% del gas licuado en las primeras plantas y que ahora se sitúa en torno al 10%. El coste del transporte marítimo de gas natural por unidad energética es del orden de cinco veces el del transporte de petróleo por varias razones: mayor inversión y costes de operación y mantenimiento.

Las empresas productoras de petróleo suelen ser también las productoras de gas natural, dado que las tecnologías de exploración y producción son las mismas y las producciones están con frecuencia asociadas. Sin embargo, así como en el caso del petróleo las empresas se han integrado verticalmente hasta llegar al consumidor

final, en el sector del gas natural pocas empresas están integradas en la distribución y comercialización final, tal vez porque en muchos países desarrollados, hasta fechas relativamente recientes, el gas natural se distribuía y comercializaba a través de monopolios públicos.

El gas natural es un combustible limpio, carente de impurezas. Su combustión produce emisiones de CO₂ que, a igual valor energético, son un 18% inferiores a las de los derivados del petróleo y un 43% inferiores a las de carbón. Su utilización en la generación de electricidad en centrales de ciclo combinado en las que se puede alcanzar rendimientos del 55% da lugar a emisiones que son del orden del 30% de las producidas en una central convencional de carbón.

En algunos países, especialmente en Argentina, se utiliza el gas natural en el sector de automoción. Los vehículos que utilizan este combustible pueden transportarlo en fase gaseosa, comprimido a 200 bar (GNC) o en fase líquida (GNL) en tanques criogénicos. El metano presenta todas las ventajas asociadas a la carburación en fase gaseosa y ofrece una excelente resistencia al autoencendido. Su índice de octano (130) permite alcanzar compresiones elevadas. Presenta, sin embargo, inconvenientes. La comercialización del gas natural está condicionada por las técnicas de almacenamiento en el vehículo. Un depósito con gas natural a 200 bar puede plantear problemas de seguridad. Por otra parte, la autonomía es menor debido a la baja densidad del producto.

Una opción tecnológicamente segura es la conversión del gas natural en un petróleo sintético (GTL), que consiste en la oxidación parcial o el reformado del gas natural en vapor para obtener un gas de síntesis formado por monóxido de carbono e hidrógeno. A partir de este gas, por el proceso de Fischer-Tropsch, se obtiene un petróleo sintético compuesto de hidrocarburos saturados de cadena larga. Este petróleo se transporta fácil y económicamente hasta las refinerías de petróleo en las que mediante unidades de hydrocracking se pueden obtener gasóleos de excelente calidad.

Estas plantas pueden estar aconsejadas cuando el gas natural está en lugares alejados y en cantidades que no justifican las elevadas inversiones de la cadena de GNL. Desde el punto de vista técnico, este proceso es maduro. Su economía depende fundamentalmente de diferencias de precio entre el gas natural y el petróleo sintético que se obtiene.

RESERVAS Y PRODUCCIÓN DE GAS NATURAL

Las reservas de gas natural han evolucionado de la forma indicada en la figura 3, habiendo pasado de 63 billones de metros cúbicos en el año 1975 a 180 en el año 2005, lo que representa un incremento del 186%. Por tanto, las reservas han aumentado en 30 años en 117 billones de metros cúbicos después de haberse producido en ese período 58 billones.

Estas reservas se distribuyen más equilibradamente en el caso del petróleo, tal como se refleja en el cuadro 8. En Oriente Medio se concentra el 40% de las reservas de gas natural, frente al 62% las de petróleo. Destacan igualmente las reservas de la antigua Unión Soviética, algo inferiores a las de Oriente Medio. Las de la Unión Europea representan solamente el 1,4% de las mundiales, mientras que su consumo asciende al 17,1%. Europa es, por tanto, un fuerte importador de gas natural. Aún cuando las reservas de gas natural están más diversificadas que las de petróleo, los países del Golfo, la antigua Unión Soviética, Venezuela, Argelia y Nigeria acumulan 144,6 billones de metros cúbicos, equivalentes al 80% de las reservas mundiales.

Reservas probadas

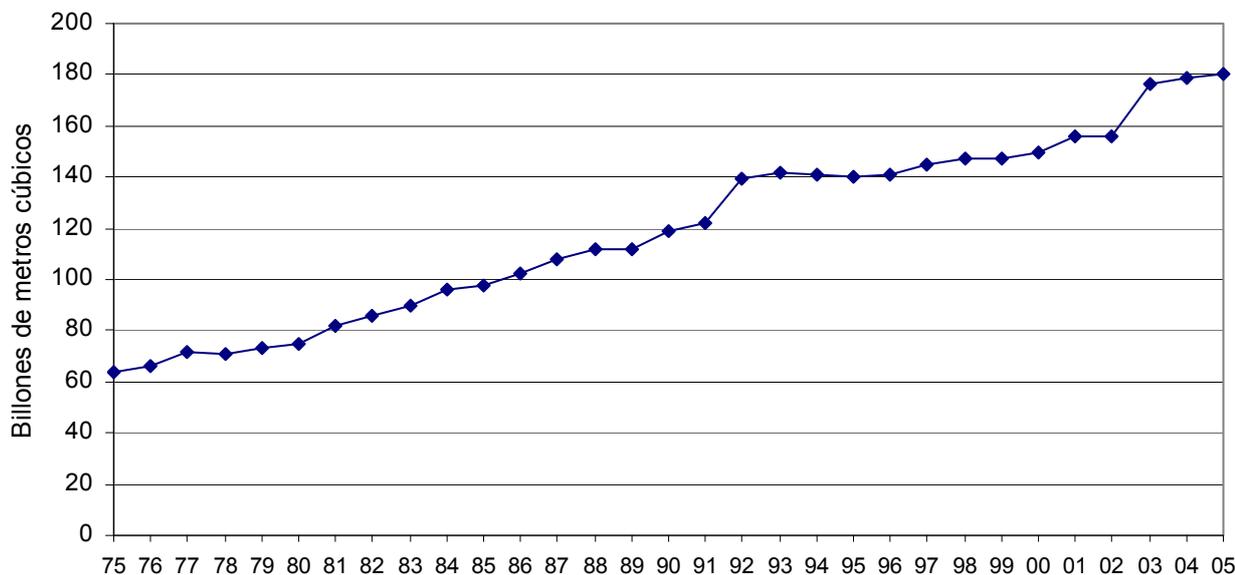


Figura 3. Evolución reservas mundiales de gas natural

	1985		2005					
	billones m ³		billones m ³		Ratio R/P			
Norteamérica		10,37		7,46		4,1		9,9
Estados Unidos	5,41		5,45		3,0		10,4	
Sur y Centro América		3,32		7,02		3,9		52,0
Argentina	0,68		0,50				11,1	
Bolivia	0,13		0,74				71,1	
Trinidad y Tobago	0,32		0,55				18,8	
Venezuela	1,73		4,32				x	
Europa		4,45		5,69		3,2		16,1
Holanda	1,86		1,41				22,3	
Noruega	0,57		2,41				28,3	
Reino Unido	0,65		0,53				6,0	
Antigua Unión Soviética		40,00		58,32		32,4		76,7
Oriente Medio		27,40		72,13		40,1		x
Irán	14,00		26,70		14,9		x	
Qatar	4,44		25,78		14,3		x	
Arabia Saudí	3,09		6,90		3,8		99,3	
Emiratos	3,15		6,04		3,4		x	
África		6,16		14,39		8,0		88,3
Argelia	3,35		4,58		2,5		52,2	
Nigeria	1,34		5,23		2,9		x	
Asia Pacífico		7,57		14,84		8,3		41,2
TOTAL		99,54		179,83		100,0		65,1

Fuente: BP Statistical Review 2006

Cuadro 8. Distribución de las reservas mundiales de gas natural (1985 y 2005)

La relación reservas/producción se elevan a 65, es decir, habría gas natural para 65 años a los niveles de consumo actuales. En estas cifras se incluyen solamente las reservas económica y tecnológicamente recuperables en las condiciones actuales. Según expertos del Instituto de Tecnología de Massachusetts, existen reservas para al menos el siglo actual si se incluyen las alejadas de los centros de consumo y de volumen relativamente limitado.

La producción mundial de gas natural ha aumentado desde 1,26 billones de metros cúbicos en el año 1976 a 2,76 billones en el año 2005, es decir, ha aumentado en este periodo a tasas anuales del 2,7%. La relación de reservas a producción se ha incrementado desde 51 en el año 1976 a 65 en el año 2005.

El cuadro 9 recoge la distribución de la producción mundial de gas natural en el año 2005 expresada en miles de millones de metros cúbicos (bcm).

	bcm	%
América del Norte	751	27,2
Estados Unidos	526	19,0
Sur y Centroamérica	136	4,9
Argentina	46	1,7
Trinidad y Tobago	29	1,0
Venezuela	29	1,0
Europa	301	10,9
Antigua Unión Soviética	760	27,5
Oriente Medio	293	10,6
África	163	5,9
Argelia	88	3,2
Egipto	35	1,3
Nigeria	22	0,8
Asia Pacífico	360	13,0
TOTAL	2.763	100,0

Fuente: BP Statistical Review BP 2006

Cuadro 9. Producción de gas natural en el mundo (2005)

De la comparación de los cuadros 8 y 9 se deduce, en primer lugar el fuerte ritmo de producción de Estados Unidos comparado con sus reservas. Sin embargo, debe señalarse que su producción se ha mantenido estabilizada durante los diez últimos años (del orden de 530 bcm/año, es decir, 5.300 bcm en diez años) y que a finales de 2005 sus reservas eran de 5.450 bcm, superiores a las de diez años antes. Se aprecia igualmente la baja producción de Oriente Medio comparada con sus reservas: R/P=250, debido a la lejanía de los centros de consumo, lo que indica el fuerte potencial existente. Parecida consideración puede hacerse con Nigeria (R/P=240) y con Venezuela (R/P=150).

En cuanto al consumo, el cuadro 10 refleja los datos del año 2005 expresados en bcm.

	bcm	%	Autoabastecimiento (%)
América del Norte	775	28,2	97
Estados Unidos	634	23,0	83
Sur y Centro América	124	4,5	110
Europa	526	19,1	57
España	32	1,2	-
UE-25	471	17,1	42
Antigua URSS	596	21,7	128
Oriente Medio	251	9,1	117
África	71	2,6	230
Asía Pacífico	407	14,8	88
China	47	1,7	106
TOTAL	2.750	100	

Fuente: BP Statistical Review BP 2006

Cuadro 10. Consumo mundial de gas natural (2005)

Puede apreciarse el alto nivel de autoabastecimiento de Estados Unidos (83%), frente al 42% de Europa y el 0% de España. En los diez últimos años, el consumo de gas natural en el mundo se ha incrementado en un 28% y el de España en el 289%.

EL GAS NATURAL EN ESPAÑA

El proceso de incorporación del gas natural en España se inició en el año 1966 con la firma de un contrato con Libia para la importación de 1.000 bcm al año. El desarrollo de esta fuente de energía fue muy lento. Fue en el año 1985 cuando se dio un gran impulso a la construcción de infraestructuras que se ha materializado en una densa red de gasoductos, varias plantas de licuación y la conexión por gasoducto con Argelia a través de Marruecos y con Francia.

El consumo de gas natural en España ha pasado de 8,3 bcm en 1995 a 33,3 bcm ⁽²⁾ en el año 2005, con crecimiento a tasas del 14,6%. Desgraciadamente, las reservas y la producción de gas natural en España son prácticamente nulas.

En el año 2005, el 32% del gas natural importado procedió de Argelia, el 20% de Nigeria, el 15 de Qatar, el 12 de Egipto, el 9% de Trinidad y Tobago y el resto de diversas procedencias (Noruega, Omán, Libia, etc.). Es de destacar la participación de Argelia, que podría incrementarse con la conexión directa a través del nuevo gasoducto Medgas.

La disponibilidad de seis plantas de regasificación en operación o en construcción – Barcelona, Cartagena, Huelva, Bilbao, Sagunto y Mugardos (Galicia)- aportan a España una ventaja para la diversificación del aprovisionamiento. La excesiva dependencia del gas argelino se está reduciendo: 60% en el año 2000, 57% en 2002, 44% en 2005 y 32% en el año 2006.

Un punto débil del sistema logístico español es la limitada capacidad de almacenamiento de gas natural. Existen dos almacenamientos subterráneos que son antiguos yacimientos de gas repletados: el de Serralbo (Huesca), con una capacidad máxima útil de 0,68 bcm y el de Gaviota (Vizcaya), con una capacidad máxima útil de 0,88 bcm ⁽³⁾. La capacidad de almacenamiento de las plantas de regasificación en operación y construcción será del orden de 1,40 bcm. Según la Comisión Nacional de Energía, en 2007 el sistema contará con una capacidad máxima de almacenamiento de 48 días de demanda firme diaria, descompuesto en 18 días de almacenamiento operativo y 30 de almacenamiento disponible.

En conclusión, puede resumirse la situación del abastecimiento de gas natural en España del modo siguiente:

- Desarrollo importante de esta fuente energética, que hacia el año 2010 representará el 22-23 del consumo de energía primaria, en línea con la participación en los países desarrollados.
- Total dependencia de la importación.

² Cifras provisionales

³ Capacidad útil es el máximo volumen de gas que puede extraerse cuando el almacenamiento está lleno, sin poner en peligro la integridad del mismo.

- Insuficiente diversificación de los aprovisionamientos, que mejorará con la entrada en servicio de las nuevas plantas de regasificación y empeorará con la construcción del Medgas.
- Escasa capacidad de almacenamiento estratégico.

Las energías fósiles III. El petróleo

EVOLUCIÓN HISTÓRICA

La importancia creciente tanto económica como estratégica del petróleo justifica que se analice el desarrollo de esta industria hasta llegar a la complicada situación actual, comenzando por el nacimiento de las grandes multinacionales, las *seven sister*, cuyo poderío fue en algunas épocas extraordinario.

La primera gran compañía fue la Standard Oil, creada por John Rockefeller, que a finales del siglo XIX llegó a controlar gran parte del refino de petróleo en Estados Unidos y del comercio mundial de productos. En el año 1911, la Standard Oil, en aplicación de la Sherman Act del año 1890, que condenaba «toda coalición susceptible de restringir el comercio y los intercambios», fue obligada a desmembrarse en 33 compañías independientes, entre ellas Esso, Mobil (inicialmente la Standard Oil de Nueva York) y Chevron (la Standard Oil de California). Así nacieron tres de las siete grandes multinacionales.

La segunda gran compañía petrolera fue la Royal Dutch Shell, creada en el año 1907. Fue el resultado de la asociación de la Royal Dutch holandesa, que tenía una pequeña producción de petróleo en las Indias Holandesas y la Shell Transport inglesa, que había desarrollado una gran actividad comercial. En esta asociación, cuya fórmula jurídica se mantuvo hasta fechas recientes, la participación de la Royal Dutch era del 60% y la de Shell Transport del 40%. La Royal Dutch Shell quiso impedir la creación del Monopolio español de petróleo en el año 1927 amenazando con cortar los suministros de petróleo y productos suyos y de las demás multinacionales a España si se materializaba el proyecto, y lo llevó a efecto durante algunos años.

La tercera gran compañía es la actual BP, cuyo origen se remonta al año 1901. En este año, William Knox D'Arcy consiguió una concesión en Persia por 60 años que cubría casi todo el país. En el año 1908 descubrió un gran yacimiento de petróleo y pasó a denominarse Anglo-Iranian Oil Company. Al final de la Primera Guerra

Mundial, el Gobierno británico adquirió el 51%. En el año 1950 pasó a denominarse British Petroleum y actualmente es totalmente privada.

Por último, en el año 1901 se crearon dos compañías, Gulf y Texaco, que descubrieron petróleo en el estado de Texas y que adquirirían posteriormente talla internacional.

Así nacieron las siete grandes multinacionales Esso, Mobil, Chevron, Shell, BP, Gula, y Texaco, que en los últimos años se han fusionado reduciéndose a cuatro compañías: Esso-Mobil, Shell, BP y Chevron-Gulf-Texaco, que son, en este orden, las más grandes compañías petroleras del mundo.

En la década de los años veinte del pasado siglo algunos países europeos crearon sus empresas nacionales. Así sucedió en Francia, que en 1924 creó la CFP (*Compagnie Française des Petroles*), a la que se transfirieron los activos petroleros del Deutsche Bank en Irak. Esta empresa aumentaría de dimensión con la absorción de Elf y, bajo el nombre de Total, es una de las grandes multinacionales.

A su vez, Italia creó el Administración General Italiana de Petróleo (AGIP), una de cuyas filiales, nacida en 1953, era el ENI (*Ente Nazionale de Idrocarburi*). Actualmente es una gran empresa, comparable a Total, con excelente patrimonio minero y alto nivel tecnológico.

Por último, en el año 1927 se creó Campsa en España, con la finalidad de actuar como una empresa integrada: exploración, producción, transporte, refino y comercialización. En el año 1947 se liberalizó el sector de refino, constituyéndose por orden cronológico las refinerías de Cartagena, Puertollano, La Coruña, Castellón, Huelva, Algeciras, Bilbao y Tarragona, limitándose la actuación de Campsa a la distribución y comercialización de productos petrolíferos. En el año 1992 desapareció el Monopolio de Petróleo. Campsa, bajo la denominación de CLH, concentró su actividad en la logística y se consolidaron dos empresas españolas integradas: Repsol (después Repsol YPF) y Cepsa.

En 1960 se creó la Organización de Países Exportadores de Petróleo (OPEP) del que formaban parte, entre otros, Arabia Saudí, Irán, Irak, los Emiratos, Venezuela, Argelia y Libia. Su objetivo era, a corto plazo, incrementar los ingresos derivados del petróleo y, a largo plazo, el control de las reservas. Ambos objetivos se fueron

consiguiendo de modo progresivo, alcanzando el control de las reservas en la segunda mitad de la década de los años setenta.

	1995	2005		
	10 ⁹ MTep	10 ⁹ MTep	%	Ratio R/P
Estados Unidos y Canadá	5,3	5,9	3,8	13,0
Latinoamérica	18,9	16,7	9,7	42,0
Argentina	0,3	0,3	0,2%	8,7
México	7,0	1,9	1,1%	10,0
Venezuela	9,4	11,5	6,6%	72,6
Europa y Eurasia	11,1	19,2	11,7	22
Noruega	1,5	1,3	0,8%	8,9
Reino Unido	0,6	0,5	0,3%	6,1
Kazakhstan	--	5,4	3,3%	79,6
Federación Rusa	--	10,2	6,2%	21,4
Oriente Medio	90,1	101,2	61,9	81,0
Irán	12,8	18,9	11,5%	93
Iraq	13,6	15,5	9,6%	(*)
Kuwait	13,1	14,0	8,5%	(*)
Arabia Saudita	35,6	36,3	22,0%	65,6
Emiratos	13,0	13,0	8,1%	97,4
África	9,6	15,2	9,5	31,8
Argelia	1,3	1,5	1,0%	16,6
Angola	0,4	1,2	0,8%	19,9
Libia	3,9	5,1	3,3%	63,0
Nigeria	2,8	4,8	3,0%	38,4
Asia Pacífico	5,3	5,4	3,4	13,8
Total Mundo	139,9	163,6	100,0	40,6
OCDE	14,6	10,6	6,7	11,2
OPEP	107,2	123,2	75,2	73,1

Fuente: BP Statistical Review 2006

(*) Más de 100 años

Cuadro 11. Evolución de las reservas mundiales de petróleo: 1995-2005 (en miles de millones de toneladas)

En los años noventa algunos países de la OPEP fueron dando entrada a compañías petroleras privadas, pero en los últimos años se viene observando una tendencia al nacionalismo de manera tal que actualmente las compañías multinacionales tienen en la práctica acceso limitado a países que poseen más del 80% de las reservas mundiales de petróleo (OPEP, México, Federación Rusa, etc.). La trascendencia geopolítica de esta situación es evidente.

RESERVAS Y PRODUCCIÓN DE PETRÓLEO

Las reservas mundiales de petróleo han evolucionado entre los años 1984 y 2005 de la forma que se indica en el cuadro 11. Se aprecia una fuerte concentración de las reservas. Así, en Oriente Medio se acumula el 61,7% del petróleo recuperable, las reservas de la OPEP representan el 75,2% y, estas últimas, sumadas a las de México y la antigua Unión Soviética, totalizan el 86,3%. Por el contrario, en la OCDE las reservas de petróleo constituyen solamente el 7,0%.

Por otro lado, la relación de reservas a producción ha aumentado de 29 en el año 1980 a 40,6 en el año 2005. Es decir, en 1980 había reservas de petróleo para 29 años a los niveles de producción de dicho año y, 20 años más tarde, existen reservas para 41 años a un nivel de producción muy superior al de 1980 (figura 4).

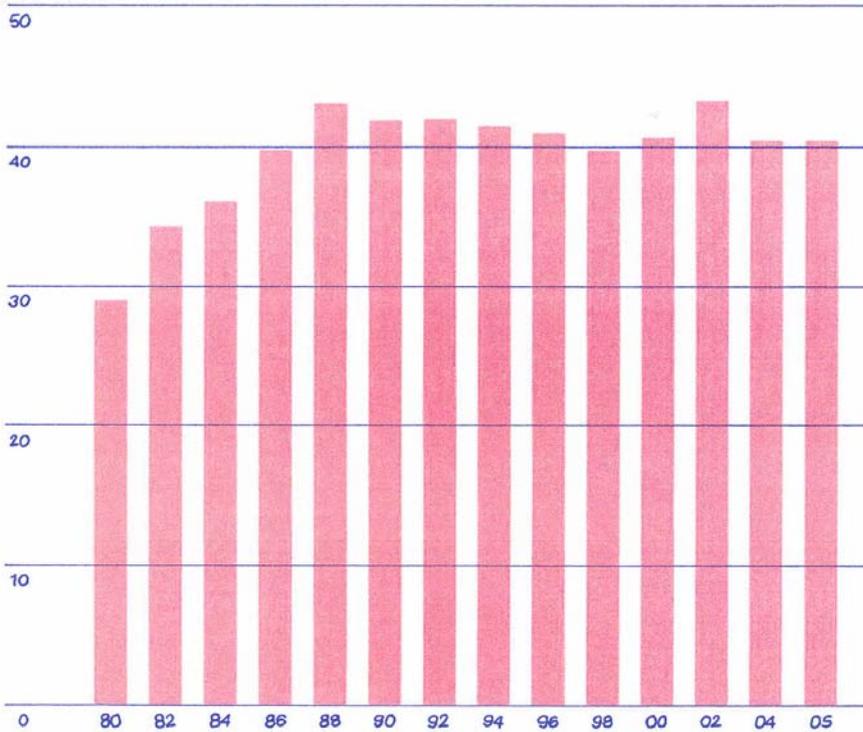


Figura 4. Relación reservas/producción de petróleo

Las cifras anteriores ilustran sobre la trascendencia de los progresos tecnológicos de los últimos 20 años. En efecto, los nuevos descubrimientos y las mejoras del factor de recuperación han permitido incrementar las reservas de petróleo en 20 años en el 58% (58.200 millones de toneladas), después de haber producido en este periodo más de 63.000 millones de toneladas.

No parece, por tanto, exagerado afirmar que existe petróleo suficiente para atender las necesidades de la humanidad en las próximas décadas con la tecnología disponible actualmente. Sin embargo, la concentración de las reservas en unos pocos países y la del consumo en otros pocos diferentes de los anteriores –la OCDE consume el 59% de la producción mundial y sus reservas representan solo el 6,7%– hacen que sea posible manipular el precio del petróleo a partir del control de la producción realizado por los países con grandes reservas.

EL PETRÓLEO EN ESPAÑA

La participación del petróleo en el abastecimiento de energía primaria es en España sustancialmente más elevado que en la Unión Europea-25 o en la OCDE. El cuadro 12 recoge la participación de las energías convencionales (fósiles, nuclear e hidroeléctrica) en España, la Unión Europea-25 y la OCDE.

Se aprecia que la participación del petróleo es en España del orden de 12 puntos porcentuales más alta que en la Unión Europea-25 y la OCDE. Por otra parte, la producción de petróleo en nuestro país ha sido prácticamente nula en el año 2005 y la acumulada a lo largo de la historia equivale al consumo actual de medio año.

Es, pues, evidente que el impacto de los precios del petróleo o dificultades en su aprovisionamiento es apreciablemente mayor en España que en otros países de nuestro entorno económico. La distribución mundial de las reservas de petróleo y la reciente ola nacionalizadora aconsejan reducir en lo posible su participación en nuestro abastecimiento. Por último, debe consignarse que España tiene un excelente sistema refino de petróleo, al menos de tanta calidad como el de los países más avanzados.

Se han formulado diversas hipótesis sobre la fecha en la que se alcanzará un máximo en la capacidad de producción, que se sitúa en general en la tercera década del presente siglo. Los promotores del pico de producción primero lo anunciaron

para finales de los años ochenta, luego en 2000 y más tarde en 2005. Se equivocaron.

	España		UE-25		OCDE	
	M Tep	%	M Tep	%	M Tep	%
Petróleo	78,8	54,0	700	41,9	2.271	42,4
Gas Natural	29,1	20,0	424	25,4	1.275	23,8
Carbón	21,4	14,6	299	17,9	1.169	21,8
Energía nuclear	15,0	10,3	221	13,2	531	9,9
Hidroeléctrica	1,6	1,1	27	1,6	113	2,1
Total	145,9	100,0	1.671	100,0	5.359	100,0

Cuadro 12. Participación de las energías convencionales en el abastecimiento de energía primaria en 2005.

Las razones de esta equivocación son varias. En primer lugar, las reservas recuperables se establecen para las condiciones operativas y económicas existentes en el momento en que se formulan. Es evidente que el marco económico es muy diferente con el petróleo a 12 dólares tal como sucedía en el año 1998 o con los 60 dólares de la actualidad. En cuanto a las condiciones operativas evolucionan a un acelerado ritmo con los impresionantes progresos tecnológicos.

En segundo lugar habría que precisar lo que reentiende por petróleo y por productos petrolíferos. ¿Se incluyen en el petróleo las colosales reservas de arenas bituminosas en Canadá ⁽⁴⁾ y la faja bituminosa del Orinoco? ¿Se incluyen los petróleos sintéticos producidos a partir del gas natural o del carbón? En la figura 1, p.00, vemos la importancia que tendrían en el año 2050 en el escenario TECH Plus los biocombustibles (cian), los combustibles sintéticos (amarillo) y el hidrógeno.

En conclusión, puede decirse que el famoso pico podrá tardar en producirse aunque, naturalmente, algún día llegará. Es necesario que el máximo de producción se alcance no por limitaciones físicas, sino porque la demanda ha comenzado a

⁴ Según el gobierno provincial de Alberta, el bitumen in situ es de 1,7 billones de barriles y el producible con las tecnologías actuales de 175.000 millones de barriles frente a 264.000 en Arabia Saudita

disminuir. De lo contrario, habrá graves tensiones en los precios del petróleo e, incluso, la posibilidad de su utilización como arma política.

Energía, tecnología y medio ambiente

La evolución tendencial de la demanda de energía primaria es insostenible no sólo por el aumento de las emisiones causantes del efecto invernadero, sino también por las necesidades crecientes de energías fósiles.

Para que se modere esta tendencia, deberá actuarse de manera decidida en las siguientes áreas:

- Aumento de la eficiencia energética en la generación de electricidad y el transporte, que en su conjunto representan más del 60% del consumo de energía primaria.
- Mejoras de eficiencia energéticas en la industria y la construcción.
- Desarrollo de las tecnologías de captura y almacenamiento de CO₂, especialmente en las centrales termoeléctricas de carbón.
- Mejora sustancial de los costes de producción de biocombustibles y de algunas energías renovables, tales como la solar.
- Mejora de los procesos de fabricación de petróleo sintético a partir del carbón, el gas natural y las biomasas.

Para ello, hay que realizar un extraordinario esfuerzo de Investigación y Desarrollo (I+D) en el sector energético. Desgraciadamente, estas inversiones han descendido desde la segunda crisis del petróleo (en términos reales, las inversiones en I+D en el sector energético en el año 2004 fueron el 50% de las inversiones en el año 1981) y son insuficientes para afrontar el desafío energético. Un ejemplo paradigmático de esta evolución lo tenemos en el desarrollo de la energía nuclear de fusión, caracterizada por su bajo impacto medioambiental. Los países avanzados han tardado años en ponerse de acuerdo para la construcción del ITER (*Internacional Thermonuclear Experimental Reactor*), que es necesario para resolver los problemas asociados al confinamiento de un plasma a temperaturas elevadísimas.

Se resumen a continuación los aspectos más importantes identificados en cada una de las áreas mencionadas anteriormente.

GENERACIÓN DE ELECTRICIDAD

Ya se ha comentado que el consumo de energía primaria en el sector eléctrico representa tanto a nivel mundial como en España cerca del 40% del consumo de energía primaria y se acercará al 50% en el año 2030. El carbón será la fuente de energía más importante.

De aquí la importancia de mejorar la eficiencia en este campo. Los desarrollos más importantes se orientarán hacia:

- Uso de tecnologías más eficientes de combustión de carbón ya disponibles o en estado de desarrollo avanzado tales como las de carbón pulverizado a alta temperatura y la gasificación integrada con centrales de ciclo combinado los rendimientos pueden superar el 50%.
- Tecnologías de captura y almacenamiento de CO₂ en las centrales de carbón y gas natural hasta reducir sus emisiones a casi cero. El coste hoy es elevado, pero ya se ha dicho anteriormente que se considera que podría reducirse a menos de 25 dólares tonelada de CO₂ en el año 2030.
- Mejora de eficiencia en las centrales de gas natural en las que mediante el uso de materiales que puedan resistir temperaturas muy elevadas, se podrían alcanzar rendimientos superiores al 60%.
- Nuevo impulso a la energía nuclear de fisión. Ello requeriría la superación de tres obstáculos: los elevados costes de capital, la adversa opinión pública y la posible proliferación de armas nucleares. El desarrollo de reactores nucleares de la llamada “cuarta generación” pretende la superación de estos obstáculos.
- Desarrollo de la energía nuclear de fusión a partir de la cual podría producirse masivamente hidrógeno.
- Generación de electricidad a partir de fuentes renovables: hidroelectricidad, especialmente centrales minihidráulicas, energía eólica terrestre y marina, biomasas, geotérmica y solar termoeléctrica fotovoltaica.

La importancia de estos desarrollos es enorme. Basta decir que si hoy China, que produce con carbón cerca del 80% de la electricidad, si tuviera en sus centrales la misma eficiencia que Estados Unidos, su consumo de carbón en la generación de

electricidad inferior en 230 millones de toneladas y sus emisiones de CO₂ habrían disminuido en 600 millones de toneladas.

TRANSPORTE

Representa cerca del 30% del consumo final de energía, en su mayor parte derivados del petróleo. Pueden conseguirse mejoras sensibles de rendimiento recurriendo a tecnologías diversas que afectan al diseño, los materiales y la regulación. Por otra parte, entre las tecnologías más prometedoras se encuentran los vehículos híbridos y los motores diesel avanzados. En los primeros, existen vehículos en el mercado que emiten en torno a los 100 gramos de CO₂ por kilómetros frente a emisiones normales hoy de 200 y que llegan hasta 400 gramos de CO₂. Debería estudiarse la viabilidad de implementar una política fiscal que prime el bajo consumo con medidas tales como una mayor progresividad en los impuestos de matriculaciones y circulación, en función de las emisiones de CO₂ e incentivos a los planes de renovación de vehículos aplicados solamente a la compra de los de bajo consumo.

Entre las alternativas a los carburantes fósiles, existen dos que deben impulsarse a través de un gran esfuerzo en I+D. La primera son los biocarburantes (bioetanol y biodiesel). En el escenario alternativo, se pasaría de 20 millones de Tep de consumo mundial en 2005 a unos 150 millones de toneladas en el año 2030, equivalentes al 7% de la demanda total. En la Unión Europea pasaría de tres millones de Tep a 36 millones de Tep en el mismo periodo, con crecimientos anuales del 10%. Se espera una caída importante de los costos de fabricación por la doble vía de la productividad de la producción agraria y de los procesos industriales de fabricación. No se considera que en este periodo haya madurado lo suficiente la segunda generación de las tecnologías de las biomásas, entre ellas, la gasificación de biomásas lignocelulósicas y la producción de gasóleos por el proceso de síntesis de Fisher-Trops.

La segunda opción es la producción de hidrógeno a partir de energías limpias y su utilización directa y a través de pilas de combustibles que siguen siendo muy caras a pesar de los impresionantes progresos realizados.

INDUSTRIA

Existen enormes posibilidades de reducir la demanda energética y las emisiones de CO₂ mediante una mayor eficiencia en los motores, las bombas, las calderas y los sistemas de calentamiento, el aumento de la recuperación de energía en los procesos de producción y la adopción de materiales y procesos nuevos y más avanzados.

SECTORES RESIDENCIAL Y COMERCIAL

Representan conjuntamente el 23% de la energía final consumida. En muchos países se podría conseguir que en nuevos edificios fueran un 70% más eficientes que los actuales en base a un mejor aislamiento, a calderas de más alto rendimiento, a mejoras en la iluminación, al uso de electrodomésticos de bajo consumo, al empleo de la energía solar, etc.

LA SITUACIÓN DE ESPAÑA

Ya hemos visto que la dependencia de las energías fósiles en España es mayor que en los países de nuestro entorno económico. Además, nuestro autoabastecimiento es muy bajo: solamente el 5% de las energías fósiles consumidas, frente al 35% en el resto de los países de la Unión Europea-25 y el 65% de Estados Unidos.

Por otra parte, nuestra dependencia del petróleo es muy elevada: el 61% de las energías fósiles, frente al 49% en la Unión Europea y el 48% en Estados Unidos mientras que con el carbón, la fuente de energía más abundante y diversificada, la situación es la inversa: el 16%, frente al 21% en la Unión Europea-25 y el 25% en Estados Unidos. Por último es evidente la poca diversificación de los suministros de gas natural, que podría acentuarse con el nuevo oleoducto Argelia-España y la escasa capacidad de almacenamiento estratégico.

Por tanto, España debe hacer un gran esfuerzo en varios frentes:

- Aumento de la eficiencia energética, especialmente en la generación de electricidad, el transporte y el sector residencial-comercial.
- Reconsiderar el uso de la energía nuclear de fisión.
- Promover las energías renovables, incentivando la I+D en aquellas en las que nuestra posición tecnológica es competitiva y en las que es necesaria una reducción considerable de costes para hacerlas económicamente viables.
- Investigar en las tecnologías de captura y almacenamiento de CO₂.

Bibliografía

BP Statistical Review of World Energy, June 2006.

World Energy Outlook 2006.

International Energy Outlook 2006. Departamento de Energía de los Estados Unidos.

Fundamentals of the Global Oil and Gas Industry, 2006. Petroleum Economist. www.petroleum-economist.com

European Energy and Transport. Scenarios of high oil and gas prices. European Commission, Septiembre 2006.

Energy Technology Perspectives 2006. Scenarios and Strategies to 2050. International Energy Agency.

ENERGÍAS RENOVABLES EN EL CONTEXTO ENERGÉTICO ACTUAL

Por MANUEL ROMERO ÁLVAREZ

Resumen

Las emisiones antropogénicas de gases de efecto invernadero y otros contaminantes pueden reducirse significativamente sustituyendo los combustibles fósiles por energías renovables. Además, las fuentes renovables tienen un carácter autóctono que permite ayudar a diversificar la balanza energética nacional y contribuye a mejorar la seguridad de suministro energético. La incorporación de nuevas opciones tecnológicas dentro del complejo sector energético actual resulta una tarea difícil. Las fuertes tensiones registradas en el sistema producción/demanda o la fuerte desregulación del mercado eléctrico no juegan a favor del impulso de sistemas con cierto grado de riesgo tecnológico. Sin embargo, tanto las predicciones basadas en los ciclos de crisis energéticas, como aquellas que fundamentadas en una creciente preocupación medioambiental postulan un futuro mezcladores energético, reclaman un porcentaje importante de contribución de las renovables. Tanto tecnologías renovables consideradas hoy maduras, caso de la eólica, como aquellas llamadas a experimentar un fuerte desarrollo a corto plazo, biomasa y solar, está previsto que alcancen más de un 50% de la reducción de costes a través del I+D. En todos los casos los retos tecnológicos a resolver se centran en la reducción de costes de producción y en el aumento de la fiabilidad y capacidad de adaptación a la demanda, con el fin de proporcionar una energía de más calidad. En paralelo al esfuerzo tecnológico, el mercado de las energías renovables se va consolidando de forma creciente, y España representa hoy el quinto mercado en orden de importancia. La posición de nuestro país en tecnologías renovables como la eólica, la solar y los biocarburantes es privilegiada.

Crisis energéticas y cambio de paradigma tecnológico

En el escenario energético actual cada vez se evidencia un mayor número de elementos que añaden complejidad al siempre difícil ejercicio de la prospectiva tecnológica energética y de la elaboración de proyecciones a futuro. La creciente desregulación y liberalización del mercado eléctrico, junto con la cada vez mayor

volatilidad e inestabilidad del precio del petróleo, o la falta de compromisos formales más allá del año 2020 por parte de los países firmantes del Protocolo de Kioto, introducen fuertes agentes de tensión en el sistema, que dan lugar a significativas desviaciones en las hipótesis de escenarios energéticos. A esto se añade el incremento desaforado del consumo energético, fundamentalmente en el continente asiático, en el que cabe incluir a países industrializados europeos con economías en fase de expansión, como España [1]. En el caso concreto de la producción de electricidad, la liberalización del mercado plantea serias dificultades a la implantación de nuevas tecnologías, sean renovables o no, que impliquen cierto riesgo y concentración de inversiones altas al comienzo del proyecto.

Las estadísticas publicadas por organismos internacionales como la Agencia Internacional de la Energía (AIE) (www.iea.org) reflejan claramente como el consumo energético mundial está asentado en los combustibles fósiles con una tímida penetración de la biomasa en la balanza de energía primaria y de la hidráulica en el sector eléctrico. Desde comienzos de los años setenta la penetración de las energías renovables en la demanda mundial de energía primaria se mantiene invariante en un 13%, aunque en términos absolutos sí ha existido un aumento dado que la demanda se ha incrementado desde los 6.000 a los 12.000 millones de toneladas equivalentes de petróleo. El esfuerzo de crecimiento y de desarrollo tecnológico renovables se está concentrando, tal y como veremos más adelante, en unos pocos países entre los que España se sitúa en posiciones de claro liderazgo. Lamentablemente la mayor contribución de las Energías Renovables (EERR) en el resto del mundo está todavía soportada en el uso de la biomasa “natural” y no en los cultivos energéticos, lo cual representa un claro riesgo medioambiental.

En unos mercados energéticos cada vez más liberalizados cabe pensar que la falta de competitividad de las EERR son el principal factor de retraso en su implantación. ¿Cómo son de competitivas? Una visualización del sobre coste asociado en generación eléctrica se muestra en la Figura 1 y en la Figura 2. Los costes reales de generación, según informes de Red Eléctrica Española (REE) correspondientes a 2005, se sitúan en una banda del 40% sobre el precio medio de compra en el mercado de producción, con la excepción de la energía solar fotovoltaica que presenta valores mucho más elevados. La reciente emergencia de la energía solar termoeléctrica como alternativa podría reducir drásticamente el coste de producción

solar en los próximos años. En cuanto a los costes de inmovilizado, la recopilación realizada por la AIE recoge unos valores en el entorno de los 900 euros/kW para la energía eólica y una banda entre los 2.000 y 3.000 euros/kW para el resto de las EERR, nuevamente con las excepción de la energía solar fotovoltaica que supera los 5.500 euros/kW, aunque con una curva de aprendizaje que permitiría reducir los costes a la mitad hacia el año 2020.

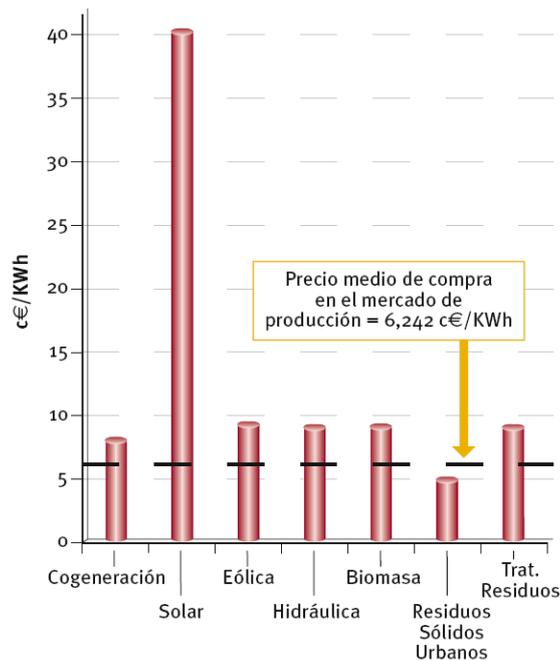


Figura 1. Precio de la energía eléctrica producida en Régimen Especial, España, 2005 .

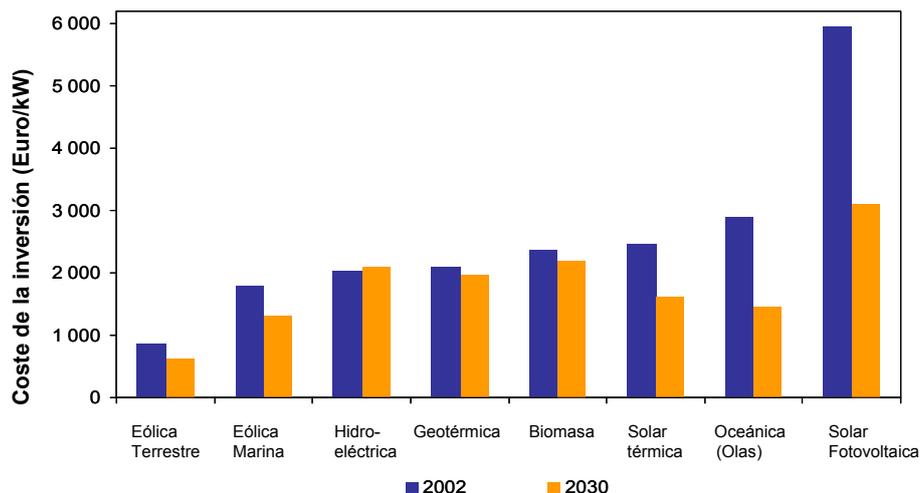


Figura 2. Costes de capital por kW-instalado asociados a las distintas tecnologías de generación eléctrica con EERR. Valores correspondientes al año 2002 y la predicción para el año 2030

El papel a jugar por las energías renovables, y sus tecnologías asociadas, en escenarios proyectados a los años 2020, 2030 y 2050, es objeto de cierta controversia, dependiendo de que dicho ejercicio sea realizado por expertos energéticos ortodoxos, planificadores políticos, sectores medioambientales o agentes sociales. Los estudios teóricamente más ortodoxos como los que pueden plantear la AIE en sus revisiones anuales [2], la Energy Information Administration del Departamento de Energía en Estados Unidos [3] o la Comisión Europea en su conocido estudio WETO [4] se ponen de acuerdo en aventurar un crecimiento de la demanda energética superior al 57% desde ahora al año 2025, la mayor parte en las economías emergentes y que los combustibles fósiles continuarán siendo mayoritarios como recursos energéticos (petróleo, gas y carbón). A pesar de las recientes convulsiones en el precio del crudo, las predicciones ortodoxas siguen apostando por un escenario de bajada de precios en los próximos años hasta los 57 dólares/barril en el año 2030. Estas predicciones se mueven, no obstante, en una horquilla donde los precios podrían mantener la actual escalada y alcanzar lentamente los 97 dólares/barril en el año 2030. Las energías renovables siguen representando un 8% del total, dado que su crecimiento sigue siendo inferior al de consumo de fósiles, por lo que en términos porcentuales prácticamente no varían desde la actualidad hasta el año 2030. A pesar del rápido crecimiento de la utilización del carbón y el gas natural, el petróleo se seguirá conservando como la fuente energética predominante con un 34% del total del consumo mundial en 2030. En estos escenarios, la gran hidráulica y la energía geotérmica se estabilizan en el 2% del consumo mundial. La energía eólica, la solar y la minihidráulica irán creciendo un 7% anual hasta el año 2010 y después reducirán el ritmo de crecimiento situándose en el 5% anual hasta el año 2030. A pesar de este crecimiento acelerado, la penetración seguiría siendo modesta, representando solamente un 1% del consumo mundial en el año 2030. Por el contrario, se prevé que el consumo de madera y residuos decrecerá desde el 9% actual al 5% en el año 2030, aunque seguiría siendo la renovable mayoritaria. Globalmente, las energías renovables no representarían más allá del 8% en el año 2030. Esto sería menos que el 13% observado en el año 2004, y vendría motivado por el lento declinar del uso de la biomasa tradicional en África y Asia por el fenómeno de urbanización, deforestación y sustitución por energías más modernas.

En contraposición a éstos, la visión desde ámbitos tecnológicos y científicos, utiliza la teoría de los ciclos de Kondratiev aplicado a la historia y evolución de las crisis energéticas, para profetizar una nueva gran crisis energética mundial en el año 2030, donde el gas natural registrará su máximo [5]. Sería en ese momento cuando las renovables, que ya tendrían una parte significativa del suministro superior al 20%, estarían listas para escalar al nuevo máximo que se produciría en el año 2100, donde serían dominantes. Los grandes cambios de tecnologías y fuentes energéticas se presentan con gran exactitud en coincidencia con máximos de Kondratiev y éstos a su vez coinciden con grandes crisis energéticas. Según esta teoría, las transiciones estarían dominadas por los cambios económicos y tecnológicos y no por la disponibilidad o no del recurso (Figura 3).

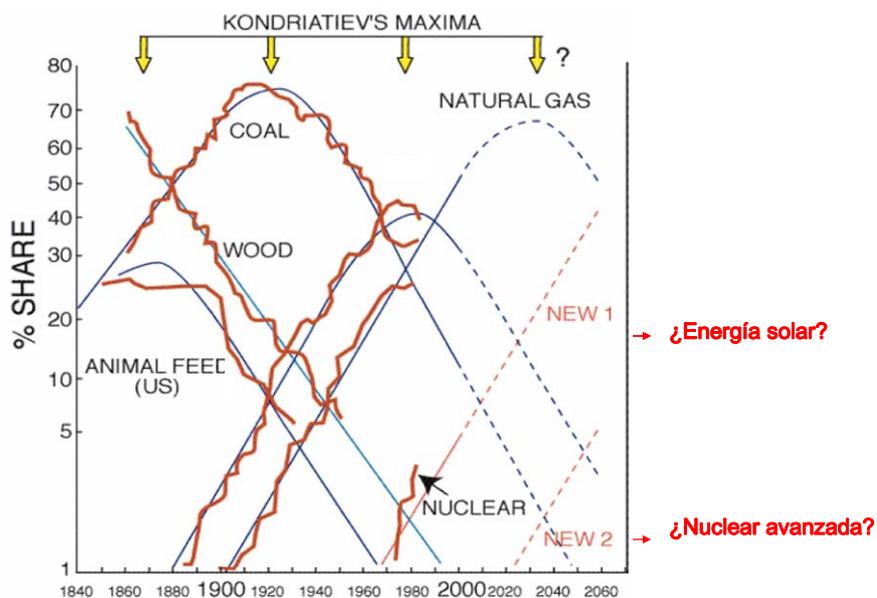


Figura 3. Crisis energéticas, tecnologías y ciclos de Kondratiev.

Esta visión de ciclos tecnológicos ligados a crisis energéticas es altamente favorable a propugnar soluciones basadas en métodos de producción masiva, siendo la energía solar termoeléctrica y la energía nuclear con reactores avanzados, las tecnologías con mejores opciones para desarrollarse en los próximos años.

Un tercer grupo lo componen aquellas predicciones formuladas desde la conciencia de lo medioambiental donde se asume que el avance de las tecnologías y el empleo de políticas que favorezcan el desarrollo sostenible permitirán una penetración más acelerada de las energías renovables (figura 4). El resultado será un mezclador de energías que se complementarán, sin tener ninguna una preponderancia clara, y

donde las renovables pueden aspirar a cubrir el 50% de la demanda energética mundial a mediados del presente siglo [6]. Los paneles de cambio climático abogan por mantener dicho objetivo, con una fuerte preponderancia de la energía solar, en todas sus modalidades tecnológicas tanto térmicas como fotovoltaicas, y en menor medida de la biomasa y la energía eólica. Es, por tanto, la energía solar termoeléctrica una de las grandes candidatas para llegar a alcanzar el horizonte fijado.

Aunque el escenario sostenible no plantea una sustitución total de los combustibles fósiles en el presente siglo, el reto es de calado no sólo en cantidad si no en calidad de la energía a suministrar. La aspiración de convertir las energías renovables en fuentes masivas por su contribución a la cesta de consumo energético, implica necesariamente el obtener productos o vectores energéticos de alta calidad (electricidad, biodiesel, bioetanol y hidrógeno), y al mismo tiempo el asegurar el suministro y la disponibilidad de los sistemas. Precio debe por tanto ir aparejado de calidad de suministro. Un buen ejemplo lo constituye la producción de electricidad. En la Figura 5 podemos observar el escenario de evolución de producción eléctrica en la Europa de los 25, predicho por VGB, una asociación europea de productores eléctrico nada sospecha de ser proclive a las energías renovables [7]. En el año 2020 el 50% de los 4.000 TWh de producción eléctrica deberán ser obtenidos por nuevas plantas. Es importante mencionar que las plantas requeridas y las que actualmente hay que sustituir operan con factores de capacidad anual por encima del 50%, lo que representa más de 4000 horas de operación a plena carga. Cuales serán las tecnologías a utilizar es la gran pregunta, pero resulta claro que la oportunidad para la energía solar, la eólica y la biomasa está ahí. Y todo ello coincidiendo en tiempo con la predicción de una gran crisis energética según los ciclos de Kondratiev.

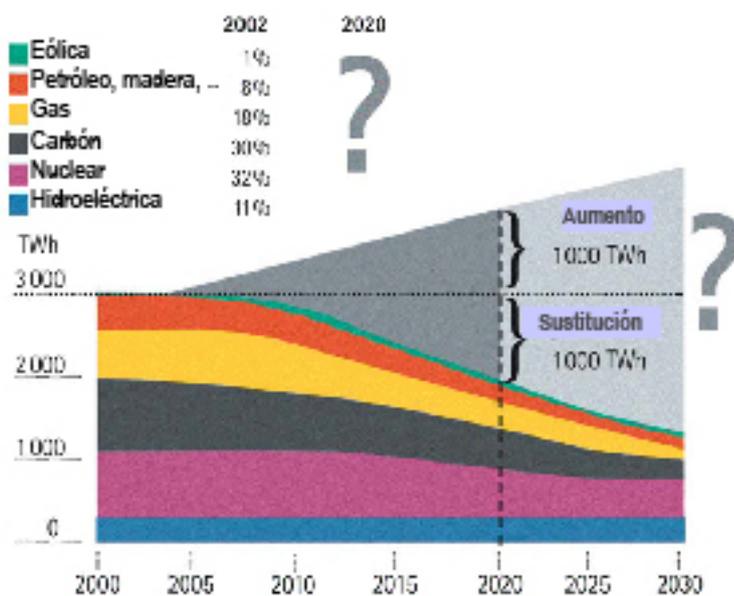
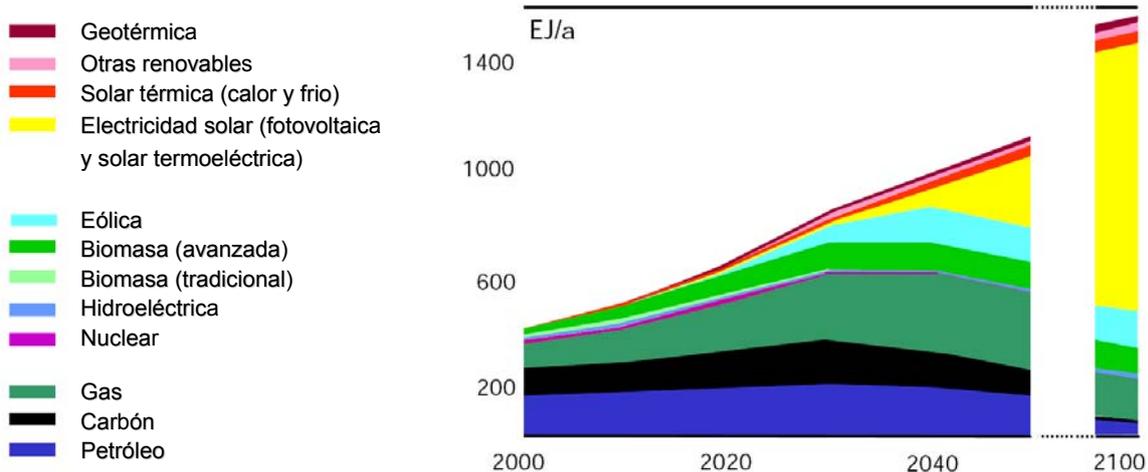


Figura 5. Evolución de la generación eléctrica en la UE-25 entre el 2000 y 2030.

España: una isla energética

España se enfrenta a este periodo de transición, donde la energía va a ocupar cada vez un papel más predominante, desde la debilidad de su profunda dependencia energética, muy por encima de la media Europea (la media en la Unión Europea-25 se sitúa en el 50%) y alcanzando el 82% en el año 2005. Esta dependencia radica en que la práctica totalidad del consumo de carbón, gas natural y petróleo se basa en recursos importados. En el caso de la producción de electricidad este hecho se ve agravado por la débil capacidad de intercambio de frontera que tenemos con

nuestros países vecinos. Los datos publicados por REE en 2005 reflejan que la demanda peninsular en barras de central ascendió a 246.187 GWh, lo que supuso un incremento del 4,3% respecto al 2004 [8]. La importación a través de intercambios internacionales representó en ese mismo año escasamente 10.000 GWh, es decir apenas el 4% del total. Esta situación nos diferencia notablemente del resto de Europa e introduce un gran peso estratégico nacional en el factor de cobertura de la demanda mediante plantas de generación ubicadas dentro de nuestro propio territorio. Cada vez más la seguridad de suministro energético y por tanto la diversificación con una importante contribución de las EERR son criterios a tener en cuenta para garantizar la seguridad energética. Nuestra nación cuenta con importantes recursos autóctonos de las tres fuentes energéticas renovables más importantes: solar, eólica y biomasa. El desarrollo de tecnologías y capacidad de suministro basadas en estas EERR contribuirá, sin duda, a paliar en el futuro la fuerte dependencia y la amenaza que esto conlleva sobre nuestro desarrollo como país, nuestro tejido industrial y nuestra calidad de vida.

Pero no es sólo la seguridad de suministro energético la que impulsa el proceso de implantación de las energías renovables. Más del 75% de las emisiones de los seis gases de efecto invernadero contemplados por el Protocolo de Kioto tienen origen energético (concretamente, el 78% de acuerdo con los datos del inventario de emisiones correspondiente al año 2002 publicado por el Ministerio de Medio Ambiente). El crecimiento de la economía española se viene situando en los últimos años y de forma sostenida en unos dos puntos porcentuales por encima de la media de la Unión Europea, como resultado del buen comportamiento de la demanda interna en España y de la inversión en construcción y en bienes de equipo. Como consecuencia de este crecimiento económico los consumos de energía primaria crecieron un 4,0% en el año 2004 y el 2,6% en el año 2005, lo que sitúa la tasa interanual de crecimiento de la demanda energética, desde el año 2000, en el 3%. La consecuencia de este incremento en el despilfarro energético es el dramático aumento de las emisiones de CO₂ que registra España y que nos sitúan como uno de los países con mayor desviación en el cumplimiento de los compromisos de Kioto, superándose en más del 40% las emisiones de referencia del año 1990.

Los objetivos de penetración de las energías renovables en nuestro país vienen dados en gran medida por el objetivo fijado desde la Unión Europea de alcanzar en

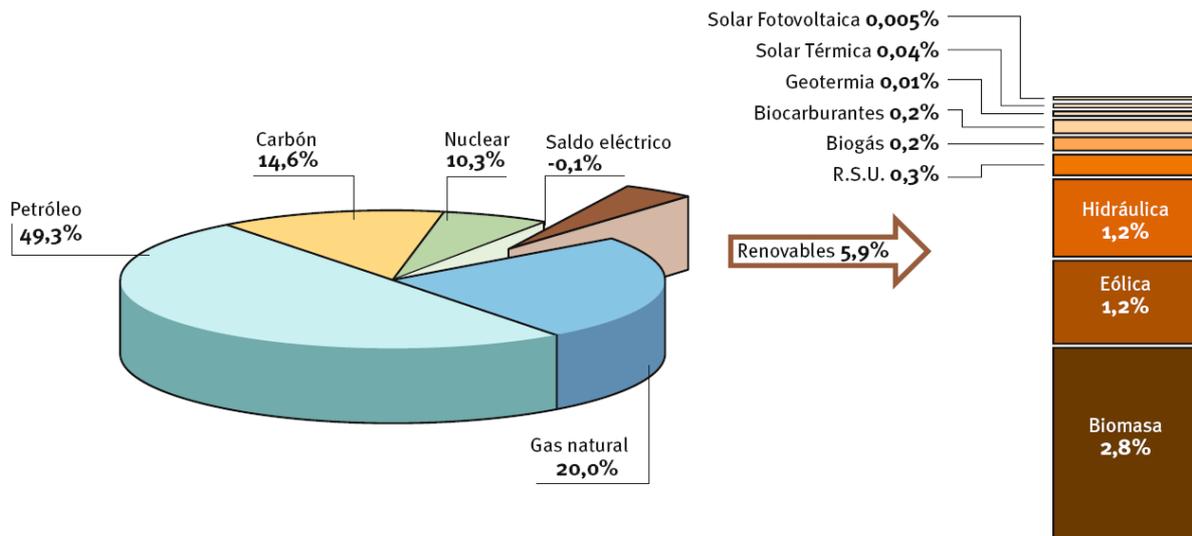
el año 2010 un 12% de participación de las energías renovables en la cesta de consumo de energía primaria de la nación [9], un 22% en electricidad (Directiva 2001/77/CE) y un 5,75% en biocarburantes (Directiva 2003/30/CE). Estos objetivos están siendo actualmente revisados en el ámbito europeo, habiéndose aprobado recientemente por parte del Consejo Europeo un acuerdo para que un 20% de la energía primaria consumida en la Unión Europea-27 en 2020 provenga de EERR. El objetivo será obligatorio para todos los miembros, aunque se tendrá en cuenta las especificidades de cada país para alcanzarlo, e incluye además una reducción del 20% de las emisiones de gases de efecto invernadero para 2020 y el uso de al menos un 10% de biocarburantes para esa fecha. El Plan de Acción de España para cumplir con dichos objetivos se recoge en el Plan de Energías Renovables (PER) 2000-2010 cuya publicación se realizó en el año 1999 y se ha revisado y formalmente ha sido aprobado en agosto de 2005 por el Gobierno [10]. A pesar del crecimiento significativo de energías renovables en nuestro país -entre los años 1999 y 2004 el consumo primario de las mismas se incrementó en 2,7 millones de Tep- este incremento resultaba insuficiente para lograr el objetivo final planteado de cubrir con recursos renovables el 12% de la demanda de energía primaria en 2010, y ello en buena medida motivado por el fuerte crecimiento de demanda energética. Resultó, por tanto, necesario el establecer unos objetivos ambiciosos y un plan para su obtención.

Por lo que se refiere al balance del año 2005, poco después de la aprobación del nuevo Plan, las energías renovables cubrieron el 5,9% del consumo total de energía primaria [11]. Se trata de un porcentaje inferior al del año anterior -6,4%- debido a la baja hidraulicidad registrada en 2005. En un año medio hidráulico, la aportación de las energías renovables al consumo primario de energía se hubiera elevado hasta el 7,2%.

Síntesis de los resultados ofrecidos por las EERR en 2005:

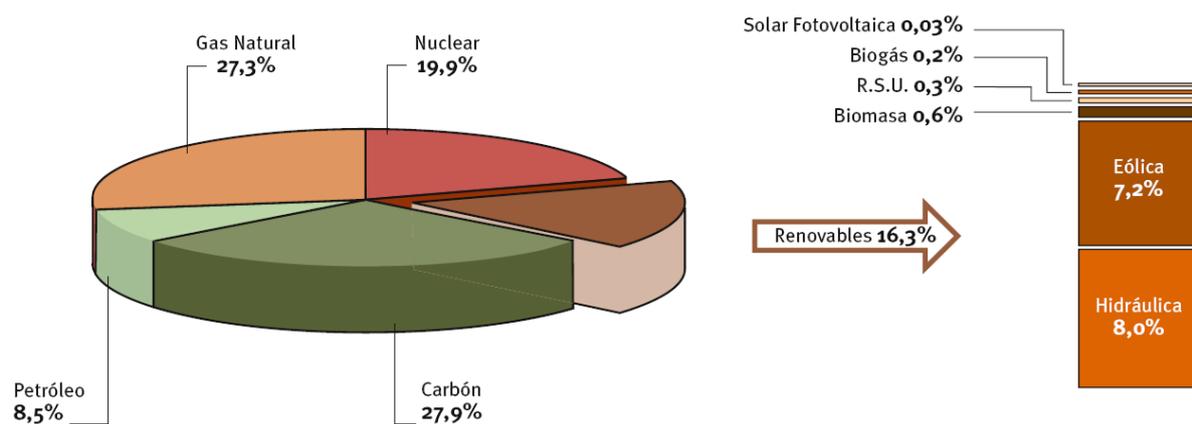
- Notable grado de avance en las áreas de eólica, solar fotovoltaica y biocarburantes, figura 6.
- Menores desarrollos en las áreas de minihidráulica y solar térmica, y escaso en biomasa, respecto de los objetivos establecidos por el PER 2005-2010.

- Actividad incipiente en solar termoeléctrica, con proyectos en distintas fases, desde tramitación de permisos hasta ejecución, figura 7.
- Las EERR alcanzaron un porcentaje de cobertura del consumo primario de energía del orden del 5,9% (7,2% en condiciones de hidraulicidad medida).
- La cobertura de la generación eléctrica bruta con energías renovables alcanzó el 16,3% (22,2% en condiciones de hidraulicidad media).



Fuente: Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (Dirección General de Política Energética y Minas) / IDAE.

Figura 6. Distribución de la demanda energética de energía primaria por fuentes energéticas utilizadas en España en el año 2005 (IDAE).



Fuente: Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (Dirección General de Política Energética y Minas).

Figura 7. Distribución del consumo de electricidad en España por fuentes energéticas en el año 2005 (IDAE).

El nuevo Plan prevé destinar al impulso de las renovables 8.492 millones de euros, en forma de ayudas públicas e incentivos en el periodo 2005-2010: 4.956 millones

de euros en primas a la producción eléctrica, 2.855 millones de euros en incentivos fiscales y 681 millones de euros en ayudas directas a proyectos. La inversión total movilizada será de 23.599 millones de euros y el incremento de la producción energética renovable se acercará a los 10,5 millones de Tep.

Cuadro 1. Tabla resumen de objetivos del PER en el periodo 2005-2010

OBJETIVOS DEL PLAN DE ENERGÍAS RENOVABLES EN ESPAÑA 2005-2010									
Escenario PER									
	Situación en 2004 [año medio (1)]			Objetivo de incremento 2005-2010 (2)			Situación Objetivo en el año 2010		
	Potencia (MW)	Producción (GWh)	Producción en términos de Energía Primaria (ktep)	Potencia (MW)	Producción (GWh)	Producción en términos de Energía Primaria (ktep)	Potencia (MW)	Producción (GWh)	Producción en términos de Energía Primaria (ktep)
Generación de electricidad									
Hidráulica (> 50 MW) (3)	13.521	25.014	1.979	0	0	0	13.521	25.014	1.979
Hidráulica (Entre 10 y 50 MW)	2.897	5.794	498	360	687	59	3.257	6.480	557
Hidráulica (< 10 MW)	1.749	5.421	466	450	1.271	109	2.199	6.692	575
Biomasa	344	2.193	680	1.695	11.823	4.458	2.039	14.015	5.138
Centrales de biomasa	344	2.193	680	973	6.787	2.905	1.317	8.980	3.586
Co-combustión	0	0	0	722	5.036	1.552	722	5.036	1.552
R.S.U.	189	1.223	395	0	0	0	189	1.223	395
Eólica	8.155	19.571	1.683	12.000	25.940	2.231	20.155	45.511	3.914
Solar fotovoltaica	37	56	5	363	553	48	400	609	52
Biocás	141	825	267	94	592	188	235	1.417	455
Solar termoeléctrica	-	-	-	500	1.298	509	500	1.298	509
TOTAL ÁREAS ELÉCTRICAS	27.032	60.096	5.973	15.462	42.163	7.602	42.494	102.259	13.574
Usos térmicos									
	m ² Solar t. baja temp.		(ktep)	m ² Solar t. baja temp.		(ktep)	m ² Solar t. baja temp.		(ktep)
Biomasa			3.487			583			4.070
Solar térmica de baja temperatura	700.805		51	4.200.000		325	4.900.805		376
TOTAL ÁREAS TÉRMICAS			3.538			907			4.445
Biocarburantes (Transporte)									
TOTAL BIOCARBURANTES			228			1.972			2.200
TOTAL ENERGÍAS RENOVABLES			9.739				10.481	20.220	
CONSUMO DE ENERGÍA PRIMARIA (ktep) (Escenario Energético: Tendencial/PER)			141.567					167.100	
Energías Renovables/Energía Primaria (%)			6,9%					12,1%	

Tal y como se aprecia en el cuadro 1, la mayor contribución en términos de energía primaria corresponde al sector de la electricidad con 13.500 kTep previstos en el año 2010. La modesta contribución de la energía solar térmica en este sector viene dada por las centrales solares termoeléctricas que se espera alcancen una potencia instalada de al menos 500 MW, con una producción equivalente de 1.300 GWh (500 kTep). En cuanto a la cantidad de emisiones de CO₂ evitadas, éstas ascienden a unos 27,3 millones de toneladas anuales frente a una central equivalente de ciclo combinado a gas, lo cual se cuantifica en unos 547 millones de euros anuales por emisiones evitadas. El ahorro de emisiones correspondiente a las centrales solares termoeléctricas sería de unas 500.000 toneladas (unas 1.000 toneladas/MW).

Cabe reseñar que buena parte de las ayudas institucionales antes mencionadas se canalizan a través de tarifas premiadas que pagan directamente los consumidores y

no a través de ayudas directas a la investigación con fondos públicos. Un reciente Documento presentado oficialmente en mayo de 2005 por el Renewable Energy Working Party de la AIE en París [12], y donde se recogen las estadísticas de financiación pública del I+D en energía a lo largo de los últimos 30 años, pone de manifiesto que el presupuesto público en investigación energética registra un pico en el año 1980 donde se alcanzan los 15.000 millones de dólares. Posteriormente en la década de los años ochenta se produce un paulatino descenso y en los noventa se registra una estabilización en el entorno de los 8.000 millones de dólares. Esta evolución se reproduce como una fiel copia en el caso de las energías renovables que escasamente alcanzan los 600 millones de dólares en el conjunto de los países de la AIE. La energía nuclear de fisión y de fusión son receptoras de más del 40% de los fondos públicos de I+D en energía. Las energías renovables representan escasamente el 7,7% del total, con el siguiente desglose: fotovoltaica 2,7%, biomasa 1,6%, eólica 1,1%, geotérmica 0,9%, calor y frío solar 0,7% y solar termoeléctrica 0,5%. Resulta también reseñable el apoyo público destinado a tecnologías modulares FV, la cual pasa de representar un 8,6% de las renovables en el año 1974, a situarse en un 40% en el periodo 2000-2002. Del análisis de estos resultados surgen serias incertidumbres sobre el papel real que juega la innovación e investigación pública en el desarrollo e implantación en el mercado de nuevas tecnologías energéticas. Las cantidades destinadas a renovables no parecen estar relacionadas con el despegue de éstas, dándose la paradoja de que aquéllas con mayor auge, como es el caso de la eólica, no son precisamente la mejor tratadas. Todo parece indicar que el empuje registrado en los últimos años recae más en las políticas de tarifas premiadas y en la creación de marcos apropiados que impulsen la dinamización del sector privado.

El presupuesto medio anual en el periodo mencionado que nuestro país ha venido dedicando al I+D en EERR se sitúa por debajo de los 16 millones de euros, siendo la biomasa, la solar y la eólica las receptoras fundamentales de dichos fondos. Este magro apoyo ha motivado que desde el año 1986 una fuente fundamental de financiación del I+D haya provenido de fondos de la Unión Europea, a través de sus distintos programas-marco. La financiación total de I+D en energías renovables dentro de todos los programas-marco se ha movido en 100-110 millones de euros, sin embargo, se estima que el presupuesto anual necesario sería de 250 millones de

euros [13], lo cual supone multiplicar por un factor 2,5 el apoyo actual. Por extensión, en nuestro país el esfuerzo necesario debería ser de al menos 38-40 millones de euros/año.

Los recursos renovables

Son aquellas fuentes de energía que se renuevan de forma continua en contraposición con los combustibles fósiles como el petróleo, carbón, gas y uranio, de los que existen unas determinadas disponibilidades agotables en un plazo más o menos largo. Constituyen una fuente de energía inagotable, ya que en su origen proceden en su mayoría del Sol (con la excepción de la geotérmica). Por ello, tienen un carácter limpio y de bajo impacto ambiental en la etapa de generación, figura 8.

Si bien se trata de fuentes energéticas y tecnologías muy heterogéneas (casi cabría clasificarlas como un matrimonio de conveniencia), hay algunos elementos comunes que constituyen su sello de identidad:

- Contribuyen a la diversificación energética.
- Incrementan el nivel de autoabastecimiento.
- Son fuertemente creadoras de empleo local.
- Tecnología accesible en la mayoría de los casos.
- Son la mejor opción desde el punto de vista medioambiental.

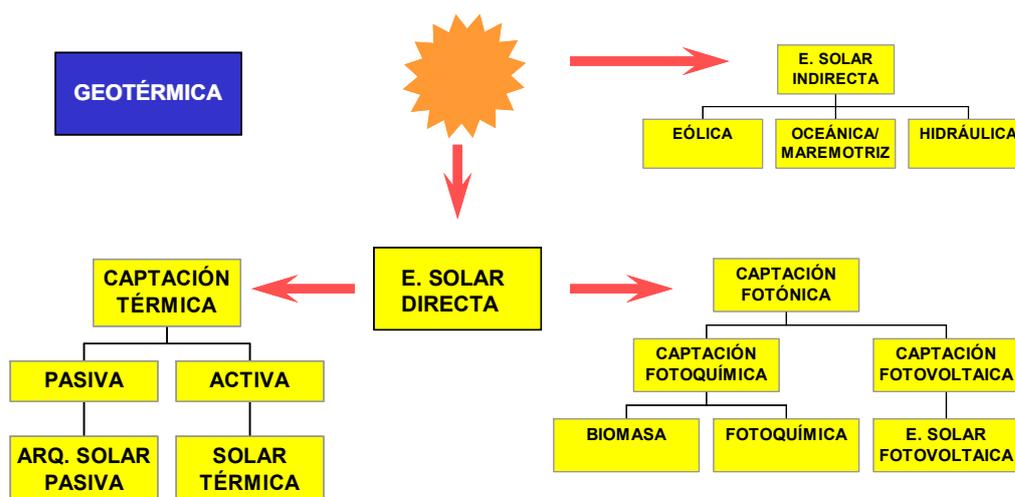


Figura 8. Origen común de todas las energías renovables y sus tecnologías de aplicación, con excepción de la geotérmica.

Junto con la referida abundancia de algunas de las fuentes renovables, cabe también reseñar su buena distribución geográfica que contrasta con la de los combustibles habituales. En el cuadro 2 podemos observar como la concentración de las reservas energéticas mundiales no sólo es muy acusada en el caso del petróleo sino también para el carbón y el uranio. En el caso del petróleo un 5% de países poseen el 25% de las reservas y tan sólo el 16% de los países alberga el 50% de las reservas mundiales. Esos mismos porcentajes se repiten en el caso del carbón y del uranio. Por el contrario las energías renovables tienen una distribución mucho más homogénea y balanceada geográficamente.

Cuadro 2. *Distribución geográfica de las principales fuentes energéticas.*

	Petróleo	Carbón	Uranio	Renovables
Fracción de países poseedores de 1/4 del recurso mundial	0,052	0,059	0,059	0,25
Fracción de países poseedores de 1/2 del recurso mundial	0,16	0,12	0,16	0,50

ENERGÍA SOLAR: EL RECURSO GRANDE ENTRE LOS GRANDES

El recurso existente de energía solar es inmenso. La cantidad de energía solar interceptada por la Tierra es más de tres órdenes de magnitud que la demanda energética mundial. Existen, no obstante, una serie de factores que reducen el potencial de uso a valores inferiores:

- La variación temporal: la cantidad de energía solar en un punto dado está sometida a variaciones diarias y estacionales. De este modo, mientras que la máxima irradiancia sobre una superficie es del orden de 1 kW/metros cuadrados en la superficie terrestre, el valor promedio para dicho punto puede tener valores en el entorno de 0,1-0,3 kW/metros cuadrados, dependiendo del emplazamiento. Por este motivo, las aplicaciones a gran escala precisan de integrar sistemas de apoyo fósil o sistemas de almacenamiento de energía.

- Variación geográfica: la disponibilidad de energía solar depende también de la latitud. Las regiones próximas al Ecuador reciben más radiación solar que las regiones subsolares. No obstante, la variación geográfica se puede reducir mediante el uso de captadores capaces de seguir la trayectoria del Sol.
- Condiciones atmosféricas: tienen un gran efecto en la radiación solar. El valor promedio de claridad del cielo anual puede variar entre el 80-90% en localidades como Jartum (Sudán), Dakar (Bangladesh) Kuwait, Bagdad (Irak) y el 40-50% en Tokio (Japón) o en Bonn (Alemania). La irradiancia solar es a menudo difusa, dando lugar a muy bajas densidades energéticas. Por esta razón el aprovechamiento de la energía solar implica el uso de grandes extensiones de terreno.
- Emplazamientos: las tecnologías modulares, como la FV, permiten integrar la energía solar en estructuras de edificios, mientras que las grandes instalaciones solares térmicas han de buscar terrenos extensos que no tengan aprovechamiento económico. Se estima que estos terrenos pueden ascender a 3.600 millones de hectáreas y, en principio, estarían disponible para el uso de la energía solar. Se estima que con un 1% de la superficie desértica del planeta sería suficiente para cubrir la demanda eléctrica mundial. En España se mantendría dicho porcentaje (figura 9). La mayor parte de nuestro país supera los 1800 kWh/metros cuadrados/año tanto en radiación solar global en superficie inclinada a su latitud correspondiente como en radiación solar directa normal. El potencial técnico-económico de producción solar termoeléctrica en España, asumiendo emplazamientos apropiados con irradiancias superiores a los 2000 kW/m²/año, es de 1278 TWh/año, siendo la demanda actual inferior a los 250 TWh/año. Todo el sur peninsular situado por debajo del paralelo 40°, así como amplias zonas de las cuencas del Ebro y el Duero, presentan excelentes condiciones para el uso de la radiación solar. El potencial solar resulta inconmensurable en nuestro entorno cercano y sólo basta mirar hacia el sur del Mediterráneo. El caso más espectacular es el de Argelia con un potencial técnico-económico de producción de electricidad solar cercano a los 170.000 TWh/año (como referencia el consumo actual de la Unión Europea-25 es de 3.000 TWh/año).

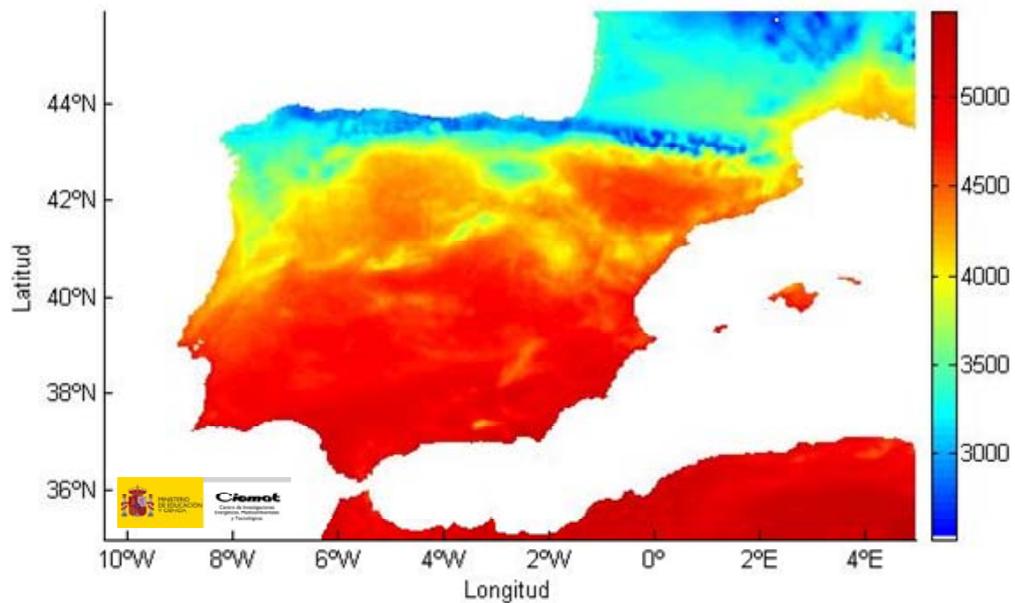


Figura 9. Radiación solar diaria global incidente sobre una superficie horizontal en Wh/m^2 .

ENERGÍA EÓLICA

El viento se genera cuando la radiación solar alcanza la superficie terrestre de una forma no homogénea, dando lugar a grandes diferencias de temperatura, densidad y presión. Las regiones tropicales tienen una ganancia neta de radiación solar, mientras que las regiones polares presentan un claro déficit. Esto da lugar a que la atmósfera terrestre circule transportando calor desde los trópicos hacia los polos. Además la rotación de la Tierra contribuya a introducir unas pautas de circulación semipermanente a escala planetaria. Las características topográficas y los gradientes de temperaturas locales en un determinado emplazamiento alteran en dicha zona la distribución de energía eólica.

La valoración del recurso eólico técnicamente útil en una determinada región implica conocer las medias de viento, así como su distribución de frecuencias. El recurso eólico puede ser explotado en áreas donde la densidad de producción de electricidad eólica es de al menos 400 W/metros cuadrados a 30 metros sobre el nivel del suelo (o de 500 W/metros cuadrados a 50 metros). El incremento de tamaño, y consecuentemente de altura, de los aerogeneradores abre la posibilidad de incrementar el número de zonas aptas, al precisarse menores vientos.

Se estima que el recurso total dispone en la Tierra y que es técnicamente recuperable es unos 53.000 TWh/año, que representaría el doble de la previsión de demanda mundial para el año 2020. Hoy en día se considera como recurso eólico técnicamente explotable aquél que sobrepasa los 5-5,5 metros/segundo de velocidad media anual (clase tres). En todo caso la experiencia demuestra que en aquellos países donde el desarrollo de la industria eólica es más elevado, los análisis detallados de recurso tienden a aumentar las proyecciones de recurso disponible.

En el caso de España la complejidad del terreno hace que no exista un consenso en la valoración del techo del recurso disponible. Un reciente estudio coordinado por Greenpeace, con colaboración de la Universidad Pontificia de Comillas y de investigadores de CIEMAT, establece un techo de 638 TWh/año para los terrenos llanos y de 1.264 TWh/año para los terrenos complejos, lo que suma un total de 1.902 TWh/año de eólica terrestre que el 679% de la demanda eléctrica peninsular prevista para el año 2050 [14]. En el caso de la eólica marina es todavía arriesgado hacer una estimación, aventurándose en el mismo estudio un techo de 300 TWh/año.

BIOMASA

El término de biomasa en su acepción más amplia incluye aquellos materiales orgánicos de origen biológico reciente. Esta definición es deliberadamente amplia con la intención de excluir solamente a los combustibles fósiles del conjunto de materiales orgánicos que proceden del medio biótico. Normalmente los recursos bioenergéticos se suelen separar en los procedentes de residuos y aquellos procedentes de cultivos energéticos. Una utilización masiva de la biomasa requiere abordar la gestión de los cultivos energéticos desde una óptica sectorial. Las productividades en nuestro entorno se situarían en el rango de 6-11 toneladas/ha/año.

Existe todavía la percepción de que la biomasa es un combustible del pasado, en buena parte motivado por el hecho de que aún hoy un 35% de la demanda energética de los países en vías de desarrollo se cubre con este recurso. La producción anual global de biomasa primaria es de 220.000 millones de toneladas de materia seca, o 4.500 exajulios. Se estima que el techo técnicamente explotable de bioenergía de una manera sostenible es de 2.900 exajulios. En general la

disponibilidad de biomasa no es un problema sino su explotación y distribución de una forma sostenida y competitiva. La biomasa es el único recurso renovable que permite replicar la cadena existente con los combustibles fósiles, ya que puede ser almacenada y transformada en calor, electricidad y carburantes.

La necesidad de terreno depende de la disponibilidad de agua, la productividad del cultivo y la eficiencia posterior en su conversión. Asumiendo un 45% de rendimiento en su conversión a electricidad y una productividad de 15 toneladas/ha/año, harían falta dos kilómetros cuadrados de cultivos por cada MW de capacidad eléctrica con operación de 4.000 horas al año a carga nominal.

En la Unión Europea y en Estados Unidos y Canadá las especies de interés agroenergético más estudiadas han sido algunas leñosas, como el chopo y el sauce, y herbáceas perennes, entre las que pueden citarse *Miscanthus spp*, *Phalaris arundinácea L*, *Arundo donax L.* y *Panicum virgatum L.* Además se han llevado a cabo numerosas proyectos con otras herbáceas como el sorgo dulce (*Sorghum bicolor L*), para la producción de bioetanol y el sorgo forrajero (*Sorghum bicolor L.*), como fuente de biomasa sólida. En la Unión Europea, se están llevando, asimismo, a cabo proyectos de ensayos multilocales del cardo (*Cynara cardunculus L.*) y *Brassica carinata*. En ambos casos se trata de dos especies adaptadas a las condiciones del sur de Europa y cuya utilización puede ser como fuente de biomasa sólida, o bien mixta, para la producción de biomasa y biodiesel, dado que en ambos casos se producen cantidades considerables de semillas con alto contenido en aceite.

En el cuadro 3 se muestran los cultivos energéticos más ensayados en la Unión Europea y los intervalos de producción de cada uno de ellos, según datos de diferentes autores, en diferentes localizaciones y condiciones de cultivo.

Cuadro 3. Especies agroenergéticas de mayor potencial en la Unión Europea.

Especie	Zona preferente de cultivo en la UE	Producción de biomasa t/ha/año
Sauce (<i>Salix spp</i>)	Norte	6-12
Chopo (<i>Populus spp</i>)	Centro-Sur	8-30
Eucalipto (<i>Eucaliptus spp</i>)	Sur	8-15
Sorgo dulce (<i>Sorghum bicolor L</i>)	Centro- Sur	12- 45
Sorgo forrajero (<i>Sorghum bicolor L</i>)	Centro-Sur	10-45
Brassica carinata	Sur	3-17
Cardo (<i>Cynara cardunculus L</i>)	Sur	8-35
Phalaris arundinacea	Norte-Centro	7-13
Miscanthus spp	Centro-Sur	4-44
Arundo donax	Centro-Sur	3-37
Panicum virgatum	Norte-Centro-Sur	4-24

El potencial en España es de difícil cuantificación, pues son muchos los factores externos que intervienen. Sin duda la mayor incertidumbre estaría en la cantidad de superficie que podría destinarse a cultivos energéticos. Se estima que se podrían instalar 19.460 MW de potencia eléctrica basada en la biomasa, y se podrían generar 141,47 TWh/año, con el siguiente desglose: monte bajo: 2.310 MW, 17,2 TWh/a; cultivos forestales de rotación rápida: 5.130 MW, 38,2 TWh/año; cultivos energéticos: 4.735 MW, 35,22 TWh/año; residual y biogás: 7.280 MW, 50,85 TWh/a [14].

OTROS RECURSOS RENOVABLES: GEOTÉRMICA, MINIHIDRÁULICA Y OCEÁNICA

Su potencial en nuestro país es más limitado que en las anteriores. Para la España peninsular, el potencial bruto en recursos hidráulicos está evaluado en 150.360 GWh/año, pero esta energía teórica no se puede aprovechar en su totalidad a pérdidas en eficiencia y a limitaciones medioambientales. El potencial técnicamente aprovechable en España es de 65 TWh/año. El potencial aprovechable exclusivamente mediante minicentrales de nueva planta y de posible rehabilitación de potencia inferior a 10 MW es de 4 TWh.

La energía geotérmica se define como la energía almacenada en el interior de la Tierra. La temperatura de la Tierra aumenta unos 3 °C cada 100 metros de profundidad. El potencial global de energía geotérmica es del orden de 140.000.000 exajulios, pero sólo una pequeña parte de los mismos se puede aprovechar en la parte más externa (434 exajulios). Una de las tecnologías de aprovechamiento con mayor interés en el ámbito europeo es el uso de las rocas secas calientes (figura10).

Para estas plantas no se necesita disponer de acuíferos, sino que se inyecta un fluido a presión para que fisuren las rocas en la profundidad deseada, reciba el calor de las rocas y lo transporte a la superficie, donde se convierte ese calor en electricidad, como en una central térmica convencional.

En España se podrían instalar 2.480 MW de potencia eléctrica basada en la energía geotérmica, y se podrían generar 19,53 TWh al año, lo que permitiría cubrir un 7% de la demanda eléctrica peninsular proyectada en el año 2050. Al ser una energía que está disponible de manera permanente, su contribución puede ser muy útil para la regulación del sistema eléctrico, además de poderse aprovechar para usos no eléctricos.

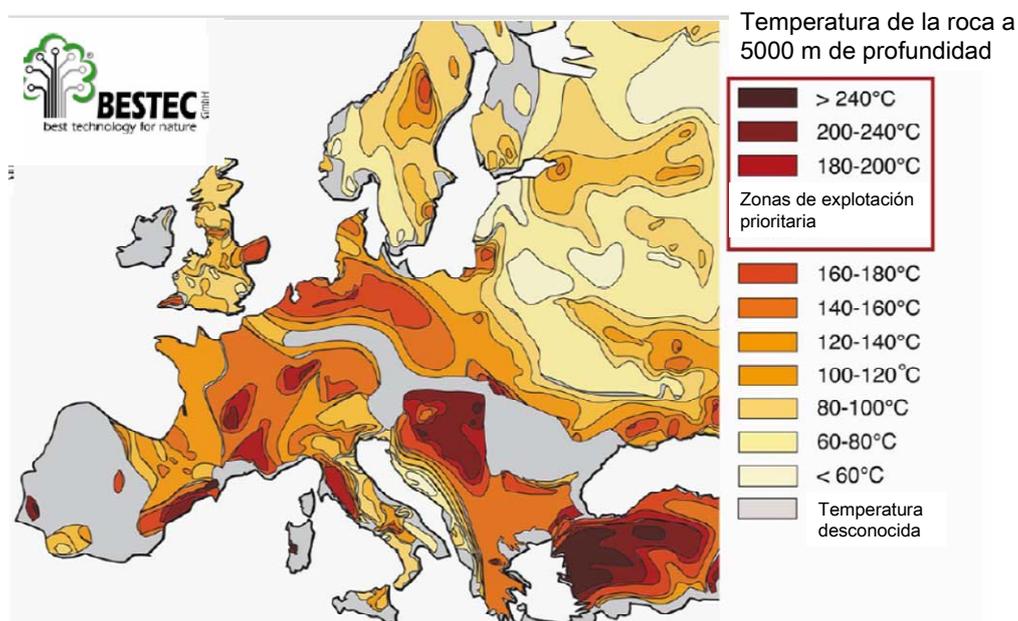


Figura 10. Temperatura a 5.000 m de profundidad para uso en tecnologías geotérmicas de roca seca.

La energía mecánica de las olas se puede aprovechar para su conversión en electricidad, aunque aún no se encuentra en fase comercial. Se considera aprovechable sólo un 90% del potencial disponible a lo largo de una franja entre 5 y 30 kilómetros de distancia a la costa. Se podrían instalar 84.400 MW de potencia eléctrica basada en la energía de las olas, y se podrían generar 296 TWh al año, lo que permitiría cubrir un 105,7% de la demanda eléctrica peninsular proyectada en el año 2050.

Tecnologías y retos tecnológicos

El objetivo común en el desarrollo de las tecnologías renovables es obviamente la reducción de costes, pero acompañada cada vez más de una fuerte exigencia de fiabilidad en el suministro, ya que no sólo deben competir en precio sino también en calidad. El estado de desarrollo tecnológico es muy diferente en cada una de las energías renovables. Atendiendo al grado de madurez tecnológica y a sus objetivos y prioridades de desarrollo tecnológico las energías renovables se podrían clasificar [15]:

1. *Tecnologías maduras*. Objetivo: incremento de eficiencia y reducción de costes:

- Mini-hidráulica:
 - Reconciliación de economía y ecología mediante equipamiento adecuado y medidas de mitigación.
- Geotérmica:
 - Reducción de los costes de instalación en un factor de tres en nuevas tecnologías de exploración, perforación, estimulación de yacimientos y conversión termoeléctrica

2. *Tecnologías emergentes con rápido crecimiento*. Objetivo: Asegurar el desarrollo de sistemas a gran escala:

- Eólica:
 - Aceleración del desarrollo de grandes turbinas, grandes sistemas, eólica marina, terrenos complejos y ambientes extremos.
- Fotovoltaica:
 - Reducción importante de costes mediante I+D en materiales para células y procesos, diseño y producción de módulos, componentes y sistemas.

3. *Tecnologías disponibles con gran potencial aún sin desarrollar*. Objetivo: Potenciar el desarrollo de mercados y el incremento de la velocidad de desarrollo:

- Biomasa:
 - Producción de biocombustibles –desarrollo de la cadena de suministro, separación y pre-tratamiento.

- Procesos de conversión fiables y competitivos– combustión, gasificación, pirólisis, fermentación, etc.
- Solar térmica:
 - Desarrollar aplicaciones en calor y frío solar.
 - Innovación tecnológica y primeros proyectos comerciales en energía solar termoeléctrica.

Tecnologías todavía en maduración. Objetivo: Desarrollo tecnológico para primera generación de sistemas viables:

- Energías marinas:
 - Proyectos técnica y financieramente viables para aprovechamiento de la energía de las olas.
 - Desarrollo de proyectos piloto y demostraciones tipo granja “multidispositivo”.

Tecnologías renovables como la eólica, han conseguido reducir un 80% sus costes de producción eléctrica en las últimas dos décadas, y tal como recoge la EWEA (*European Wind Energy Association*) un 40% de esta reducción ha sido debida al I+D. A pesar de considerarse una tecnología madura, las previsiones son que todavía un 50% de las reducciones esperadas hasta el año 2020 seguirán debiéndose al I+D [16]. Estas proyecciones superarían el 60% en tecnologías en vías de maduración o emergentes como la solar termoeléctrica [17].

La energía eólica ha registrado un crecimiento superior al 22% en Europa en los últimos seis años, jugando España un papel destacado, con más de 12.000 MW instalados y el sector considera factible el suministrar el 16% de la demanda eléctrica en España en el año 2010 [18]. El fundamento de la tecnología eólica se basa en el aprovechamiento de la energía cinética de una masa de aire en movimiento. El aire al incidir sobre las palas de un aerogenerador da lugar a un trabajo mecánico de rotación y este a su vez mueve un generador que produce electricidad. Son determinantes en la cantidad de energía a aprovechar la velocidad del viento, la densidad del aire y el área barrida del rotor. La potencia aprovechada por la turbina en función de la velocidad del viento da lugar a la conocida como curva de potencia de la máquina, una vez que se le introducen los rendimientos

correspondientes al tren de potencia. Desde la posición de potencia máxima hasta la de freno el aerogenerador intenta mantenerse aproximadamente a la potencia nominal sirviéndose de los mecanismos de control. Para ello se utilizan distintas aproximaciones de adaptación como el paso fijo (la palas no pueden girar sobre si mismas), paso variable (giro de pala permitido), velocidad variable de giro en el rotor y basculación. El coeficiente de potencia viene dado por la relación entre la potencia aprovechada por el rotor, dependiente de la velocidad, y la cinética existente en el viento. Este coeficiente tiene un máximo teórico del 59% y conocido como el límite de Betz. La forma de conocer la energía generada por una turbina eólica en un periodo de tiempo precisa del conocimiento de la distribución de probabilidades de velocidades de viento. En general esta probabilidad se puede aproximar bien por un distribución estadística de Weibull. En condiciones medias y tecnología convencional se puede hacer una primera aproximación con la siguiente expresión para evaluar la energía producida anualmente (E) en kWh/año, a partir de la velocidad media anual del viento en un emplazamiento (\bar{v}) expresada en metros/segundo y el área barrida por el rotor (A) expresada en m:

$$E = 2,5(\bar{v})^3 A$$

Para una determinada velocidad de viento el incremento del área A aumenta proporcionalmente la energía producida. Por ello la tendencia es desarrollar aerogeneradores cada vez con un mayor diámetro de pala. Aunque los últimos desarrollos por encima de un MW de potencia no ofrecen abaratamiento en el coste de inmovilizado por kW instalado, que permanece invariante en el entorno de los 950 euros/kW, el aumento de tamaño permite acceder a vientos en mayor altura y conseguir una mayor producción anual. Hasta ahora el desarrollo tecnológico en eólica se ha tomado prestado de otros sectores industriales como el aeronáutico o el naval. Esto está empezando a cambiar, ya que el empuje del desarrollo en eólica está sirviendo para hacer transferencia de tecnologías a otros sectores [19]. En la actualidad se acomete en eólica la construcción de las estructuras rotativas más altas del planeta (figura 11), lo que implica el desarrollar nuevos conocimientos de utilidad para las industrias del acero y de los materiales compuestos.

En cuanto al tipo de sistema empleado, éste ha ido evolucionando a lo largo del tiempo. En la actualidad la opción más común es un tripala con eje horizontal y gran

tamaño. La torre que soporta la góndola y el rotor suele ser de acero y tubular, habiéndose prácticamente abandonado la opción de usar celosías por razones estéticas. La góndola acoge en su interior el tren de multiplicación, el generador y el sistema de transformación a electricidad y en su exterior posee veleta y anemómetro. La función del multiplicador es incrementar la velocidad de giro que llega del rotor (10-20 revoluciones por minuto) para adaptarla a las necesidades del generador (1.500 revoluciones por minuto). El generador produce corriente alterna mediante el uso de un alternador que generalmente suele ser asíncrono por razón de coste, aunque en la actualidad y en grandes máquinas se tiende cada vez más a analizar la opción de alternadores síncronos que proporcionan una mayor calidad en la corriente de salida. El rotor es el conjunto de palas y buje que las une y las conecta a la góndola y el mecanismo multiplicador. Las palas son muy similares a las alas de un avión y están fabricadas en poliéster o epoxy reforzado con fibra de vidrio. El aerogenerador se completa con un sistema de control, unos frenos hidráulicos para frenado del rotor y de la góndola, y con un sistema de orientación al viento.

Algunos de los retos y hechos a los que se tiene que enfrentar la energía eólica en su desarrollo son:

1. La aleatoriedad del viento, la integración de la electricidad producida en la red y su acoplamiento con las curvas de demanda energética. En nuestro país, el factor de capacidad medio anual es del 26%, pero fluctuando entre el 18% en meses de verano y el 35% en algunos meses de invierno). Desarrollo de nuevas herramientas y modelos dinámicos de predicción eólica.
2. La implantación a gran escala en terrenos complejos y/o con condiciones climáticas extremas, incluyendo el impulso de parques costa afuera. Desarrollo del binomio eólica-desalación.
3. El rápido escalado de tamaño del rotor y la tendencia al gigantismo, aventurándose la existencia de máquinas de 8-10 MW en el año 2010.
4. El incremento de la fiabilidad y eficiencia de los sistemas eólicos de pequeña potencia tanto para aplicaciones conectadas a red como aisladas. Desarrollo de procedimientos y plantas de ensayo específicos. Desarrollo de sistemas de almacenamiento de energía para las aplicaciones aisladas.

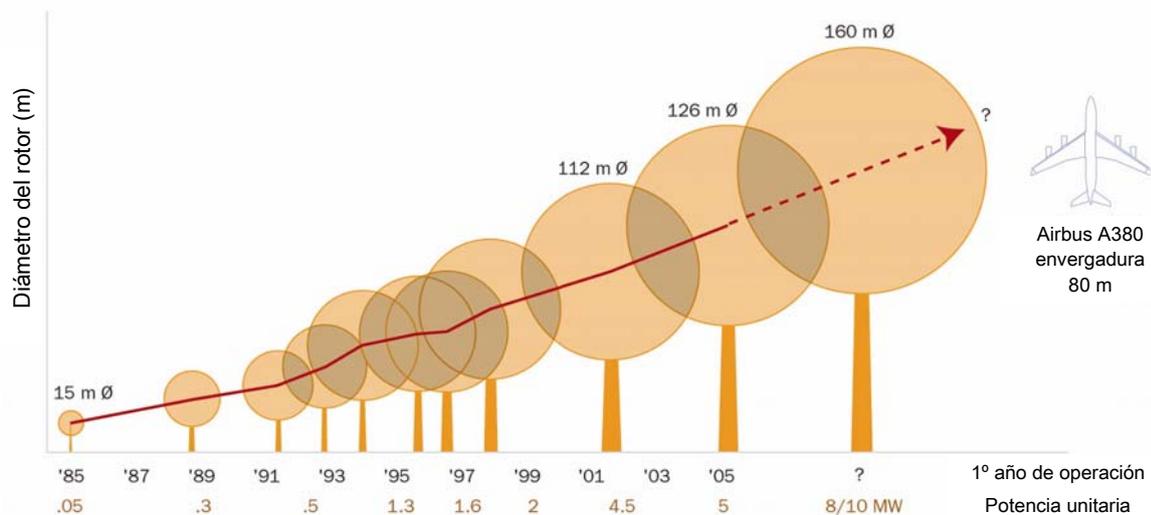


Figura 11. Evolución del tamaño de las turbinas eólicas durante su penetración en el mercado. En el año 1985 el diámetro típico del rotor era de 15 m, en 2005 el aerogenerador más grande alcanzaba los 126 m con una potencia unitaria de 5 MW.

La biomasa es la única de las energías renovables que permite replicar todo el ciclo de preparación y aplicaciones de los combustibles fósiles (figura 12). De ahí que su uso final admita la utilización para producir calor, electricidad o biocarburantes [20]. Se puede transportar y almacenar, por lo que el producto final y el recurso no tienen que residir en el mismo emplazamiento. Todas estas ventajas, son al mismo tiempo las que enmarañan el despegue tan esperado de la bioenergía, ya que son muy diversas y heterogéneas las biomásas, las aplicaciones, los agentes involucrados y los sectores afectados. En general la situación es de gran retraso en la consecución de los objetivos previstos para el año 2010, con la excepción de la producción de biogás. Los pocos proyectos realizados hasta la fecha, se han basado en el uso de residuos de procedencia industrial, existiendo un casi nulo avance en el uso de cultivos energéticos y de residuos agrícolas [21]. El desarrollo tecnológico y el I+D deben incidir fundamentalmente en dos grandes líneas: la producción de biocombustibles sólidos para la obtención de calor y electricidad, y el desarrollo de procesos y tecnologías para la producción de biocarburantes [13]. Desde el interés nacional se consideran estratégicos para España el desarrollo tanto de los cultivos energéticos como la producción del biodiesel y el bioetanol.

Aunque muchas de las aplicaciones energéticas de la biomasa se consideran ya maduras, sobre todo las relacionadas con su aprovechamiento térmico, la realidad

es que todavía los rendimientos en la cadena de conversión y su competitividad necesitan desarrollo tecnológico.

Cuadro 4 Tabla 4. Grado de desarrollo de las principales tecnologías de aprovechamiento energético de la biomasa [22].

Tecnología	Grado de desarrollo
Fermentación a bio-etanol	Desarrollo ya comercial, pero con coste muy elevado, baja eficiencia y producción (~55 GJ/ha con celulosa y 75 GJ/ha con hemi-celulosa) Retos: Reducción de costes, mejorar productividad, uso de hemi-celulosa y uso de lignina. Uso de variedades no convencionales como patata, sorgo o paja de cereal. En España se ha puesto recientemente en funcionamiento en Babilafuente (Salamanca) la primera planta comercial Europea que utiliza biomasa lignocelulósica para producción de bio-etanol.
Producción de biodiesel	Tecnología probada con alto coste y bajo rendimiento (~40 GJ/Ha). Retos: Uso de especies oleaginosas de bajo coste, valorización de los subproductos y producción continua.
Digestión anaerobia	Estado comercial excepto los digestores. Alto coste, baja eficiencia y productividad. Retos: Escalado, reducción de costes y uso de residuos heterogéneos.
Combustión de biomasa	Comercial. Problemas de emisiones y baja eficiencia a pequeña escala (~170 GJ/ha calor, ~50 GJ/ha electricidad). Retos: Emisiones, garantía de suministro y calidad de la materia prima y estabilidad de la combustión.
Gasificación de biomasa	Tecnología todavía a escala de demostración. Coste moderado y alta eficiencia (~80 GJ/ha electricidad, ~160 GJ/ha cogeneración). Retos: Calidad del gas, reducción coste, adaptación a pequeños tamaños para producción de hidrocarburos líquidos (gas to liquid) e hidrógeno.
Pirólisis rápida	Tecnología en desarrollo. Coste y eficiencia moderados. Produce bio-combustibles que pueden almacenarse y transportarse, o utilizarse como producto químico. Reto: Calidad y estándares de los productos obtenidos, desarrollo de aplicaciones industriales. Integración en bio-refinería.

Tal y como puede observarse en el cuadro 4, la producción por hectárea resulta limitada en términos energéticos en las distintas tecnologías, tanto térmicas como

biológicas. A esto se añade la limitación del recurso en nuestro país y en Europa. No obstante, el elevado número de terrenos agrícolas con actividad reducida o nula se cifra en varios millones de hectáreas, por lo que la utilización de terrenos en estado de abandono puede resultar altamente beneficioso. La potencial aplicación de la biomasa en el sector de los biocarburantes tiene un gran valor añadido que compensa en gran medida las ineficiencias en el proceso de conversión. Las aplicaciones en biorefinería y en proceso gas a líquidos son también de gran valor estratégico.

De forma general, los principales temas de investigación que se requieren en el ámbito de la biomasa son:

1. Impulso de la investigación y demostración de la cadena integral de producción de nuevos cultivos energéticos, incluyendo las fases de muestreo y caracterización energética estandarizada del recurso, evaluación del recurso, maquinaria y métodos de recolección mecanizada, pretratamiento, almacenamiento y tratamiento.
2. Desarrollo de sistemas de conversión térmica como la combustión avanzada, cocombustión, gasificación y pirólisis, tanto para uso doméstico como industrial.
3. Extensión de los procesos anteriores a la conversión termoquímica con producción de hidrógeno y gas de síntesis, líquidos biosintéticos y otros biocombustibles.
4. Desarrollo de procesos de hidrólisis (ácida o enzimática), fermentación y destilación para la obtención de bioetanol más competitivo a partir de variedades vegetales no convencionales como patata, sorgo o paja de cereal.
5. Desarrollo de procesos de producción de biodiesel con especies oleaginosas de bajo coste, figura 12.

tiene muchas similitudes con las tecnologías termoeléctricas convencionales basadas en la conversión mecánica del calor, y ulteriormente la generación eléctrica, en un alternador a partir de un movimiento mecánico rotativo. Las centrales termosolares para producción de electricidad implican siempre diseños de sistemas de concentración que tratan de migrar a gran tamaño, y en condiciones reales de operación, geometrías que se aproximan a la del concentrador parabólico ideal. Habitualmente se usan concentradores solares por reflexión para alcanzar las temperaturas requeridas en la operación de los ciclos termodinámicos. Los tres conceptos de concentración solar más utilizados son [23]:

1. Concentradores cilindro-parabólicos: son concentradores de foco lineal con seguimiento en un solo eje, concentraciones de la radiación de 30 a 80 veces y potencias por campo unitario de 30 a 80 MW.
2. Sistemas de torre o de receptor central: consisten en un campo de helióstatos que siguen la posición del Sol en todo momento (elevación y acimut) y orientan el rayo reflejado hacia el foco colocado en la parte superior de una torre. Los órdenes de concentración son de 200 a 1.000 y las potencias unitarias de 10 a 200 MW.
3. Discos parabólicos: son pequeñas unidades independientes con reflector parabólico habitualmente conectado a un motor Stirling situado en el foco. Los niveles de concentración son superiores (1.000-4.000) y las potencias unitarias son de 5 a 25 kW, figura 13.

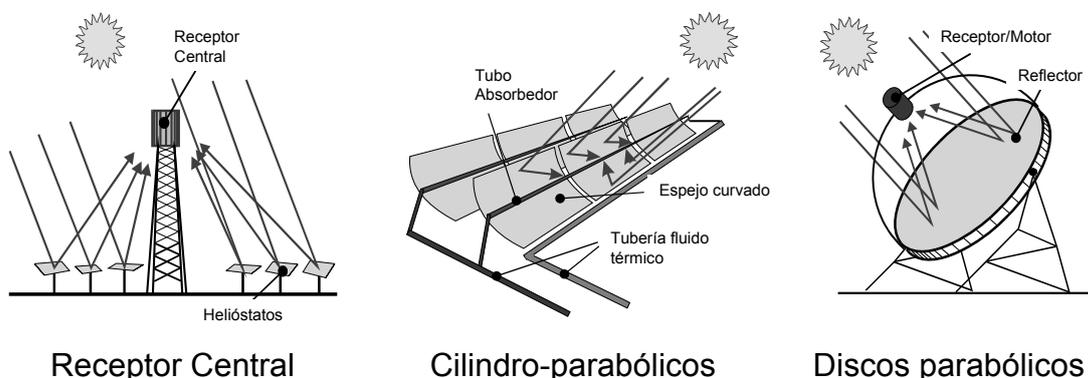


Figura 13. Configuraciones más habituales de los sistemas de concentración solar por reflexión utilizados en CET.

A pesar del indudable potencial de las tecnologías de concentración solar y del éxito operacional de las plantas SEGS en California, cuyos 354 MW suministran desde hace 15 años el 90% de la electricidad comercial de origen solar en el mundo, la realidad muestra que todavía no se ha conseguido el deseado hito rompedor y que las CET tengan aceptación y un uso comercial amplio. Un estudio independiente promovido por el Banco Mundial [24], confirma a las CET como la forma más económica de producir electricidad a gran escala a partir de la energía solar. Su diagnóstico sitúa, no obstante, el coste directo de capital de una CET en 2,5 a 3,5 veces el de una planta térmica convencional y la electricidad que producen alcanza un precio de generación de dos a cuatro veces superior, cuadro 5.

Cuadro 5. Características más reseñables de las centrales eléctricas termosolares

	Cilindro-parabólicos	Receptor Central	Discos Parabólicos
Potencia	30-80 MW*	10-200 MW*	5-25 kW
Temperatura operación	390 °C	565 °C	750 °C
Factor de capacidad anual	23-50 %*	20-77 %*	25 %
Eficiencia pico	20 %	23 %	29,4 %
Eficiencia Neta Anual	11-16 %*	7-20 %*	12-25 %
Estado comercial	Disponible comercialmente	Demostración	Prototipos-demostración
Riesgo Tecnológico	Bajo	Medio	Alto
Almacenamiento disponible	Limitado	Sí	Baterías
Diseños híbridos	Sí	Sí	Sí
Coste W instalado			
€/W	3,49-2,34*	3,83-2,16*	11,00-1,14*
€/Wp**	3,49-1,13*	2,09-0,78*	11,00-0,96*

* El rango indicado se refiere al periodo de 2005 al año 2030.

** €/Wp se refiere al coste por W(pico) instalado eliminando el efecto de almacenamiento de energía, tal y como se hace en la energía solar fotovoltaica.

Desde el año 2004 existe en nuestro país un marco legal que ampara la producción de electricidad con este tipo de tecnología. Este hecho, unido a la existencia de una instalación experimental única en el mundo, ubicada en la plataforma solar de Almería, dependiente del CIEMAT, está contribuyendo a una actividad frenética en la promoción y construcción de centrales solares termoeléctricas en España, donde tenemos más de 1.500 MW actualmente en distintos estados de promoción, construcción y operación. Cabe añadir la existencia de un programa muy ambicioso en California con el objetivo de 3.000 MW. Tanto en España como en Estados Unidos, las empresas españolas se encuentran en una clara posición de liderazgo,

por lo que cabe esperar que nuestro país sea el referente mundial en esta tecnología en los próximos años. Asimismo, proyectos en otros países como Argelia, Marruecos o Suráfrica, están siendo desarrollados por empresas españolas. El estado tecnológico actual permite asegurar que para tamaños en el entorno de 30-50 MW se pueden alcanzar en punto de diseño el 21-23% de rendimiento en la conversión solar-electricidad y costes de producción de 0,15-0,17 euros/kWh, con proyecciones de costes de producción a corto-medio plazo de 0,08 euros/kWh.

Las aplicaciones de la energía solar fotovoltaica están basadas en el aprovechamiento del efecto fotovoltaico que resulta al incidir la radiación solar sobre un cierto tipo de materiales semiconductores. Para comprender este fenómeno se puede pensar esquemáticamente en una situación donde la acción de la luz sobre un material produce transiciones a estados excitados, generando en el material pares electrón-hueco que mediante un mecanismo adecuado son conducidos a un circuito exterior, donde la energía cedida por los fotones es disipada o almacenada [25]. Básicamente la unión de dos semiconductores con valores de E_g (energía de separación entre bandas del semiconductor) adecuados y sus correspondientes contactos eléctricos da lugar a una célula solar fotovoltaica, tal como ilustra la figura 14, donde se hace una representación esquemática de una célula solar fotovoltaica y de su circuito eléctrico equivalente. Las células solares se suelen clasificar generalmente por el tipo de material semiconductor que actúa como absorbedor de la radiación solar, pudiéndose establecer los siguientes grupos:

1. Células basadas en el silicio cristalino, monocristalino (c-Si) y multicristalino (m-Si).
2. Células de lámina delgada o en capa fina de sus componentes activos, películas de silicio (TF-Si), silicio amorfo (a-Si), calcopiritas (CIGS), y telururo de cadmio (CdTe).
3. Células III-V o de alta eficiencia. Las células solares son generalmente conectadas o dispuestas en serie al objeto de obtener voltajes de operación adecuados a la aplicación a realizar. Estas series de células se encapsulan habitualmente entre vidrio y/o películas poliméricas como el tedlar, poliéster, etc.

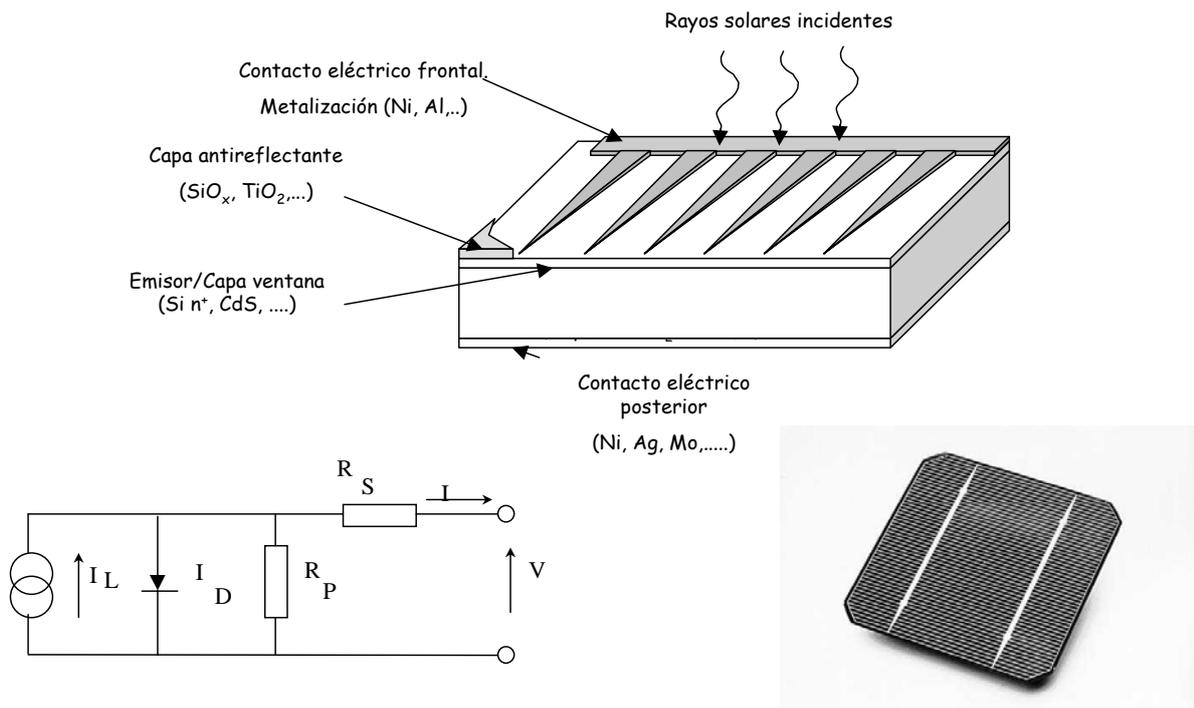


Figura 14. Representación esquemática de una célula solar fotovoltaica, de su circuito eléctrico equivalente, y de una célula solar de silicio.

Los componentes de un sistema FV son diversos según sea la aplicación y el tipo de central [26]. En general los componentes más importantes en una instalación son:

En sistemas conectados a red:

- Generador fotovoltaico.
- Estructuras soporte fijas o con seguimiento.
- Inversor para conexión a red.

En sistemas autónomos con acumulación eléctrica:

- Generador fotovoltaico.
- Estructuras soporte fijas o con seguimiento.
- Inversor fotovoltaico autónomo (opcional).
- Acumuladores (opcional), básicamente baterías.

Debido al crecimiento del sector FV (aumento de potencia de las instalaciones y a las nuevas aplicaciones de integración en edificios y centrales de mayor potencia) los módulos FV convencionales de 36 células de 100 centímetro cuadrado de 50 Wp y 0,5 metros cuadrados están evolucionando a módulos de 72 a 144 células de

225 a 900 centímetro cuadrado, dando lugar a módulos de 100 a 300 W de potencia y de 1 a 3 m² de tamaño. Las células de silicio monocristalino siguen configurando los módulos FV de mayor rendimiento, pero el mercado mundial se está desplazando hacia la utilización del silicio policristalino. El silicio amorfo, está perdiendo cuota del mercado frente al fuerte crecimiento del silicio cristalino (mono y poli). Dentro de las células de alto rendimiento destacan las células de dedos enterrados (tecnología Saturno), las células crecidas en cinta por el borde y las células monocristalinas recubiertas por ambas caras por capas de silicio amorfo (tecnología hit-power). Otras nuevos tipos de módulos están apareciendo de forma significativa en el mercado como los basados en diseleniuro de cobre e indio (CIS) y las células de silicio policristalino crecido en bandas (tecnología APEX de Astro Power). Una nueva tendencia generalizada en producción de células cristalinas es el uso de células más delgadas donde, para su obtención, se puede ahorrar hasta un 50% de material base. Los rendimientos actuales de células comerciales dependen del fabricante y tipo de células empleadas, según se muestra en el cuadro 6.

Cuadro 6.-. Rendimientos teóricos, en laboratorio y en producción comercial para distintas tecnologías de células FV.

	Teórica	Laboratorio	Comercial
Silicio monocristalino	27 %	24 %	13 - 16 %
Si-m en cinta	27 %	20 %	13 - 14 %
Silicio policristalino	26 %	19 %	11 - 13 %
Si-p en banda	25 %	14 %	9 - 10 %
Silicio amorfo	25 %	13 %	6 - 8 %
AsGa	30 %	26 %	18 - 20 %
CIS-G	28 %	18 %	8 - 12 %
TeCd	29 %	16 %	7 - 9 %

A pesar de la diversidad de materiales mencionada, el mercado actual centra su producción básicamente en el uso del silicio. Las estadísticas correspondientes al año 2005 reflejan una producción de células FV superior a 1.800 MWp, de los cuales el 90,6% eran de silicio cristalino; 4,7% de Si amorfo; 1,6% de CdTe; 0,6% de CIGS y 2,9% de otras tecnologías. En España el 100% de la producción es de silicio cristalino. El fuerte incremento de demanda que se registra en los últimos años a consecuencia de las tarifas premiadas a la producción eléctrica está dando lugar a que diversos consorcios industriales se están planteando la producción comercial de células de lámina delgada en nuestro país.

En cuanto al sistema FV en su conjunto, para lograr reducir costes y aumentar el rendimiento también se están haciendo esfuerzos para reducir las pérdidas, lo que se puede lograr utilizando seguidores del Punto de Máxima Potencia (PMP), optimizando la sección del cableado, convertidores electrónicos de alto rendimiento, etc. Como el coste de la electrónica de potencia en los sistemas FV es de un 15 % del coste de los módulos FV, siempre es ventajoso utilizar convertidores DC/AC o DC/DC, balastos electrónicos, transformadores y seguidores del PMP de alto rendimiento aunque su coste se incrementase un 50%. Una nueva tendencia la marca el aumento de instalaciones de sistemas FV con seguimiento solar (especialmente en España) en un eje (horizontal, acimutal o polar) o en dos ejes, porque en determinadas situaciones el coste adicional del sistema de seguimiento sobre un sistema fijo está compensado por el aumento anual de la producción. Esta ganancia energética depende del clima y del lugar, y se mueve en el rango del 30-40% anual. Por último, aunque se están realizando proyectos de I+D y de demostración de sistemas de concentración, éstos todavía no son suficientemente fiables para que se inicie su comercialización. No obstante, con el desarrollo comercial de los seguidores solares para panel plano se está iniciando la instalación de sistemas de seguimiento de baja concentración (espejos en V con concentraciones entre 1,5 y 3 X). Un ejemplo reciente lo constituye la planta Sevilla-PV de 1,2 MW financiada parcialmente por la Comisión Europea, promovida por la empresa Abengoa y ubicada en la provincia de Sevilla. En todo caso la reducción de costes en la tecnología fotovoltaica se registra de una manera lenta y sólo mediante la combinación de un mercado acelerado y la aparición de hitos rompedores será posible alcanzar la competitividad. El Documento estratégico de la Plataforma

Tecnológica Europea de FV plantea como visión el alcanzar un coste llave en mano de sistema de un euro/Wp hacia el año 2030 para lo cual se debería alcanzar una potencia instalada en el mundo de 1.000 GWp, de los cuales 200 GWp estaría en Europa [27].

Como resumen general de las necesidades de desarrollo dentro de las distintas tecnologías solares podríamos relacionar:

1. La tecnología fotovoltaica debe trabajar en la obtención de nuevos hitos tecnológicos rompedores en células, módulos y sistemas, que permitan acelerar la tendencia de reducción de costes actual y alcanzar el deseado objetivo de 1 euro/Wp. Reducción de espesor y de coste de producción, así como incremento del rendimiento en las células de silicio cristalino. Reducción de coste y aumento de superficie en la producción de materiales en lámina delgada y dispositivos heterounión. Nuevos conceptos como células orgánicas y poliméricos, o células de concentración III-V. Diseño de nuevos sistemas integrados con bajo coste y alta durabilidad [28].
2. La energía solar termoeléctrica debe demostrar sus primeros sistemas en conexión a red basados en tecnologías maduras de aceite, agua/vapor y sales fundidas, tanto en plantas con concentradores cilindro-parabólicos, como en sistemas de torre con receptor central. El objetivo para la siguiente generación de plantas comerciales es bajar de los 1.500 euros/kW y conseguir bajar de 0,08 de euro/kWh, con sistemas capaces de operar por encima de las 4.000 horas anuales equivalentes. Este objetivo se pretende conseguir a través del uso de tecnologías que vienen siendo desarrolladas y cualificadas en España desde los años ochenta. En tecnología de colectores cilindroparabólicos se persiguen mejoras que permitan reducir el número de intercambiadores y etapas, como es el caso del desarrollo de la tecnología de generación directa de vapor con ensayo en planta piloto y posterior escalado. Reseñar, por último, el desarrollo de nuevas generaciones de receptores volumétricos refrigerados por aire e integración en ciclos termodinámicos avanzados, así como el desarrollo de grandes sistemas de almacenamiento térmico [29].
3. La química solar centra su actividad de I+D en la producción de combustibles solares que permitan almacenar estacionalmente y transportar la energía solar a grandes distancias, con especial dedicación al hidrógeno producido por vía

termoquímica a partir de la utilización de ciclos con óxidos metálicos. La destoxificación solar de efluentes líquidos, y aguas y aire contaminado mediante la solarización de procesos fotocatalíticos es también de gran importancia. Otros procesos de gran interés lo constituyen la síntesis y tratamiento de materiales con radiación solar, la utilización en procesos industriales y en procesos fotoquímicos [30].

4. El calor y frío solar han de profundizar en el desarrollo de materiales eficientes y de bajo coste, en particular recubrimientos y materiales antirreflectantes. Nuevos captadores solares con mejor integración en edificios, así como para aplicaciones a media temperatura, hasta 250 °C. Sistemas combinados para agua caliente y calefacción. Sistemas solares para desalación y también para refrigeración [13]. La refrigeración solar es una aplicación que se espera cobrará gran auge en los próximos años, siendo una prioridad su desarrollo y demostración en España.

El mercado de las EERR

IMPLANTACIÓN DE LAS ENERGÍAS RENOVABLES EN EL MUNDO

El mercado mundial de las energías renovables ha crecido de forma robusta en 2005 [31-41], tal y como se muestra en el cuadro 7. España se encuentra en los puestos de cabeza en algunas de las tecnologías renovables, fundamentalmente en el ámbito de la energía solar y eólica, así como en biocarburantes (cuadro 8). La gran hidroeléctrica ha crecido 12-14 GW en 2005, siendo China (7 GW nuevos), Brasil (2,4 GW) e India (1,3 GW) los principales impulsores. La minihidráulica se ha incrementado en 5 GW hasta alcanzar los 66 GW, de los cuales 38,5 GW están en China. La eólica ha sido la segunda renovable en nueva capacidad instalada, con 11,5 GW lo cual representa un crecimiento del 24%, hasta alcanzar los 59 GW. Más de la mitad de los nuevos parques se ubican en sólo tres países (Estados Unidos con 2,4 GW, Alemania (1,8 GW) y España (1,8 GW). India ha sobrepasado ya a Dinamarca y ocupa la cuarta posición, con la instalación de 1,4 GW en 2005. Se han producido fuertes crecimientos en China, con 0,5 GW nuevos. Empiezan a crecer las instalaciones de eólica marina con 180 MW nuevos. La biomasa para generación de electricidad y calor continúa su crecimiento, habiéndose registrado un incremento de 2-3 GW nuevos en el año 2005, con lo que la capacidad instalada asciende a 44 GW. Se vienen registrando crecimientos del 50% y superiores en algunos países de la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico como Alemania,

Hungría, Holanda, Polonia y España. En algunos países en vías de desarrollo como Tailandia han proliferando pequeñas instalaciones, acumulando unos 50 pequeños proyectos que suman 1 GW. Se han instalado algunas plantas de producción eléctrica a partir de bagazo procedente de la industria del azúcar de caña en países como Filipinas y Brasil. La energía geotérmica tuvo también cierto crecimiento con 0,5 GW de nueva planta, fundamentalmente en Estados Unidos. Hay en estos momentos plantas en construcción en 11 países.

Cuadro 7.- Capacidad de energía renovable instalada en 2005 y acumulada [31])

	Añadido en 2005	Acumulado a finales de 2005	Porcentaje crecimiento 2005
Generación electricidad			
Gran hidráulica	12-14 GW	750 GW	1,5-2%
Mini-hidráulica	5 GW	66 GW	8%
Eólica	11,5 GW	59 GW	24%
Biomasa	2-3 GW	44 GW	---
Geotérmica	0,3 GW	9,3 GW	3%
FV, conectada a red	1,1 GW	3,1 GW	55%
FV, aislada	0,3 GW	2,3 GW	15%
Solar termoelectrica	~0	0,4 GW	---
Oceánica	~0	0,3 GW	---
Agua caliente y calor			
Biomasa	n/d	220 GW	---
Solar térmica	13 GW	88 GW	14%
Geotérmica	2,6 GW	28 GW	9%
Carburantes transporte			
Etanol	2,5x10 ⁹ litros	33x10 ⁹ litros	8%
Biodiesel	1,8x10 ⁹ litros	3,9x10 ⁹ litros	85%

Cuadro 8.-. Principales países en penetración de las EERR, [31].

Países líderes	1	2	3	4	5
Cantidad anual o capacidad añadida en 2005					
Inversión anual	Alemania/China		EEUU	Japón	España
Energía eólica	EEUU	Alemania	España	India	China
Solar FV (red)	Alemania	Japón	EEUU	España	Francia
Solar agua caliente	China	Turquía	Alemania	India	Austria/Grecia/Japón
Bioetanol	Brasil/EEUU		China	España/India	
Biodiesel	Alemania	Francia	Italia	EEUU	República Checa
Capacidad total acumulada en 2005					
Total renovables (excl. gran hidráulica)	China	Alemania	EEUU	España	India
Mini-hidráulica	China	Japón	EEUU	Italia	Brasil
Energía eólica	Alemania	España	EEUU	India	Dinamarca
Biomasa	EEUU	Brasil	Filipinas	Alemania/Suecia/Finlandia	
Solar FV (red)	Alemania	Japón	EEUU	España	Holanda
Solar agua caliente	China	Turquía	Japón	Alemania	Israel
Geotérmica	EEUU	Filipinas	México	Indonesia	Italia

La fotovoltaica conectada a red ha registrado el mayor crecimiento porcentual, con el 55% de aumento, llegándose a una potencia acumulada de 3,1 GW. Más de la mitad del aumento global se centra en un solo país, Alemania (600 MW en un año). En el caso de Japón la FV ha aumentado en 300 MW y 70 MW en Estados Unidos. Sumando las aplicaciones sin conexión a red, la potencia total instalada es de 5,4 GW.

El total de capacidad eléctrica instalada con energías renovables asciende a 180 GW, excluyendo la gran hidráulica. Los «top-seis» han sido China (42 GW),

Alemania (23 GW), Estados Unidos (23 GW), España (12 GW), India (7 GW) y Japón (6 GW).

La capacidad de energía solar térmica para agua caliente sanitaria se incrementó el 14% hasta alcanzar los 88 GWt. El gran mercado mundial se ubica en China, con el 80% de la nueva capacidad instalada y el 60% del total. En Europa la energía solar térmica se incrementó en 1,3 GWt.

La producción de etanol ascendió a 33.000 millones de litros en el año 2005, la mayor parte en Estados Unidos. Por primera vez Estados Unidos ha superado a Brasil en este mercado. En todo caso la penetración en Brasil continúa siendo reseñable, representando el 41% del combustible para transporte utilizado en el país por vehículos no-diesel. El mercado de vehículos “flex” ha seguido aumentando en Brasil, representando en el año 2005 el 70% del mercado de vehículos no diesel. La Unión Europea ha incrementado su producción en el año 2005 un 70%, aunque todavía por debajo de los niveles de Brasil y Estados Unidos.

La producción de biodiesel es todavía muy inferior a la de etanol, con valores de 3.900 millones de litros. El crecimiento en términos porcentuales es, no obstante, muy importante. El biodiesel incremento en Europa su producción en un 75%, liderando países como Alemania, Francia, Italia y Polonia. En Estados Unidos su producción se ha triplicado, cuadro 9.

Cuadro 9.- Capacidad eléctrica renovable instalada en el mundo a finales de 2005. Cifras en GW. Gran hidráulica no incluida.

Tecnología	Total mundial	Países en desarrollo	EU-25	China	Alemania	EEUU	España	India	Japón
Mini-hidráulica	66	44	12	38,5	1,6	3,0	1,7	1,7	3,5
Eólica	59	6,3	40,5	1,3	18,4	9,2	10,0	4,4	1,2
Biomasa	44	24	8	2,0	1,7	7,2	0,5	0,9	>0,1
Geotérmica	9,3	4,7	0,8	~0	0	2,8	0	0	0,5
FV red	3,1	~0	1,7	~0	1,5	0,2	<0,1	~0	1,2
Solar termoeléctrica	0,4	0	~0	0	0	0,4	~0	0	0
Oceánica	0,3	0	0,3	0	0	0	0	0	0
Total renovables	182	79	63	42	23	23	12	7	6

(excl. gran hidráulica)									
Para comparación:									
Gran hidráulica	750	340	115	80	7	95	17	n/d	45
Capacidad eléctrica total	4.100	1.500	710	510	130	1.060	78	n/d	280

INVERSIONES E INDUSTRIA EN EL MUNDO

En el año 2005 se ha registrado un record de inversiones en EERR, alcanzándose los 38.000 millones de dólares. Alemania y China son los líderes, con aproximadamente 7.000 millones de dólares cada uno, seguidos de Estados Unidos, España, Japón e India. Es notable la posición de España en eólica y fotovoltaica. Se están produciendo cambios de liderazgo importantes en los últimos años, con un claro primer puesto de Alemania en instalaciones FV y de Estados Unidos en nuevos parques eólicos y etanol.

La industria de las EERR ha captado la atención de nuevos inversores, habiendo aumentado el número de grandes empresas y corporaciones que disponen de compañías o divisiones en energías renovables. En el año 2005 el número de éstas con valoración de mercado superior a los 40 millones de dólares ha subido de 60 a 85, sumando un total de 50.000 millones de dólares en valor de mercado. Las más recientes incorporaciones son Suntech Power (China), Suzlon (India), REC (Norway) y Q-cells (Germany), todas ellas muy dadas a Oferta Pública de Adquisición (OPAS) iniciales. Después de las correspondientes OPAS, la capitalización de mercado de Suzlon, REC y Suntech superó los 5.000 millones de dólares.

El mayor número de compañías se sitúa en el campo de la FV que se está convirtiendo en el uno de los sectores industriales con mayores beneficios. La producción global aumento desde 1.150 MW en 2004 a 1.700 MW en el año 2005. Japón es el líder en producción de células (830 MW), seguido de Europa (470 MW), China (200 MW), y Estados Unidos (150 MW). La escasez de silicio ha venido afectando a la producción. El principal fabricante europeo es Q-Cells, que ha duplicado su producción en el año 2005. Las principales compañías japonesas son Sharp y Kyocera y también han incrementado su producción en un 30%, mientras que Sanyo ha saltado a la cuarta plaza. En China, la fabricación de células se ha triplicado, desde 65 MW hasta 200 MW (300 MW a final de año), y la de módulos se

ha duplicado, alcanzando los 250 MW (400 MW a final de año). Tres nuevos fabricantes Chinos han anunciado planes para expandir la producción en más de 1500 MW en el año 2008, (Nanjing CEEG PV Tech, Yingli Solar y Suntech Power).

La industria eólica se ha expandido internacionalmente en varios frentes. Vestas de Dinamarca, el líder mundial con el 30% del mercado, ha abierto factoría de palas en Australia y planea abrir una factoría en China en el año 2007 paera el montaje de góndolas y rotores. Nordex de Alemania comenzó ya a producir palas en China. Gamesa de España ha invertido 30 millones de dólares para abrir tres nuevas plantas de fabricación en Estados Unidos. Gamesa y Acciona de España, Suzlon de India y GE Energy de Estados Unidos han abierto también factorías en China. Tanto Acciona como Suzlon han invertido más de 30 millones de dólares cada una. Dos nuevos fabricantes nacionales han comenzado también a fabricar en China. Harbin Electric Machinery Co, uno de los mayores productores de generadores eléctricos en China, ha completado el diseño y ensayo de un aerogenerador de 1,2 MW y está preparando su fabricación en serie. Harbin es el primer diseño propio de un fabricante chino, lo cual representa toda una novedad. Dongfang Steam Turbine Works comenzó a producir aerogeneradores de 1,5 MW y ha instalado cuatro en el año 2005. En total hay cuatro fabricantes chinos, que producen el 29% de los aerogeneradores instalados en China en el año 2005.

La industria eólica vio como en 2005, la demanda superó a la oferta, fundamentalmente debido al salto importante en el mercado de Estados Unidos, desde 390 MW en el año 2004 a 2400 MW en el año 2005, por la renovación de las exenciones fiscales que habían expirado en 2003. Esto incrementó los precios, dado que los fabricantes de turbinas era reacios a incrementar producción, dado que las exenciones fiscales vuelven a expirar en el año 2007.

El sector industrial de bombas de calor para la energía geotérmica ha estado muy dinámico en los últimos años. Existe una docena de fabricantes europeos, los cuales se ubican en los principales mercados como Suecia, Alemania, Suiza y Francia. El mercado está siendo controlado cada vez más por grandes grupos industriales que están adquiriendo compañías especializadas en bombas de calor para geotérmica.

La energía solar termoeléctrica tras dos décadas de parada en que el único referente mundial se encontraba en las plantas SEGS de Luz en California, ha vuelto a revitalizarse. En Estados Unidos una nueva planta de 64 MW ubicada en Nevada

está finalizando su construcción promovida por Solargenix y la empresa española Acciona Energía, la cual recientemente ha anunciado una iniciativa similar en la localidad de Moura en el sur de Portugal. Aparte de estas dos iniciativas hay que reseñar que el gran foco de desarrollo de nuevas plantas se encuentra en España, basándose en a la existencia de una tarifa favorable de la electricidad producida por centrales eléctricas termosolares. En la actualidad hay más de 20 proyectos en fase de promoción que superan los 1.500 MW y desarrollados por distintos consorcios industriales. Los principales promotores y desarrolladores son ACS-Cobra, Abengoa, Iberdrola, Samca, Acciona, Ibereólica y Sacyr. Abengoa ha inaugurado recientemente la primera planta de 10 MW situada en la provincia de Sevilla y ha ganado el concurso para suministrar la primera planta que va a ser construida en Argelia. Sin duda serán Estados Unidos y España, junto con algunos países del norte de África y Australia, los mercados naturales de estas primeras plantas. Las empresa españolas antes referidas y otras que están aproximándose a la tecnología serán, sin duda, pioneras y líderes mundiales, cuadro 10.

Cuadro 10.-. Producción mundial de biocarburantes en 2005 [31]).

País	Bio-etanol (x10 ⁹ litros)	Bio-diesel (x10 ⁹ litros)
Brasil	15	-
EEUU	15	0,25
Alemania	0,2	1,9
China	1	-
Francia	0,15	0,6
Italia	-	0,5
España	0,3	0,1
Canadá	0,2	0,1
India	0,3	-
Colombia	0,2	-
Suecia	0,2	-
Total UE	0,9	3,6
Total Mundo	33	3,9

En el ámbito de los biocarburantes, y más concretamente en el etanol, Estados Unidos lidera el crecimiento con 95 plantas de producción y una capacidad de producción de 16.400 millones de litros/año. A mediados del año 2006 se habían construido 35 nuevas plantas y otras nueve estaban siendo ampliadas. Hay que mencionar aquí el papel que juega la empresa española Abengoa, con una importante penetración en el mercado de Estados Unidos. En Canadá hay seis nuevas plantas de bioetanol en construcción con una capacidad de 700 millones de litros/año. Brasil tiene más de 300 plantas operando y 80 nuevas han sido

licenciadas en el año 2005. El biodiesel y su industria está creciendo fuertemente. La Unión europea tiene una capacidad de producción de 6.000 millones de litros/año a mediados del año 2006. En Estados Unidos hay operando 53 plantas con una capacidad de 1.300 millones de litros/año, y hay otras 44 plantas en construcción lo que duplicará la producción. Canadá tiene dos plantas en operación con una producción de 100 millones de litros/año.

INVERSIONES E INDUSTRIA EN ESPAÑA

El desarrollo de las EERR en España es, cuando menos, paradójico. En los últimos años se evidencia una penetración importante de algunas renovables, pero la situación es muy desigual. La evolución más positiva corresponde a los biocarburantes, el biogás y la energía eólica en la que se han instalado más de 11.000 MW y conectado a red, representando ya el 8% del consumo eléctrico del país. Se ha fijado un ambicioso objetivo de potencia instalada de 20.000 MW para el año 2010 y se espera que pueda contribuir con un 16% de la demanda. Por el contrario, las distintas tecnologías renovables presentan evidentes retrasos en su implantación, lo mismo que la biomasa. No obstante, en aquellos casos donde el producto final es la electricidad, están recibiendo un fuerte impulso desde la aprobación del Real Decreto. 436/2004. Por ejemplo, las granjas FV con potencias unitarias de hasta 100 kW están recibiendo una enorme atención y el PER fija un objetivo para el año 2010 de 450 MW (PER, 2005). Algo parecido sucede con las centrales eléctricas termosolares. En el caso de la energía solar térmica de baja temperatura el retraso es muy importante, pero se espera que empiece un fuerte impulso tras la reciente aprobación del Código Técnico de la Edificación, de forma que todavía se mantiene el objetivo de alcanzar casi cinco millones de metros cuadrados en el año 2010.

La energía eólica tiene un peso importante en la economía española, ya que en el año 2005 casi 500 empresas participaron en esta industria a lo largo de las diferentes etapas. Destacan fundamentalmente dos fabricantes de aerogeneradores en el mercado español: Gamesa Eólica (que hoy incluye MADE) y Ecotecnia, dado que suministran el 75% de toda la potencia eólica instalada y son líderes mundiales en la fabricación de aerogeneradores, figura 15.

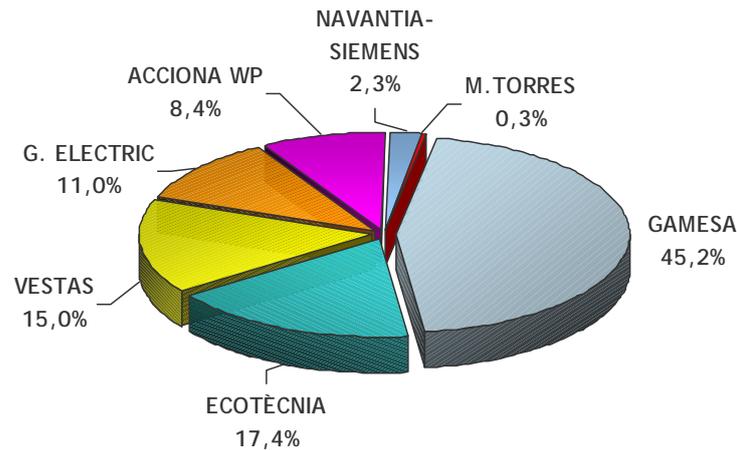


Figura 15. Distribución de suministro de aerogeneradores en España en 2005 por fabricantes.

Se estima que la fabricación e instalación de parques eólicos genera seis puestos de trabajo por MW y año, mientras que la operación y mantenimiento de las instalaciones da empleo a entre 100 y 400 personas por TWh generado y año. Entre los fabricantes de palas cabe destacar LM composites, de origen danés, con plantas de fabricación en las provincias de Toledo, La Coruña y León.

En el sector FV operan 16 empresas de fabricación de equipos, siendo Isofón, BP Solar y Atersa los principales fabricantes. Además existen más de 70 empresas con actividades de instalación y distribución, así como otras 18 dedicadas a promoción de instalaciones e ingeniería. El sector presenta elevados índices de creación de empleo, estimándose que unas 5.500 personas trabajan directa o indirectamente en la industria fotovoltaica española.

En la energía solar térmica existen cerca de 200 empresas, principalmente ingenierías e instaladoras. En este caso no podemos decir que existan líderes tecnológicos. Solamente en el caso de la energía solar térmica de alta temperatura, tal y como se ha mencionado antes, existe un claro liderazgo de las empresas españolas. Los resultados estadísticos del programa de financiación ICO-IDAE, muestran que la mayor parte de los fabricantes que venden en nuestro país son extranjeros, destacando Viessmann, Solahart y Chromagen. Entre los fabricantes nacionales destacan por volumen, Isofoton, Gamesa Solar y Termicol.

La bioenergía incluye un conjunto de disciplinas muy amplias y su cadena de valor abarca desde la recogida de residuos, la logística, pretratamiento, producción de energía, hasta otras actividades de soporte como las realizadas por entidades

públicas y cooperativas de agricultores y ganaderos. El sistema es por tanto industrialmente complejo. Una de las características de este sector es que todavía no tiene entidad como tal a nivel industrial, ya que aunque hay empresas españolas de referencia a nivel mundial, como Abengoa en la producción de biocarburantes, todavía no existe un número suficiente de empresas ni siquiera a veces conciencia de sector industrial como tal. Las actividades son muy dispersas.

Conclusiones

Las energías renovables pueden cubrir el 50% de la demanda energética mundial a mediados del presente siglo. Si bien hay ejemplos esperanzadores de cómo la instauración de incentivos y políticas de tarifas eléctricas premiadas ha dinamizado el sector de la energía eólica en algunos países como Alemania y España, la realidad es que la penetración masiva de las energías renovables precisa también de una serie de hitos tecnológicos que permitan acelerar todo el proceso.

En las últimas dos décadas, la aplicación de fondos públicos al I+D en energías renovables ha registrado un lento descenso. En la Unión Europea los distintos programas-marco han venido dedicando una media de 100 millones de euros por año y en nuestro país se sitúa en los 16 millones de euros. Es necesario triplicar dicho esfuerzo de apoyo público con el objeto de alcanzar los ambiciosos objetivos que se marcan para las distintas renovables.

La energía eólica centra sus desafíos en la mejora de la predicción de viento, el desarrollo de grandes aerogeneradores, la implantación en terrenos complejos y ambientes extremos y en el desarrollo de la eólica distribuida con pequeños aerogeneradores.

En biomasa se ha de impulsar el desarrollo de los cultivos energéticos, las tecnologías avanzadas de utilización térmica y termoquímica, y la producción de bioetanol y biodiesel a partir de variedades vegetales no convencionales y de bajo coste.

La energía solar presenta un gran número de opciones tecnológicas con desarrollos a potenciar. En fotovoltaica el aumento de la eficiencia, así como la reducción de material mediante el empleo de láminas delgadas o el uso de concentración solar. En solar termoeléctrica la demostración de las primeras plantas comerciales y el avance hacia generación directa de vapor y sistemas de almacenamiento térmico a

gran escala. En química solar sobresalen la producción de hidrógeno y la destoxificación de aguas y aires contaminados. En calor y frío solar, el desarrollo de captadores para su uso en aplicaciones de gran valor añadido como la desalación y la refrigeración.

Referencias

- [1] Estrategia de ahorro y eficiencia energética en España, 2004-2012-E4. Plan de Acción 2005-2007. IDAE. Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. 6 Julio 2005. (www.idae.es)
- [2] World Energy Outlook 2006. Agencia Internacional de la Energía. <http://www.worldenergyoutlook.org/>
- [3] International Energy Outlook 2006. Report #:DOE/EIA-0484(2006). Release Date: June 2006 <http://www.eia.doe.gov/oiaf/ieo/index.html>
- [4] European Commission (2003). "World energy, technology and climate policy outlook 2030-WETO ". Directorate-General for Research; Energy. EUR 20366. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, 2003. ISBN 92-894-4186-0.
- [5] Rubbia C. (2000). "The future of energy". Opening remarks at the 18th IAEA Fusion Energy Conference, Sorrento, Italy, 4th October 2000.
- [6] IEA (2003), "Renewables for power generation. Status and prospects". IEA Publications, Paris (France). 2003 Edition. ISBN : 92-64-01918-9
- [7] Figures and facts about electricity generation 2004. VGB Power Tech. Disponible en www.vgb.org
- [8] RED ELÉCTRICA - El Sistema Eléctrico Español 2005. Documento disponible en la página web de RED ELÉCTRICA (www.ree.es).
- [9] Comunicación de la Comisión: Energía para el futuro. Fuentes de energías Renovables. Libro Blanco para una estrategia y un Plan de Acción Comunitarios. Documento COM (97) 599 final. Bruselas, 26-11-1997.
- [10] Plan de Energías Renovables en España 2005-2010. Agosto 2005. Disponible en www.idae.es
- [11] IDAE (2006) Eficiencia energética y energías renovables. Boletín 8. Octubre 2006. IDAE-Madrid, España. www.idae.es
- [12] Renewable Energy -- Market and Policy Trends in IEA Countries, IEA Publications, Paris (France). 2004 Edition. 672 pages, ISBN 92-64-10791-6 (2004).
- [13] FP7 Research Priorities for the Renewable Energy Sector (2005). EUREC Agency. Brussels. Disponible en www.eurec.be
- [14] García Casals X., Domínguez J., Linares P., López O. (2005). "Renovables 2050. Un informe sobre el potencial de las energías renovables en la España peninsular". Greenpeace España.
- [15] Renewable energy scenario to 2040. Half of the global energy supply from renewables in 2040. EREC. Bruselas. www.erec.org
- [16] The European Wind Industry Strategic Plan for Research & Development – First Report: Creating the Knowledge Foundation for a Clean Energy Era, EWEA, Brussels, January 2004.
- [17] Pitz-Paal R., Dersch J., Milow B., Téllez F., Ferriere A., Langnickel U., Steinfeld A., Karni J., Zarza E., Popel O. (2005). Development Steps for Concentrating Solar Power Technologies with Maximum Impact on Cost Reduction - Results of the European ECOSTAR study. Proceedings ISEC 2005 ASME Int. Solar Energy Conf., August 6-12, 2005, Orlando, Florida. ISEC 2005 – 76081. ASME. USA. ISBN 0-7918-3765-3.
- [18] Energía Eólica en España-Panorámica 2004. Asociación Empresarial Eólica. www.aeeolica.org
- [19] Millais C. (2005). The future for wind energy in Europe. *Wind Directions*. March/April 2005.
- [20] The future for Renewable Energy. Prospects and directions. 2002. Ed. EUREC. Pub. James and James. Londres. ISBN 1-902916-31-X.

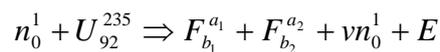
- [21] Plan de Energías Renovables en España 2005-2010. Agosto 2005. Disponible en www.idae.es
- [22] Jorgensen B.H. (2005) "Key energy Technologies for Europe". Risø-R-1533(EN). Risø National Laboratory. Roskilde, Denmark September 2005. ISBN 87-550-3471-3. www.risoe.dk
- [23] Romero M., Zarza E. (2007) "Concentrating Solar Thermal Power". Handbook of Energy Efficiency and Renewable Energy. Ed. F. Kreith & Y. Goswami. Cap. 21. CRC Press. Boca Raton, Florida. ISBN 0-8493-1730-4.
- [24] Enermodal Engineering Ltd. (1999). "Cost Reduction Study for Solar Thermal Power Plants. Final Report". Prepared by Enermodal Engineering Ltd. in association with Marbek Resource Consultants Ltd., by contract of World Bank/GEF, Washington D.C., May 5, 1999.
- [25] Herrero J., Guillén C. (2001) "Energía solar fotovoltaica: Una evolución energética del mW a los GW. Perspectivas de I+D". En *Tecnologías energéticas e impacto ambiental*. Ed. McGraw-Hill Profesional. Madrid. ISBN: 84-481-3360-9.
- [26] Chenlo F. (2005) "Situación y perspectivas de la energía solar fotovoltaica". CIEMAT. Madrid.
- [27] A vision for photovoltaic technology. EUR-21242. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, 2005. ISBN 92-894-8004-1.
- [28] PVNET-European Roadmap for PV R&D. (2004). Ed. Arnulf Jäger-Waldau. European Commission EUR 21087 EN. Luxembourg: Office for Official Publications of the European Communities, 2004. ISBN 92-894-7349-5.
- [29] Romero M., Zarza E. (2003). "Desarrollo tecnológico e implantación de las centrales eléctricas termosolares en España". *Energía*. 168, 60-66.
- [30] Blanco J. (2001) en "Tecnologías Energéticas e Impacto Ambiental". P.L. García, A. Barbolla, M. Romero, C. Alejaldre, E.M. González, J.L. Jorcano (Eds.) (2001). Editorial: McGraw Hill, Madrid, España. ISBN: 84-481-3360-9
- [31] REN21 (2006) "Renewables: Global status report". Disponible en www.ren21.net
- [32] EurObserv'ER. (2005a). 2005 Barometer of Renewable Energies. Paris: Systemes Solaires.
- [33] EurObserv'ER. (2005b). Biofuels Barometer. No. 167. Paris: Systemes Solaires. www.energies-renouvelables.org/observ-er/stat_baro/observ/baro167b.pdf.
- [34] EurObserv'ER. (2005c). Wood Energy Barometer. No. 169. Paris: Systemes Solaires.
- [35] EurObserv'ER (2005d). Geothermal Barometer. No. 170. Paris: Systemes Solaires. www.energies-renouvelables.org/observ-er/stat_baro/observ/baro170.pdf.
- [36] EurObserv'ER. (2006). Solar PV Barometer. No. 172. Paris: Systemes Solaires.
- [37] IEA. (2006a). Renewables Information 2005. Paris.
- [38] IEA. (2006b). Electricity Information 2005. Paris.
- [39] IEA. (2006c). Global Renewable Energy Policies and Measures Database. Paris. www.iea.org/textbase/pamsdb/grindex.aspx.
- [40] IEA. (2006d). Renewables in Global Energy Supply: An IEA Fact Sheet. Paris.
- [41] Platts Renewable Energy Report. (2005). Issue 94/95. Boulder, CO: Platts.

ENERGÍA NUCLEAR

Por RAFAEL CARO MANSO

Presentación Científico-histórica

A caballo entre la década de los años treinta y la de los cuarenta fue descubierta y correctamente interpretada la reacción nuclear llamada fisión. En ella un neutrón es absorbido por un núcleo de algún material fisionable (el U-235 y el Pu-239 son los ejemplos típicos, y a lo largo de este apartado estos nucleidos serán denominados también U-235 y Pu-239 respectivamente), rompiéndolo en dos fragmentos, al tiempo que se producen varios neutrones y una tremenda cantidad de energía (comparada con las energías liberadas en las reacciones químicas convencionales, es decir, fracciones de eV (*). Esta reacción, simbólicamente, puede representarse de la siguiente forma (primera):



donde a_1 y a_2 representan, respectivamente, el número de nucleones de los dos fragmentos en que se ha partido el núcleo, y b_1 y b_2 representan los protones de cada fragmento. El número de neutrones ν que se libera en este proceso depende de cómo tenga lugar la rotura, y vale en promedio $\nu = 2,5$ cuando el neutrón que produzca la fisión sea poco energético. En cuanto a la energía producida E , aproximadamente 200 MeV*, es fundamentalmente cinética de los fragmentos de fisión y de los propios neutrones (unos 168 MeV, el resto es energía de las radiaciones *beta* y *gamma*, y de los neutrinos que van asociados a estos fenómenos cuadro 1.

*Unidad de energía empleada en física nuclear, su relación con las unidades del mundo macroscópico es: un kilovatio hora equivale a 23 trillones de Mev

Cuadro 1.- *Energía de las radiaciones beta y gamma.*

Energía cinética de los fragmentos de fisión	162 MeV
Energía de desintegración “beta”	5 MeV
Energía de desintegración “gamma”	5 MeV
Energía de los neutrinos	11 MeV
Energía de los neutrones de fisión	6 MeV
Energía de la radiación y inmediata	6 MeV
TOTAL	195 MeV

La primera conclusión que surge a la vista de la ecuación Primera, es que representa un proceso muy exoenergético, y que se trata de una reacción en cadena. Así pues, bastaría principio, disponer de una cierta cantidad de núcleos U-235 y bombardearlos con un primer neutrón exterior, para producir energía y más neutrones que continuarían las reacciones.

Por supuesto, antes de construir la máquina que alojase tal fuente de energía, sería preciso investigar algunas propiedades de los principales protagonistas; es decir, el neutrón y los núcleos fisionables. En esta tarea de investigación y medida se encuentra que el neutrón nace por fisión con la distribución continua de energías, cuyo valor medio es $E = 2\text{MeV}$.

Se encuentra también que la biografía típica del neutrón a partir del momento en que nace (¡con una velocidad de unos 2.000 kilómetros/segundo!) consiste en una sucesión de colisiones con los núcleos atómicos de su entorno, hasta que se escape o sea absorbido en una de tales colisiones. Si la colisión es de dispersión, el neutrón simplemente perderá energía, y cambiará de dirección; pero si es de absorción, la reacción nuclear que tenga lugar podrá ser de varios tipos, aunque los más frecuentes en estas máquinas son la fisión y la llamada captura radiativa (n, γ), en la que el núcleo que ha absorbido el neutrón, queda en un nivel excitado del que *sale* emitiendo un fotón, y será una reacción u otra, dependiendo de la energía del neutrón incidente y del núcleo con el que colisione. La probabilidad de que suceda uno u otro evento viene representada por una magnitud, bien conocida

entre los físicos nucleares, que recibe el nombre de sección eficaz, cuya unidad es el barnio, 10^{-24} centímetros cuadrados.

Puede observarse en ese conjunto de curvas, que el U-235, que constituye solamente el 0,7% del uranio existente en la naturaleza, es fisionable en todo el espectro energético, con una subida espectacular en la zona de bajas energías (600 eV). En cambio, el U-238 que constituye el 99,3% del uranio natural, es sólo algo fisionable en la zona de altas energías; además su captura parásita (n, γ) es tremendamente elevada a cuenta de unos picos de resonancia, en la zona desde seis eV hasta unos pocos KeV. En cuanto a la dispersión, σ_s varía poco en todo el espectro, al igual que para casi todos los nucleidos. Por otra parte, hay que tener en cuenta que en cada fisión, en promedio, se producen sólo 2,5 neutrones, de los que se necesitan al menos uno para mantener la reacción en cadena; si se tiene en cuenta que la captura parásita (n, γ) es un proceso muy frecuente, y que las fugas por la superficie exterior del medio base de las reacciones también cuenta mucho, se concluye inevitablemente que mantener la reacción en cadena es muy difícil. En esta circunstancia, el papel del U-238 es particularmente nocivo; en efecto, para energías en la región del MeV, tiene una considerable sección eficaz de dispersión inelástica, que saca al neutrón fácilmente de la zona energética en la que podría producir fisiones, enviándolo a su propia zona de resonancias, donde fácilmente es capturado, perdiéndose así para la continuación de la reacción. Estas simples consideraciones indican la necesidad de eliminar el isótopo U-238 del uranio natural, si se quiere conseguir una reacción en cadena. Este proceso, que recibe el nombre de enriquecimiento, es extremadamente complicado y, por tanto, muy caro, debido a que ambos isótopos, U-235 y U-238, aunque nuclearmente muy distintos, son químicamente idénticos y físicamente muy parecidos.

Por otra parte, Enrico Fermi descubrió que si al medio donde se encuentra el uranio se le añade un material de bajo número másico (el más bajo es el H con m uno), y alta sección eficaz de dispersión, puede suceder, y la razón se encuentra en la mecánica clásica, que el neutrón en una sola colisión con él, pierda prácticamente toda su energía, con lo que se conseguirán dos hechos beneficiosos para el mantenimiento de la reacción en cadena: primero, se saltará casi limpiamente la región energética de las resonancias del U-238, evitándose la casi seguridad de ser capturado allí de forma parásita; y en segundo lugar el neutrón caerá en una zona

energética donde la sección eficaz de fisión del U-235, es muy alta. Esta idea, consistente en no enriquecer el uranio natural en su isótopo 235, e incluir un material moderador, fue ensayado por Fermi utilizando uranio natural, y grafito (cuyo número másico es 12) como moderador. El experimento tuvo éxito; el 12 de diciembre del año 1941 la pila de bloques de grafito con perforaciones para alojar una serie de «tochos» de uranio natural, se hizo crítica, consiguiéndose por primera vez en la historia del mundo una reacción en cadena automantenida. La instalación recibió el nombre de Chicago Pile número uno (CP-1).

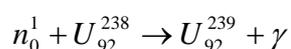
El hecho es que los Estados Unidos de Norteamérica, en plena Segunda Guerra Mundial, se habían embarcado en un proyecto bélico, que había recibido el nombre clave de Manhattan District, y que pretendía aprovechar la energía de la fisión para construir un explosivo, inmediatamente bautizado como bomba atómica, que naturalmente sería millones de veces más violento que los convencionales.

Fermi en el CP-1 había conseguido una reacción en cadena, pero el volumen del sistema, un cubo de aproximadamente seis metros de lado, lo hacía obviamente inviable como arma arrojadiza; pero su papel, aparte de la investigación pura del proceso de fisión y sus posibles aplicaciones civiles, era realmente la producción de plutonio.

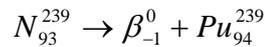
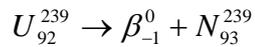
Este nucleido artificial -número 94 de la clasificación periódica de elementos- había sido producido por Glenn Seaborg en la Universidad de California en diciembre de 1940, y su isótopo 239 era de características fisionables muy parecidas al U-235. Pero este hecho exige pasar al capítulo de los materiales fértiles.

El plutonio

En un párrafo anterior se ha mencionado que el neutrón de fisión, nacido con una energía promedia de dos MeV, en un proceso inevitable de moderación termina por llegar a la zona de las resonancias del U-238 que va desde seis eV a unos cuantos KeV, aproximadamente. En tal zona, y de hecho a lo largo de todo el espectro energético, el neutrón puede ser absorbido según la siguiente reacción nuclear, ecuación segunda:



Y a continuación tienen lugar las siguientes desintegraciones radiactivas, ecuación tercera:



Se sabía que este elemento, el Pu-239 había de tener propiedades fisionables muy parecidas al U-235, lo que se comprobó experimentalmente poco después de producirlo; de esta manera el U-235 hubo de compartir protagonismo como nucleido fisionable con el «recién llegado» Pu239. Éste tendría la dificultad de que para producirlo en grandes cantidades habría que construir una máquina - un reactor nuclear -, en la que una reacción de fisión en cadena automantenida proporcionara los neutrones para que ocurriera la reacción de la ecuación tercera en cantidad suficiente; a continuación habría que separar el uranio del plutonio.

Además, a la vista de las ecuaciones tercera y cuarta surge de inmediato la idea de producir más Pu que el U que se consume para mantener las fisiones en cadena; es el concepto de breeder o reproductor. Obviamente, para que tal circunstancia pueda darse, será necesario que en cada fisión se produzcan al menos un neutrón para producir la reacción de fisión siguiente, más otro para ser capturado según la ecuación tercera y llegar a producir el Pu-239, más los que se pierdan por captura en el resto de materiales presentes, más los que se escapen. Un desarrollo matemático sencillo indica que la condición de mínimo viene dada por la expresión $\eta > 2$, donde $\eta(E)$ está definida en la ecuación quinta:

$$\eta(E) = \nu(E) \sum_f (E) / \sum_a (E)$$

Que expresa el producto de la probabilidad de que una absorción sea de fisión, por el número de neutrones que se producen por cada fisión a la energía E. Las magnitudes \sum_a y \sum_f son las secciones eficaces macroscópicas definidas en la ecuación quinta. Por otra parte, la separación entre U-235 y el U-238 sólo podría hacerse en base a una ligerísima diferencia; tres unidades de masa frente a 238. El proceso iterativo en cascada que se puso a punto para tal actividad, la difusión gaseosa, resultó ser extremadamente caro. En la actualidad se han puesto a punto

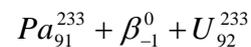
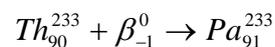
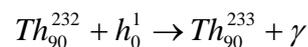
otros métodos, como la ultracentrifugación, pero siguen siendo tan caros como la difusión gaseosa que, por cierto, sigue utilizándose.

Así pues, el U-238 ostenta el papel de villano en esta historia, por cuanto su sección eficaz de fisión, σ_f es muy baja, y además tiene una alta sección eficaz de dispersión inelástica, responsable en gran medida de la transferencia de los neutrones de fisión hacia la zona de las resonancias (~6 eV - ~10 KeV), donde la altísima sección eficaz de captura elimina el neutrón de la reacción en cadena mediante una absorción (n, γ). Sin embargo, las ecuaciones tercera y cuarta vienen a redimirlo en cierta medida de su condición de villano, pues el neutrón absorbido termina por producir un nuevo núcleo fisionable, el Pu-239.

El torio

Hay otro elemento en la naturaleza, el torio, constituido por un único isótopo, el Th-232, que tiene un comportamiento nuclear muy parecido al del U-238.

Las reacciones nucleares correspondientes son las siguientes:



Nuevamente aparece un elemento, el U-233, no existente en la naturaleza más que a nivel de trazas, que tiene aproximadamente las mismas características fisionables que el U-235.

Así pues, desde el principio de la energía nuclear parecía claro que al menos se disponía de tres nucleidos fisionables: U-235, Pu-239 y U-233. De ellos, el primero es natural, y los otros dos se producen por irradiación neutrónica (es decir, en reactores nucleares), del U-238 y Th-232, respectivamente; estos materiales, que sólo son fisionables con neutrones de alta energía, reciben el nombre de fértiles.

Las ecuaciones tercera y cuarta representan simbólicamente el llamado ciclo del uranio/plutonio, y las ecuaciones sexta el ciclo del torio/uranio.

Hasta el momento actual, sólo se ha comercializado el entorno del ciclo uranio/plutonio; aunque se han hecho numerosos experimentos y diseños conceptuales en el entorno torio/uranio.

Por supuesto, el Pu-239 como el U-235 y el U-233 además de fisiónar pueden sufrir reacciones (n,γ) dando lugar a otras tantas cadenas de nucleidos: Pu-240, Pu-241, Pu-242, U-236, U-237, U-234, y si el campo de irradiación es suficientemente sostenido e intenso, merced a sucesivas capturas neutrónicas, aparecerán especies como el americio, curio, etc. Todos ellos recibirán una atención más detallada en otros capítulos de este libro, donde se tratan los combustibles nucleares, los residuos radiactivos y la protección radiológica.

El proyecto Manhattan

En el proyecto Manhattan, Estados Unidos decidieron seguir las dos líneas, el U-235 y el Pu-239, y de este modo aumentar las probabilidades de éxito. En la primera, la eliminación al máximo del isótopo 238 del uranio natural exigió la construcción de las inmensas instalaciones de Springfield, en el estado de Tennessee; en la segunda, la producción del Pu-239 exigía la construcción previa de un reactor nuclear (plutonígeno), que fue la gran hazaña científica de Fermi en la Universidad de Chicago. Hay que informar que en esta carrera participaba, con muchos menos medios, la Alemania nazi. Figuras importantísimas en el campo de la física, como Heisenberg y Von Weizsäcker llegaron a montar varios experimentos de criticidad análogos al de Fermi, aunque en lugar de grafito usaban como moderador agua pesada. Fracasaron en su intento de conseguir una reacción de fisión en cadena automantenida, pero es que ciertamente las circunstancias eran demasiado precarias.

Fermi había comprendido que el medio material en el que se pretendía la reacción en cadena no podía ser homogéneo, porque en el proceso de moderación, todos los núcleos de U-238 presentes tendrían igual probabilidad de capturar parásitamente a los neutrones, cuando llegaran a la zona de resonancias. Sin embargo, si el combustible se asociaba en bloques, la fuerte absorción experimentada en su superficie supondría un efecto de autoblandaje, que se traduciría en que una gran cantidad de núcleos de U-238 situados en el interior del bloque no actuarían como absorbentes. Fermi llevó esta idea a la práctica, organizando el combustible en forma de barritas que se alojaban en penetraciones en los bloques de grafito.

Los científicos alemanes también habían llegado a la misma conclusión, pero en lugar de largas barras cilíndricas dispusieron el combustible en forma de pequeños

cubitos suspendidos en cadenas de acero para su inmersión en un baño de D_2O . La captura neutrónica de la gran cantidad de hierro de estas cadenas hizo fracasar la delicada economía del balance neutrónico de la reacción en cadena.

En todo caso, hay una característica que se reconoció claramente desde el principio, y es la existencia de un tamaño crítico, por debajo del cual no hay posibilidad de establecer esta reacción en cadena de forma automantenida. Ciertamente, el estado estacionario se conseguirá sólo cuando el nacimiento de neutrones (por unidad de tiempo y volumen) iguales a su desaparición. El nacimiento, es decir, el número de fisiones multiplicado por el número de neutrones que nacen en cada una, es obviamente una magnitud, fracción de las absorciones, que varía directamente con el volumen. La desaparición, en cambio, procede exclusivamente de los escapes a través de la superficie que limita al medio, de modo tal, que como ambas magnitudes, volumen y superficie, varían directamente con L^3 y L^2 , respectivamente (siendo L la dimensión lineal definitoria de la geometría del medio en cuestión), a partir de un determinado L (tamaño) predominarán las fisiones sobre los escapes, y ese valor define el tamaño crítico. Por supuesto, es posible que L no sea alcanzable, o que sea tan grande que deba considerarse como tecnológicamente infinito.

Volviendo a la historia de la ciencia y de la tecnología nucleares, desde sus orígenes parecía suficientemente claro que la reacción en cadena podía ser automantenida con enriquecimientos en U-235 (o en Pu-239) suficientemente altos; pero además Fermi había demostrado que con la inclusión de un moderador (H_2O , D_2O , C, etc.) podría conseguirse tal propósito aun con bajos enriquecimientos. En el primer caso, el “ciclo vital” del neutrón, esto es, el tiempo transcurrido desde que nace por fisión, hasta que es absorbido en la zona (0-0,3 eV) aproximadamente (llamada zona térmica porque corresponde a las energías de agitación térmica de los núcleos del medio, es de 10^{-4} , 10^{-5} segundos; y el sistema en cuestión se llama *térmico*). Si no hay moderador el neutrón se *entretiene* mucho más en las altas energías, y la alta concentración de U-235 (Pu-239) termina por absorberlo, cerrándose el “ciclo vital” mucho más rápidamente ($\sim 10^{-7}$ segundos); el sistema en cuestión se llama “rápido”. Teniendo en cuenta que se produce una fisión (y la cantidad de ~ 200 MeV de energía) en cada ciclo vital, cuando se quiera conseguir mucha energía en muy poco tiempo, será preferible un sistema rápido a uno térmico.

Usos civiles

Naturalmente, todas las conclusiones del párrafo anterior son perfectamente trasladables al dominio de la energía civil. A primera vista parece claro, salvo complicaciones inesperadas, que se podrían construir centrales nucleoelectricas tanto de tipo rápido como de tipo térmico.

Limitando la atención al aprovechamiento civil de la energía, hay que advertir que hasta el momento actual sólo se han comercializado masivamente los reactores térmicos (de H_2O , D_2O y C). Los rápidos, aunque han sido muy investigados, por razones que se verán más adelante, todavía no han entrado en el mundo comercial. Un denominador común de las centrales nucleoelectricas mencionadas, es que el combustible es siempre un compuesto de uranio, en general, UO_2 , natural o de bajo enriquecimiento (no mayor del 4,5% en U), que dispuesto en forma de barras está inmerso en H_2O , D_2O o grafito. La razón neutrónica es disminuir las pérdidas de neutrones por absorción resonante en el U-238. Por supuesto, también hay razones de tipo tecnológico como la maniobrabilidad del combustible. Por otra parte, hay que advertir, que también se han ensayado, o incluso usado rutinariamente aunque con mucha menos frecuencia, los óxidos mixtos $UO_2 \cdot PuO_2$ y los carburos.

Es además inevitable pensar que la solución tecnológica inmediata, una vez descubierta la fisión, hubiera sido disolver o diluir homogéneamente uranio, o alguno de sus compuestos, en un moderador. La genialidad de Fermi (¡y también de Von Weiszáker en Alemania!) fue encontrar otra solución no tan inmediata como la mezcla homogénea y, además, mucho más útil. Por otra parte, las mezclas homogéneas ¡que también se han experimentado! (por ejemplo.: reactores de sales fundidas), eran una fuente inagotable de problemas de corrosión y de focos de radiactividad dispersos y no bien controlados. En todo caso, en este mismo volumen se hablará con detalle de los elementos combustibles actuales y de los de alto quemado, que son el futuro inmediato.

Estas máquinas, los reactores nucleares, notables por tantos conceptos (no consumen oxígeno, no producen efecto invernadero, se recargan aproximadamente cada dos años), tienen también una característica negativa; se trata de la radiactividad.

En el segundo miembro de la ecuación primera figuran dos fragmentos de fisión, F_{b1}^{a1} y F_{b2}^{a2} cuya razón protón/neutrón se sale absolutamente de la banda de estabilidad. Esto significa que les sobra energía y que, obedeciendo a un principio entrópico, la perderán emitiendo una partícula o un fotón, transmutándose en otro nucleido que podrá ser estable o no. En todo caso las leyes de la radiactividad son bien conocidas, y el peligro que representan para las personas y las cosas la infinidad de pequeños proyectiles que emiten los nucleidos F_{b1}^{a1} y F_{b2}^{a2} , también. Hay que advertir que la rotura en dos fragmentos del núcleo fisionable puede tener lugar de muchas maneras distintas.. Además en el segundo miembro de la misma ecuación, figuran ν neutrones ($\nu = 2,5$), que salen disparados del proceso de fisión con una tremenda velocidad, y que pueden dañar a todo aquello con lo que topen; también pueden ser absorbidos por los materiales presentes (estructuras, blindajes, etc.), que se convierten inmediatamente en radiactivos. Todos estos fenómenos tienen una enorme importancia en el diseño, explotación y clausura de los reactores nucleares. En primer lugar, durante la operación normal el nivel de radiación en determinadas zonas obligará a tomar precauciones dentro del capítulo de la protección radiológica. Y esto además del blindaje construido típicamente de hormigón, y calculado para minimizar las dosis en el exterior. Por otra parte, cuando acaba la vida útil de la central, y aún después de haber extraído el núcleo del reactor, los materiales activados por el bombardeo de neutrones y demás radiaciones habrán de ser extraídos y adecuadamente almacenados. De tal modo, que habrá un conjunto de nucleidos radiactivos, los productos de fisión y sus descendientes (los transuránidos, plutonio, americio, curio, berkelio, etc., producidos por captura neutrónica en el propio combustible) y los productos de activación originados por la absorción neutrónica en los materiales de estructura del entorno del reactor; y por supuesto, habrá todos los nucleidos de las cadenas de desintegración de los elementos anteriores. Su radiactividad asociada consistirá en todo tipo de partículas y radiaciones; y todas ellas dentro de un amplio margen de energías.

Hay que añadir que el nivel de inestabilidad también variará de unos nucleidos a otros; de modo tal que algunos se desintegrarán a los pocos minutos o incluso segundos de su nacimiento, mientras que otros tardarán años, o incluso miles de años. Esta situación claramente exige una clasificación, que necesariamente se

tendrá que hacer en función del tipo de partícula, de su energía y del periodo de semidesintegración. Es otro de los temas que trata este volumen; quizá el más importante en la actualidad. Y se analiza su solución desde una doble vertiente, la del puro almacenamiento, es decir, colocar los residuos radiactivos en un punto más o menos protegido, y dejar que el tiempo acabe con ellos, y otra más agresiva: terminar con ellos irradiándolos con neutrones; es lo que se llama separación/transmutación. El desmantelamiento de instalaciones nucleares o radiactivas añade una preocupación adicional a este tema.

Bibliografía

Rafael Caro et al. (editores). Historia Nuclear de España. Ed. Sociedad Nuclear Española. Madrid 1995.

S. Glasstone and A. Sesonske. Ingeniería de Reactores Nucleares. Editorial Reverté S.A. Barcelona 1975.

Rafael Caro. Física de Reactores Nucleares. Publicaciones Científicas de la Junta de Energía Nuclear. Madrid 1976.

Ciemat. Varios autores. Tecnologías Energéticas e Impacto Ambiental. McGraw-Hill Interamericana de España. Madrid 2001.

LIBERALIZACIÓN DE LOS MERCADOS ESPAÑOLES DE ELECTRICIDAD Y GASISTAS

Por MARIANO MARTÍN ROSADO

Resumen

La liberalización de los mercados energéticos españoles, de electricidad y de gas, constituye un proceso complejo y dilatado en el tiempo, iniciado en el año 1997 y que todavía no ha concluido. La tramitación parlamentaria, en el presente momento, de sendos proyectos de ley (por los que se modifican las leyes del sector eléctrico y de hidrocarburos, para adaptarlas, de manera completa, a los postulados de las segundas Directivas Europeas sobre reglas comunes para la formación de los mercados europeos de gas y electricidad), representa una buena prueba del carácter inacabado del proceso iniciado hace diez años.

El objetivo principal que persigue el proceso consiste en la organización y el funcionamiento de dichos mercados de la manera más *eficiente y competitiva* posible, con el horizonte final de un mercado único europeo de la energía.

La construcción del mercado único europeo de la energía, libre y competitivo, está basada en *dos grandes ejes o principios*, aplicables respectivamente a los mercados de producto, en los que se negocia la energía, y a los mercados de redes, en los que se negocian servicios de transporte y de distribución de energía. Por el primero, en los mercados de producción y de comercialización de energía han de aplicarse con eficacia los principios de *concurrentia de competidores* y de *formación competitiva de los precios*. El segundo principio, aplicable a los mercados de transporte y de distribución, es el de *gestión independiente* y de *neutralidad* de las redes respecto del funcionamiento de los mercados de producto. Estos han sido los postulados inspiradores de las dos Directivas Europeas sobre normas comunes para el mercado interior de electricidad, *la Directiva 96/92/CE, de 19 de diciembre de 1996*, y *la Directiva 2003/54/CE, de 26 de junio del 2003*, ambas del Parlamento europeo y del Consejo, así como de las dos Directivas gemelas en el mercado del gas, *la Directiva 98/30/CE, de 22 de junio de 1998*, y *la Directiva 2003/55/CE de 26 de junio del 2003*,

ambas también del Parlamento europeo y del Consejo. *El Libro Verde de la Energía del año 2006*, documento comunitario en el que se formulan sugerencias y opciones para sentar las bases de una nueva política energética europea de carácter general, apunta, como objetivo prioritario, a la implantación plena de unos mercados interiores de electricidad y de gas verdaderamente competitivos.

Después de diez años de regulación para la competencia, los mercados de la electricidad y del gas natural presentan, en España, un *balance* de logros que puede ser calificado de *desigual e incompleto*.

En los mercados de producto o de energía, la liberalización es una realidad completa en el mercado de producción de gas natural, *el mercado de aprovisionamiento*, debido a la dependencia prácticamente total del consumo español de las fuentes exteriores, y a la vigencia en esos mercados internacionales de condiciones de rigurosa competencia. En *el mercado de producción de electricidad* rigen también los principios de acuerdo libre de los precios y competencia entre operadores, pero en un marco institucional de regulación interna (plataforma de contratación, modalidades de contratación, reglas de funcionamiento del mercado), excesivamente intervencionista y complejo, que no permite extraer del proceso de liberalización todas sus potencialidades.

En los mercados de comercialización de energía es en los que se hace más evidente el *desfase entre la realidad y la libertad de elección* de suministrador concedida por la Ley a todo consumidor de electricidad y de gas natural, sobre todo en el mercado de comercialización de electricidad. En este último, a finales del año 2006, tan sólo se negociaba una tercera parte del volumen de electricidad de todo el país, permaneciendo adscritas las dos terceras partes restantes al mercado regulado a tarifa. La situación era mejor para el mercado de comercialización de gas natural, con una cuota cercana al noventa por ciento del total del gas negociado en el año 2006, si bien este mercado presentaba un mayor índice de concentración de negocio que el mercado eléctrico.

En cuanto a los mercados de redes, de transporte y de distribución, las medidas legislativas que han sido implantadas hasta ahora para fortalecer la independencia en la gestión de las redes (separación jurídica, separación contable, regulación del acceso a las instalaciones, peajes y cánones de acceso regulados), han agotado su

virtualidad, y se precisan soluciones más enérgicas para la consecución de ese objetivo.

Los dos proyectos de ley en tramitación parlamentaria pretenden combatir estas deficiencias, advertidas en el funcionamiento de los mercados españoles después de diez años de experiencia.

Como balance de urgencia sobre el carácter de las medidas previstas en la normativa en elaboración, cabe decir que las mismas ponen especial énfasis en *la liberalización completa y radical de los mercados de comercialización de gas y de electricidad*, mientras que en los mercados de redes tan sólo se contemplan *soluciones graduales*. La eficacia de las primeras, que consisten básicamente en la supresión de los mercados regulados de producto, dependerá de si los mercados de comercialización a tarifa de “último recurso” que configuran los proyectos de ley, quedan realmente reducidos a unos mercados residuales o, por el contrario, se comportan como sucedáneos de los extintos mercados tradicionales a tarifa. En cuanto a la virtualidad de las segundas, en orden a la consecución de la independencia y de la objetividad en la gestión de las redes, las medidas legislativas están también necesitadas de la validación de los hechos.

Estado del proceso de liberalización de los mercados energéticos

Para examinar el estado del proceso de liberalización de estos mercados tomaremos como distinción principal la que los separa en mercados de producto o de energía (los operadores y demás sujetos realizan transacciones sobre energía), y mercados de redes (el objeto de las transacciones son los servicios conectados con la energía), y sobre ellos proyectaremos las peculiaridades de su regulación jurídica, de acuerdo con la legislación actualmente vigente, y los datos estadísticos de mercado, disponibles de distintos organismos y operadores.

MERCADOS ELÉCTRICOS

En el momento presente coexisten en el sistema español tres mercados de energía eléctrica y dos mercados de redes. Los mercados de energía son: el mercado de producción o de generación; el mercado de comercialización en sentido estricto, o

de comercialización en régimen libre; y el mercado de comercialización en régimen de tarifa regulada.

Los dos mercados de redes son: el mercado de transporte; y el mercado de distribución.

EL MERCADO DE PRODUCCIÓN

En el mercado de producción actúan *los productores* de energía eléctrica (que son aquellas personas, físicas o jurídicas, que tienen la función de generar energía eléctrica, ya sea para su consumo propio o para terceros, así como las de construir, operar y mantener las centrales de producción), y *los compradores* de energía. La actividad de producción se desarrolla a través de centrales de generación convencionales (hidráulicas, termoeléctricas, nucleares) y de energía renovable (biomasa, solares, eólicas y geotérmicas).

El mercado de producción comprende el conjunto de mecanismos que permiten conciliar la libre competencia en la generación de electricidad con la exigencia de un suministro eléctrico seguro y de calidad. De ahí que las transacciones de energía que se negocian en el mercado de producción tengan que atender a las previsiones de demanda, a la capacidad de generación de los grupos ya la disponibilidad de la red de transporte.

El modelo de organización del mercado introducido por la Ley 54/1997 es un modelo de competencia global, con la intercalación de algún elemento mixto.

El sistema de *contratación multilateral o mercado mayorista* (adaptación del modelo inglés de pool establecido en el año 1989) es un sistema de subasta, en el que los productores realizan sus ofertas de venta y los comercializadores, distribuidores y consumidores cualificados sus ofertas de adquisición, a través del operador de mercado. El mercado se organiza, básicamente, en tres segmentos: diario, intradiario y de servicios complementarios.

El *mercado diario* se compone de las ofertas y las demandas de electricidad correspondientes a las 24 horas del día siguiente. El operador de mercado realiza la casación dando entrada a las centrales con ofertas más baratas y admitiendo las subsiguientes en coste más elevado hasta igualar la demanda. El precio marginal, para cada periodo de programación, se determina por la oferta más cara de todas las que han sido casadas. Acto seguido, el operador del sistema realizará el

programa diario de funcionamiento (programa diario viable definitivo), determinando las posibles restricciones técnicas que afecten a su ejecución, retirando, si fuere necesario, las operaciones que considere convenientes. Pueden acceder al mercado diario de producción tanto los productores en régimen ordinario como en régimen especial (si bien la potencia instalada ha de ser superior a un MW (megavatio), los autoprodutores, los distribuidores, las comercializadoras, los consumidores y los agentes externos.

El *mercado intradiario*, también gestionado por el operador de mercado, tiene por objeto atender los ajustes necesarios de oferta y demanda que se pongan de manifiesto con posterioridad a la programación del mercado diario. El precio está basado en marginales y con el mismo mecanismo que para el mercado diario. El programa de transacciones resultante de cada mercado intradiario tiene que ser analizado por el operador del sistema, para garantizar el cumplimiento de los criterios de seguridad.

Además los agentes del mercado deben poner a disposición de la operación del sistema, cuando sean necesarios, otros *servicios complementarios*, como los de regulación primaria (aportada por los generadores mediante variación de la potencia de sus centrales), control de tensiones y de arranque autónomo.

Complementan el mercado de producción los mercados de operación (regulación secundaria, regulación terciaria, gestión de desvíos), gestionados por operador del sistema.

En el *sistema de contratación bilateral* se incluyen las operaciones que realizan determinados agentes directamente entre ellos, fuera del procedimiento de contratación múltiple del *pool*.

Se trata de mercados especialmente organizados y regulados en aras de los principios de transparencia, objetividad e independencia, y en él intervienen, como entes ordenadores, el Operador de Mercado (OMEL) y el Operador del Sistema, Red Eléctrica de España, S. A. (REE). Se desarrollan en libre competencia y en ellos se pactan libremente los términos de los contratos de compraventa, respetando las modalidades y contenidos mínimos establecidos normativamente.

Así pues, en el plano normativo, la compra y venta de la electricidad en el mercado de producción, a través del *pool* eléctrico o mediante contratos bilaterales con entrega física, se encuentra completamente liberalizada.

Los datos más relevantes que conforman el perfil actual de este mercado son los expresados en el cuadro 1:

La producción de electricidad en España, durante el año 2006 (Avance estadístico de Unidad Eléctrica S. A. (UNESA).

Cuadro 1.- Perfil actual del mercado

<u>Producción</u>	<u>GWh</u>	<u>% variación año 2005</u>
<u>Régimen ordinario</u>		
Hidroeléctrica	25.781	34,5%
Termoeléctrica	150.412	-0,4%
Nuclear	60.110	4,5%
<u>Total Régimen ord.</u>	236.303	3,8%
<u>Régimen especial</u>		
Renovables y Residuos	31.051	0,9%
Cogeneración y otras	34.674	-4,3%
<u>Total Régimen especial</u>	65.725	-1,9%

La estructura de la producción, en el año 2006 (también según datos de UNESA), es la siguiente expresada en porcentaje.

- Gas natural: 30%
- Hidroeléctrica: 10%
- Nuclear: 20%
- Carbón: 23%

- Otras renovables y residuos: 10%
- Productos petrolíferos: 7%

En el mercado mayorista organizado de compra y venta de energía podían actuar, en el año 2005, 390 empresas como vendedores de electricidad, 94 como compradores y 60 comercializadoras (datos Informe OMEL año 2005).

EL MERCADO DE COMERCIALIZACIÓN EN RÉGIMEN LIBRE

El mercado de comercialización de electricidad es el mercado de compraventa de electricidad en competencia entre comercializadoras, basado en la libre elección de los consumidores y en la formación libre de los precios. En él actúan *las comercializadoras*, que son los agentes que teniendo acceso a las redes de transporte y de distribución, venden energía a consumidores, a otros agentes o para realizar operaciones de intercambio internacional. En cuanto a *los consumidores*, el otro sujeto de este mercado, son aquellos que adquieren la electricidad de un comercializador (cuando los consumidores compran directamente en el mercado de producción son consumidores directos de mercado, y por tanto, no actúan en este mercado de comercialización).

También el mercado de comercialización en régimen libre se encuentra completamente liberalizado en el plano legislativo, pues a partir del día 1 de enero de 2003, todos los consumidores, cualquiera que sea su nivel de consumo de electricidad, tienen la consideración de cualificados y pueden contratar el suministro con una comercializadora en régimen de libertad de pactos y de precio (así como comprar energía en el mercado organizado o mediante contratos bilaterales con productores, es decir, actuando en el mercado de producción).

Datos de mercado a tomar en consideración son los siguientes:

- En el periodo de un año que discurre desde octubre 2005 hasta septiembre 2006, la energía consumida en el ámbito peninsular en régimen de tarifa de acceso fue de 63.468 gigavatios/hora, GWh, mientras que la consumida en régimen de tarifa integral para el mismo periodo fue de 166.337 GWh. Del total de los GWh consumidos en tarifa integral, el 55% corresponden a baja tensión y el 45% restante a alta tensión uno-cuatro, mientras que del total de los GWh consumidos en régimen de tarifa de acceso, el 27% corresponde a baja tensión y el 73%

restante a alta tensión 1-4.166.337 GWh (datos Comisión Nacional de Energía (CNE)).

- En el año 2005, había 88.800 consumidores conectados a alta tensión y 23,3 millones consumidores domésticos y comerciales de baja tensión (Informe OMEL año 2005).
- Hasta marzo de 2005, el 48% de la demanda era adquirida en régimen de contratación libre, con 2,6 millones de consumidores fuera de la tarifa integral, para posteriormente descender al final del año al 32% de la energía total demandada (Informe OMEL año 2005).
- Como datos mas actualizados, el total de la energía facturada en el año 2006 en el mercado liberalizado fue de 66.877 GWh, con una disminución sobre el año anterior del 20,47% (en el año 2005 la energía facturada en el mercado libre fue de 84.085 GWh), con el siguiente desglose: baja tensión, 15.577 GWh, y alta tensión, 51.300 GWh, con disminuciones en ambos casos de más del 12% sobre el año anterior. La energía facturada en todo el mercado español, incluyendo al mercado libre, en el año 2006 fue de 230.883 GWh, con un incremento del 2,5% sobre el año anterior (Avance estadístico de UNESA).
- Cuestión distinta es la relativa al grado de liberalización real de este mercado de comercialización. De los datos de mercado obtenidos de la CNE, resulta que el mercado regulado a tarifa representaba, a finales de septiembre del año 2006, un 70% aproximado del mercado total peninsular, y el libre se movía entonces en porcentajes cercanos al 30%, y con tendencia decreciente (31,1% para el año 2004, y 35,2% para el año 2005, son los porcentajes de la distribución de energía consumida que representa la demanda peninsular por tarifa de acceso). Con más exactitud, de los datos del Avance estadístico de UNESA para todo el año 2006, se obtiene que el *mercado liberalizado de comercialización* representaba, en este año, el *28,96% de todo el mercado español de suministro de electricidad*.

EL MERCADO DE COMERCIALIZACIÓN DE ELECTRICIDAD A TARIFA

La venta o comercialización de energía en régimen de tarifa ha sido, y lo seguirá siendo hasta que sea eficaz la prevista modificación del régimen de actividades de las distribuidoras, una de las actividades básicas de estas sociedades, junto a la transmisión capilar de la energía, y ello desde el origen mismo de estas entidades.

Destacamos como datos más relevantes de la estructura del mercado los siguientes:

- La energía facturada en el mercado regulado a tarifa, durante el año 2006 fue de 164.000 GWh, con un incremento del 16,25% sobre el año anterior (la energía facturada en este mercado en el año 2005 totalizó 141.079 GWh), con el siguiente desglose: 92.877 GWh para la baja tensión, con incremento del 3,77% sobre el año anterior, y 71.129 GWh para la alta tensión, con una variación positiva sobre el año anterior del 37,92%. La energía facturada en todo el mercado español, incluyendo al mercado libre, en el año 2006 fue de 230.883 GWh, con un incremento del 2,5% sobre el año anterior (Avance estadístico de UNESA).
- Esto significa que el *mercado de comercialización a tarifa* a cargo de las distribuidoras significaba, en el total del año 2006, un porcentaje *del 71,03% del volumen suministrado* en el mercado español de electricidad para todo el año.

LA TARIFA ELÉCTRICA

La fijación de la tarifa eléctrica en niveles por debajo del precio real de la electricidad constituye un obstáculo fundamental para la liberalización del mercado, por cuanto con ese nivel de precio de referencia de mercado, las comercializadoras no pueden competir con las distribuidoras en la captación de los clientes.

Las tarifas como precios políticos desconectados de los costes reales de la electricidad producen en el sistema otras disfunciones e ineficiencias: desincentivan el ahorro de energía por los consumidores, que reciben señales incorrectas con unos precios inferiores al coste real; perjudican al medio ambiente, pues para atender el exceso de consumo habrá que producir con las centrales marginales, que son las más contaminantes; se altera la equidad entre generaciones, pues el consumo actual será financiado, vía incremento de precios, por los consumidores futuros; y finalmente, la falta de retribución de la actividad de distribución eléctrica es un desincentivo a las inversiones en red de baja por las empresas, poniendo en peligro, a la larga, la continuidad del sistema eléctrico.

En el Protocolo de 1996, firmado entre el Gobierno y las empresas eléctricas, se estableció, en el *acuerdo segundo*, una gradual reducción de las tarifas reguladas que, para no alterar el equilibrio financiero de las empresas, se llevaría a cabo en un periodo de 10 años. La reducción se haría sobre base nominal y sería del 3% para el año 1997, de un 2% para el año 1998, un 1% para el periodo 1999-2001, y para el

periodo 2002-2007, lo que se dispusiera en una revisión general que se llevaría a cabo en el año 2001. La realidad ha desbordado las previsiones. Si en el año 1997 fue respetado el porcentaje de reducción del 3%, en los cuatro años siguientes sólo en el año 2000 se aplicó la reducción del 1% prevista, mientras que en los años 1998, 1999 y 2001 la disminución de la tarifa fue mucho mas enérgica que en al previsión: del 3,63% en el año 1998, del 2,5% en 1999 y del 2,2% en el año 2001. En el año 2002, la rebaja fue del 0,412%, y a partir del 2003 la tarifa experimenta un incremento, del 1,69% para el año 2003, del 1,54% para el año 2004 y del 1,71% para el año 2005. Teniendo en cuenta la inflación producida en todos estos años, la tarifa eléctrica, incluso en los años en los que ha sido elevada, ha experimentado, en términos reales, una notoria disminución.

De acuerdo con los datos del Avance estadístico de UNESA para el año 2006, en el periodo 1996-2006 (base 100 en el año 1996), la evolución en porcentaje del Índice de Precios de Consumo (IPC), y de la tarifa media de electricidad, en términos corrientes y constantes, fue la siguiente: IPC, 133,2%; tarifa, en términos corrientes, 92,4%; tarifa, en términos constantes, 68,6%. En el periodo acumulado 1997-2006, las variaciones de estos tres parámetros, en porcentaje, habían sido: IPC acumulado, 29,10%; tarifa, en términos constantes, disminución del 36,41%; tarifa en términos corrientes, disminución del 7,31%.

La manifestación mas evidente de esta disfunción es la aparición del denominado "déficit de tarifa", diferencia negativa entre los ingresos reconocidos a las compañías eléctricas (precio de la energía más ingresos por las actividades reguladas) y la facturación a los consumidores vía tarifas aprobadas por el Gobierno. Ese déficit es de 3.810 millones de euros para el año 2005, y el estimado para 2006 es del orden de los 3.500 millones de euros. En gran medida ese déficit es generado porque la tarifa eléctrica, en su componente de energía o precio mayorista (el otro componente es el coste de acceso al sistema, que recoge los costes de la red de transporte y de distribución y otros costes el sistema), no recoge el precio real de la electricidad, que se ha incrementado en los dos últimos años debido al incremento del precio de los combustibles y al nuevo coste ambiental por emisiones de CO₂. Así, para el año 2006, mientras que las tarifas eléctricas establecidas por el Gobierno están calculadas con un precio previsto de la energía de 42,35 euros/MWh,

(megavatios/hora), el precio real de esta energía en el mercado se ha situado en torno a los 60 euros/MWh.

LOS MERCADOS DE REDES DE TRANSPORTE Y DE DISTRIBUCIÓN

Técnicamente, las actividades de transporte y de distribución constituyen un monopolio natural, ya que razones de eficiencia económica y de tipo medioambiental desaconsejan la multiplicación de redes para una misma área geográfica. Este mercado comprende la actividad de transporte de la electricidad a través de las redes e instalaciones de alta tensión, desde los centros de producción hasta los puntos de la red de distribución o hasta los puntos de consumo finales, y la actividad de distribución o conducción de la electricidad desde las redes de transporte hasta los puntos de consumo. La primera actividad es desarrollada por los *transportistas* y la segunda por las compañías *distribuidoras*.

Si desde el punto de vista del estatuto de la propiedad de las redes, se trata de una actividad privada no reservada al Estado y realizada por una pluralidad de sociedades mercantiles de capital privado, tanto en la estructuración de la organización de los transportistas y distribuidores como en el desarrollo de sus actividades, la regulación legal ha introducido fuertes componentes de intervención. Dado el fundamental papel que desempeñan los transportistas y los distribuidores para el acceso a los mercados de los vendedores y comercializadores de energía y para la gestión del sistema en su conjunto, resulta necesario impedir la influencia, sobre las entidades gestoras de las redes, de los operadores comerciales que las utilizan, asegurando el acceso imparcial a las mismas y evitando abusos y discriminaciones, de orden técnico y económico, en el uso de las mismas. Para ello, la regulación ha establecido un marco legal y reglamentario de *acceso por terceros* a las instalaciones, objetivo y no discriminatorio Acceso de Terceros a las Redes (ATR), con posibilidad de solución de los conflictos de acceso por un organismo independiente, la CNE, y con el mismo objeto, ha fijado el *régimen retributivo* de estas actividades, a través del mecanismo de los peajes o tarifas de acceso fijadas por el Gobierno.

Además de las anteriores medidas generales para todo tipo de redes, para las redes de transporte en alta, la ley ha dispuesto la práctica separación de la propiedad de las redes respecto de los operadores eléctricos, y así éstos no pueden ser titulares de una participación superior al 1% en el capital social de REE, titular de la mayor

parte de las instalaciones de la red de alta y gestor de la red de transporte de alta tensión del sistema español.

A finales del año 2005, de acuerdo con su Informe anual, REE gestionaba 33.096 kilómetros de circuito, desglosados en 16.808 de 400 kV (kilovoltios) y 16.288 de 220 kV y menor. Además REE tiene encomendada, tal y como se ha examinado al hablar del mercado de producción, la *operación del sistema*, coordinando las operaciones de generación y producción para el tránsito de la energía entre productores y compradores y garantizando la cobertura de la demanda eléctrica en todo momento.

Para las redes de distribución, la Ley ha impuesto la separación jurídica y contable de las actividades reguladas de distribución, del resto de las actividades eléctricas.

Las redes de distribución están repartidas prácticamente entre los grandes operadores eléctricos nacionales, por áreas geográficas: Endesa –(20 provincias en Cataluña, Andalucía, Extremadura, Canarias, Baleares, Aragón y Castilla y León), Iberdrola (32 provincias de 14 comunidades Autónomas, destacando Madrid, Levante, Castilla y León, Castilla- La Mancha, Navarra), Unión Fenosa (Galicia, Madrid, Castilla y León), Grupo Hidrocantábrico (Asturias), Electra de Riesgo (Cantabria).

MERCADOS GASISTAS

De modo análogo al sistema eléctrico, coexisten en este momento en el sistema español gasista tres mercados de producto y dos de redes. Los de producto son: el mercado de producción o de aprovisionamiento de gas natural; el mercado de comercialización de gas natural en régimen libre; y el mercado de comercialización de gas en régimen de tarifa.

Y los de redes: el mercado de transporte (básico y secundario); y el mercado de distribución.

EL MERCADO DE APROVISIONAMIENTO

El dato fundamental de mercado que determina la estructura y el régimen de funcionamiento del mismo es el siguiente: España cuenta con una producción propia de gas natural insignificante, y por tanto, depende prácticamente en la totalidad de su consumo de la producción de gas exterior. Los orígenes exteriores del gas consumido en España, en el año 2006, componen el siguiente listado de porcentajes

de mercado: 32% Argelia; 20% Nigeria; 14% Qatar; 13% Egipto; 8,9% Trinidad y Tobago; 5,9% Noruega; 3% Omán; 2,1% Libia (*Boletín Estadístico* de BP).

Lo anterior significa, desde la perspectiva jurídica de la legislación española, que este mercado se encuentra completamente liberalizado y que los contratos de aprovisionamiento (las compras de gas efectuadas de los productores) que celebran los operadores que introducen gas en el sistema español no están regidos por la legislación española, sino por la propia del productor extranjero y/o por un clausulado contractual regularizado de carácter internacional (esto mismo es predicable del Régimen Jurídico del Transporte Internacional de Gas Natural Licuado (GNL) por medio de buques metaneros y del transporte de gas por las gasoductos internacionales hasta la entrada del gas en el sistema español, que en la actualidad son el gasoducto del Magreb y la conexión con Francia a través de Larrau, a los que se sumará la entrada del gasoducto Medgaz a partir del año 2009). Se trata, por tanto de un mercado internacional, en el que se aplican precios y condiciones de una contratación estandarizada, y en el que los precios del gas se encuentran grandemente influenciados por el curso de los precios del petróleo en los mercados internacionales.

EL MERCADO DE COMERCIALIZACIÓN EN RÉGIMEN LIBRE

La actividad de comercialización es completamente libre y se desarrolla por las comercializadoras “en condiciones libremente pactadas”, según dice la Ley 34/1998 tantas veces citada. Se trata del segmento de mercado (con excepción del de aprovisionamiento en el exterior) en el con mayor profusión despliega todas sus virtualidades el principio dispositivo y de autonomía de las partes en la configuración de las relaciones jurídicas negociales.

A partir del día 1 de enero del año 2003 todos los consumidores de gas, con independencia de su nivel de consumo, están considerados consumidores cualificados con capacidad para contratar el suministro de gas en el mercado libre. Por tanto, en estos momentos todo el suministro de gas natural se encuentra completamente liberalizado, en el plano normativo, por cuanto todos y cada uno de los consumidores que todavía no se han pasado al mercado de comercialización de gas natural pueden hacerlo libremente en el momento que deseen, contratando el suministro con una comercializadora.

Datos estadísticos más relevantes para enmarcar la entidad de este mercado:

En el año 2006, el mercado liberalizado de gas natural alcanzó los 333.568 GWh, con un incremento sobre el año anterior del 6,5%. El desglose de esa cifra fue el siguiente: mercado convencional, 202.665 GWh, con una disminución sobre el año anterior del 5,7%; y mercado eléctrico, 130.902 GWh, con un incremento del 33% sobre el año anterior. El mercado total, incluyendo el regulado, alcanzó los 388.101 GWh, con un incremento sobre el año anterior del 3,2% (*Boletín Estadístico* de la Corporación de Reservas Estratégicas [CORES]).

La estructura de este mercado por operadores, el reparto aproximado de cuotas de mercado, por volumen de gas y por clientes, para finales de septiembre de 2006, cuadro 2.

Cuadro 2.- Estructura del mercado de operaciones

<u>Comercializadora</u>	<u>% ventas</u>	<u>% clientes</u>
Gas Natural	46,8%	66,5%
Iberdrola	14,5%	6,7%
Unión FENOSA	13,2%	4,1%
Endesa	8,9%	12,9%
Natargas Energía	3,3%	9,7%
BP	2%	
Cepsa	3%	
Shell	3,7%	

Fuente: CNE

En términos de realidad económica, el mercado de compraventa de gas natural en régimen libre representaba (según datos de la CNE para finales del tercer trimestre de 2006), por volumen, el 91,9% del mercado español del gas natural, y por número de clientes, el 36,3% de todos ellos (más de 2.300.000 clientes en el mercado libre). Ese porcentaje del volumen de gas total suministrado en el sistema es para la

CORES del 86% en el total del año 2006. En gran medida, ello es debido a que los grandes consumidores del grupo uno (industriales grandes y generación eléctrica) están ya en el mercado libre, pues las tarifas del mercado regulado han sido suprimidas para este tipo de consumidores, y los consumidores del grupo dos (industriales), también en un 84% se encuentran en el libre, mientras que sólo el 46% de los consumidores del grupo tres (domésticos y comerciales), que son los más relevantes en número, pertenecen a este mercado.

EL MERCADO DE COMERCIALIZACIÓN EN RÉGIMEN DE TARIFA

Estas ventas comprenden, en una primera fase, la venta de gas natural del transportista Empresa Nacional del Gas (Enagas) a las distintas distribuidoras (que no pueden aprovisionarse directamente en el mercado, a diferencia de las distribuidoras eléctricas), a los precios de transferencia fijados por el Gobierno, y en una segunda fase, la venta de gas de las distribuidoras a los consumidores, al precio de tarifa también fijado por el Gobierno. Todas ellas son las ventas integrantes del mercado regulado a tarifa en la actualidad.

El destinatario final del producto es el consumidor que, por no haber hecho uso de la posibilidad de ser suministrados por una comercializadora en régimen libre, permanece en el régimen de suministro a tarifa. Esta actividad de venta final es desarrollada por las distribuidoras, conjuntamente con la actividad de transporte capilar del gas por la red de distribución.

Los datos más relevantes de este mercado, para nuestro propósito, son los siguientes:

- En el año 2006, el mercado regulado a tarifa representó un volumen de 54.534 GWh, con una disminución sobre el año anterior del 13,3%. El desglose de esa cifra es el siguiente: mercado convencional, 52.420 GWh, con un incremento del 1,4% sobre el año anterior; y mercado eléctrico, 2.113 GWh, con una disminución del 81,1%. El mercado total, incluyendo el libre, alcanzó, como ya se ha dicho, los 388.101 GWh, con un incremento sobre el año anterior del 3,2% (*Boletín Estadístico* de CORES).
- A finales de septiembre del 2006, 4.000.000 de clientes aproximadamente permanecían en el mercado regulado (el 64% de los de todo el mercado de gas, según datos de CNE).

- En este mercado permanecen todavía el 16% de los consumidores del grupo dos (industriales) y el 54% de los consumidores del grupo tres (domésticos y comerciales), mientras que, como ya se ha dicho, los consumidores del grupo 1 (grandes industriales y generadores eléctricos) están en el mercado libre, al haber sido suprimidas las tarifas del mercado regulado para este tipo de consumidores (datos de CNE).
- En cuanto a la estructura de este mercado por operadores, las distribuidoras del Grupo Gas Natural venden aproximadamente el 80% del gas regulado de todo el país, con más del 80% de los clientes que permanecen en dicho mercado. A gran distancia, figuran a continuación las distribuidoras del Grupo Naturgas Energía (Hidrocantábrico), con el 14% del volumen de ventas y el 10% de los clientes, y las distribuidoras de Endesa, con el 5,4% de las ventas y el 7% de los clientes. Cierran la lista Gas Directo y Gas y Servicios Mérida, con cuotas de ventas del 1% y del 0,03%, respectivamente, y del clientes del 0,05% para ambas, a finales de septiembre del 2006.
- En la actualidad, es un mercado de una significación cuantitativa menor si tomamos en cuenta el parámetro del volumen de gas en él negociado, pues tan sólo representa, a finales de septiembre del 2006, el *8,1% del total del gas consumido* en España. Sin embargo, por número de clientes, representa el 64% del mercado.

LOS MERCADOS DE REDES DE TRANSPORTE Y DE DISTRIBUCIÓN

Los mercados de redes gasistas son los mismos y presentan las mismas características técnicas que los eléctricos y se comportan, como éstos, como monopolios. Por tanto están regidos por los mismos principios generales de intervención examinados al hablar de los mercados eléctricos, que damos aquí por reproducidos.

Estas actividades sin competencia son la de los transportistas de la red básica de transporte (los gasoductos de alta presión, las conexiones internacionales por gasoducto, las plantas de regasificación y de almacenamiento de GNL conectadas a la red básica y los almacenamientos subterráneos de gas natural), y la de transportista secundario. El más importante transportista de la red básica es la

entidad Enagas, que por ello tiene también encomendada la función de la gestión técnica del sistema.

La gestión técnica del sistema consiste en la coordinación de la actuación de los distintos sujetos que gestionan o hacen uso del sistema gasista, con el fin de garantizar la continuidad y seguridad del suministro de gas natural y la correcta coordinación entre los puntos de acceso, los almacenamientos, el transporte y la distribución. Las medidas concretas en las que se materializan estos objetivos serán recogidas en las normas de gestión técnica del sistema, que aprueba el Ministerio de Industria y Energía, previo informe de la CNE. Es una actividad de “servicio público” regulada y retribuida administrativamente como un coste más del sistema.

Dado el fundamental papel desempeñado por Enagas en el sistema gasista español, para asegurar su independencia de actuación, la ley dispone que ninguna persona física o jurídica pueden ser titular de una participación superior al 5% de su capital social o de los derechos de voto en la entidad.

Como se ha dejado referenciado, el mercado de distribución en España presenta un grado de concentración muy importante. El 80% de las redes de distribución de gas natural de todo el país son de la titularidad y gestión de distribuidoras pertenecientes al grupo Gas Natural, comprendiendo la práctica totalidad de la redes de Cataluña, Madrid, Navarra, La Rioja, Castilla y León, Castilla La Mancha, Comunidad Valenciana, Murcia, Cantabria, y con participaciones significativas en las redes de distribución de Aragón, Galicia y Andalucía.

Por sus actividades reguladas, a las distribuidoras se les exige separación jurídica y contable, respecto del resto de las actividades gasistas del grupo en el que estén integradas.

Balance de situación del proceso de liberalización

Con los anteriores datos sobre funcionamiento de los mercados, las deficiencias más destacadas que cabe detectar en el proceso de liberalización de los mercados españoles, eléctrico y gasista, son las siguientes:

1. En el mercado de producción de electricidad, la legislación reguladora resulta compleja e intervencionista, con mecanismos de funcionamiento poco flexibles.

2. El mercado de comercialización de electricidad presenta un grado de liberalización real francamente deficiente, tanto en términos de volumen (más de dos terceras partes del consumo de electricidad se realiza en régimen de tarifa integral), como de clientes.
3. El grado de independencia de la gestión de las redes eléctricas de transporte y de distribución es desigual. Mientras que para la red de transporte resulta moderadamente aceptable el nivel de independencia de la gestión en relación con los operadores de producto o con los grupos energéticos, en el caso de la distribución, las redes aparecen plenamente integradas en la gestión del grupo al que pertenecen las distribuidoras.
4. El mercado de comercialización de gas natural presenta un mejor balance en lo que hace al volumen negociado (el 90% de todo el gas negociado en el sistema lo es en este mercado), pero por número de clientes el proceso de liberalización se muestra todavía insuficiente.
5. En cuanto a las redes de transporte y de distribución de gas natural, cabe repetir lo dicho para el sector de electricidad. Si en transporte la situación de independencia del principal transportista y gestor técnico del sistema es moderadamente aceptable, en la distribución las redes están integradas en la gestión de los grupos energéticos, con el añadido, en el caso del gas natural, de que esa integración está fuertemente concentrada en un solo operador.

Resumiendo aún más estas conclusiones, podríamos decir que los tres males que presenta en la actualidad el sistema energético español de electricidad y de gas natural, son:

1. El excesivo intervencionismo en el mercado eléctrico de producción.
2. El insuficiente grado de liberalización real en los mercados de comercialización de energía.
3. El inadecuado grado de independencia de los gestores de las redes de distribución en relación con los operadores de producto y grupos energéticos.

Con este balance, es claro que existe todavía una distancia considerable entre la situación que presentan los mercados de gas y de electricidad en España y el

modelo ideal de liberalización de los mercados propugnado por las Directivas y por las políticas energéticas europeas.

Los proyectos de ley en tramitación

En este epígrafe, se examinan en sus líneas generales las medidas que contemplan los proyectos de ley de modificación de las leyes del sector eléctrico y del sector de hidrocarburos, en curso de tramitación parlamentaria en los momentos en que se redacta este trabajo. Se trata, entonces, de valorar si esas medidas, con la configuración que actualmente adoptan, van a resultar suficientes para conseguir la plena liberalización de los mercados de energía eléctrica y de gas natural, superando las deficiencias de estructura y de funcionamiento detectadas con anterioridad.

MERCADOS DE ELECTRICIDAD

Las medidas reformadoras más importantes afectan al *mercado de comercialización*, y son, sustancialmente, las siguientes:

1. La supresión del sistema de *tarifa integral* a partir del *día 1 de enero del año 2009*.
2. La *privación a las distribuidoras* de la aptitud para comprar energía en el mercado de producción y venderlo a los consumidores en el mercado regulado, si bien mantendrán transitoriamente esta actividad de compra y venta de energía hasta la indicada fecha de 1 de enero de 2009.

Por tanto, desde la indicada fecha, sólo habrá un mercado principal de comercialización de electricidad, que será el que atiendan las comercializadoras en régimen de libertad de precios. Como excepción a esta regla, se establece la *tarifa de último recurso*, para atender a los pequeños consumidores que puedan seguir acogidos a este tipo de suministro regulado.

En este panorama surgen tres cuestiones que inciden en la eficacia y el éxito final del proceso de liberalización. Una es la extensión objetiva que se va a conferir a este nuevo mercado de comercialización de último recurso. Otra cuestión se refiere al procedimiento que habrá de seguirse para hacer efectivo el trasvase, obligado por la ley, de los clientes regulados al mercado libre. La tercera es la relativa al mecanismo objetivo para que un consumidor ya instalado en el mercado libre pueda cambiar, a su conveniencia, de comercializadora que le suministre.

Sobre el primer punto, la legislación prevista contempla la extinción escalonada y gradual del mercado de comercialización de último recurso, de modo a partir del día 1 de enero del año 2010 sólo podrán permanecer en este mercado los consumidores con suministros en baja tensión, y a partir del 1 de enero del año 2011, sólo los consumidores con potencia contratada inferior a 50 KW. La determinación de las comercializadoras que asumirán la obligación de suministradores de último recurso corresponde al Gobierno, quien también establecerá la tarifa de último recurso como *precio máximo*.

La segunda cuestión, relativa al criterio, calendario y procedimiento para trasvasar las carteras de clientes de las distribuidoras a las comercializadoras, no está directamente resuelto en la Ley. La normativa en elaboración dispone que el Ministerio de Industria establecerá el mecanismo de traspaso de clientes del sistema a tarifa al sistema de tarifa de último recurso que les corresponda.

La tercera de las cuestiones enumeradas se resuelve en la normativa proyectada mediante la creación de una sociedad mercantil, con objeto exclusivo, que asumirá las funciones de Oficina de Cambios de Suministrador y que, como su nombre indica, tendrá la responsabilidad sobre la supervisión y la gestión directa de los cambios de suministrador solicitados por los consumidores. Es obligatoria la participación en su capital de los distribuidores y comercializadores de gas natural y de electricidad (con porcentajes de un 35% para cada grupo de las comercializadoras de energía eléctrica y de gas natural, y porcentajes del 15% para cada grupo de distribuidoras de energía eléctrica y de gas natural) y para el ejercicio de sus funciones la sociedad tendrá acceso a las bases de datos de consumidores y de puntos de suministro de gas y electricidad.

Para los *mercados de redes*, las medidas tendentes a incrementar *la independencia de los gestores de las redes* en relación con las decisiones de los operadores de producto y de los grupos energéticos en los que puedan estar integrados, son las siguientes:

1. Para *REE*, que es el operador del sistema, el gestor de la red de transporte y transportista, se dispone que deberá constituir una sociedad filial, participada al 100% por la primera, a la que aportará todos los activos materiales y personales que se encuentren dedicados al ejercicio de las actividades reguladas enumeradas.

2. Además, se establecen las siguientes *medidas limitativas de participación en el capital de REE*: como regla general, ninguna persona física o jurídica podrá tener una participación, directa o indirecta, en su capital superior al 5%, ni ejercer derechos políticos en dicha sociedad por encima del 3%; y además, los sujetos que realicen actividades en el sector eléctrico y las personas físicas y jurídicas que, directa o indirectamente, posean en estos sujetos una participación superior al 5%, no podrán ejercer derechos políticos en REE por encima del 1%.
3. De modo paralelo a lo sucedido con los transportistas, las distribuidoras quedan privadas de la capacidad para vender electricidad en régimen de tarifa, y sus actividades limitadas a sus estrictas funciones de “transportistas” capilares de energía.
4. Además, para las distribuidoras se dispone la separación funcional de las distribuidoras respecto de los grupos a los que pertenezcan, avanzando un grado más en el camino de su independencia funcional (ya se ha conseguido la separación jurídica y la separación contable). Se adoptan en esta línea las siguientes medidas: los responsables de la gestión no podrán participar en la organización del grupo empresarial encargada de la gestión cotidiana de las actividades de producción o comercialización; los grupos establecerán los mecanismos de protección de los derechos profesionales de los gestores de redes, en especial las garantías sobre su retribución y cese; independencia de los gestores de redes respecto del grupo, en la gestión cotidiana y en la decisión efectiva sobre los activos necesarios para la explotación de las redes; y el establecimiento de un código de conducta para garantizar el cumplimiento de las anteriores medidas.

MERCADOS DE GAS NATURAL

En cuanto al sector del gas natural y comenzando con los mercados de producto, las medidas más trascendentales previstas en la normativa en tramitación afectan también al *mercado de comercialización de gas natural*, y son:

1. La *supresión del sistema general de tarifas y la desaparición del actual mercado de venta de gas natural en régimen de tarifa*, a partir del *día 1 de enero del año 2008*.

2. La *privación a los transportistas* que introducen gas al sistema y a *las distribuidoras* de la aptitud para comprar y vender gas natural con destino al consumo. Enagás y las distribuidoras realizarán transitoriamente estas actividades de compra y venta de gas natural para el mercado regulado hasta la indicada fecha de 1 de enero de 2008.

Con estas dos medidas se trata de liberalizar el mercado de comercialización de gas natural de manera obligatoria: la opción concedida inicialmente por la ley se convierte para los consumidores en una obligación, la de contratar el suministro en el mercado libre, si quieren ser suministrados, mediante la supresión del mercado regulado de refugio. Antes de que se produzca esa supresión general del mercado regulado, la ley prevista suprime, a partir del 1 de julio de 2007, determinadas tarifas del grupo dos de consumidores intermedios, que de manera necesaria tendrán que ser suministrados por el mercado libre.

Por tanto, a partir del 1 de enero del 2008, en el mercado gasista español todo el gas natural ha de ser comprado y vendido en condiciones de precio libremente pactadas entre el consumidor y la comercializadora. Como excepción a esta regla general, se establece *la tarifa de último recurso*, a partir de esa fecha, para los pequeños consumidores de gas natural.

Sobre las tres cuestiones ya tratadas a propósito del mercado eléctrico de comercialización, que inciden en la eficacia y el éxito final del proceso de liberalización, destacamos aquí las peculiaridades de la comercialización del gas natural.

Así, sobre el ámbito objetivo que se confiere a este nuevo mercado de comercialización de último recurso, la legislación prevista incluye inicialmente en este mercado a todos los consumidores conectados a gasoductos cuya presión sea menor o igual a 4 bar, con independencia de su nivel de consumo. Sin embargo, no todos ellos podrán mantenerse en el régimen de tarifa de último recurso de manera indefinida, pues serán expulsados del mismo de acuerdo con un calendario temporal que comienza en julio de 2008 y termina el 1 de julio de 2010. Después del 1 de julio de 2010, sólo podrán acogerse al régimen de tarifa de último recurso aquellos consumidores cuyo consumo anual sea inferior a un GWh, siempre que además estén conectados a gasoductos cuya presión sea menor o igual a cuatro bar. La determinación de las comercializadoras que asumirán la obligación de

suministradores de último recurso corresponde al Gobierno, quien también establecerá la tarifa de último recurso como *precio máximo*.

La segunda cuestión, relativa al criterio, calendario y procedimiento para trasvasar las carteras de clientes de las distribuidoras a las comercializadoras, no está directamente resuelto en la Ley. La normativa en elaboración dispone que en el plazo de tres meses siguientes a la entrada en vigor de la norma, el Ministerio de Industria establecerá el mecanismo de traspaso de clientes, del mercado a tarifa al mercado libre de las comercializadoras “que se determinen”, y prevé que este proceso esté terminado con anterioridad al día 1 de enero de 2008.

La tercera de las cuestiones, la relativa al mecanismo objetivo para que un consumidor ya instalado en el mercado libre pueda cambiar de comercializadora que le suministre a su conveniencia, se resuelve en la normativa proyectada mediante la creación de la Oficina de Cambios de Suministrador que, como se ha visto ya, tiene carácter intersectorial, con funciones de supervisión y de gestión directa de los cambios de suministrador solicitados por los consumidores, tanto sean éstos eléctricos como gasistas.

Para los *mercados de redes*, las medidas tendentes a incrementar *la independencia de los gestores de las redes* en relación con las decisiones de los operadores de producto y de los grupos energéticos en los que puedan estar integrados, son las siguientes:

1. Para el principal transportista y gestor técnico del sistema, Enagás, se suprime su capacidad de compra y de venta de gas para el suministro, de modo que sus actividades básicas quedan reducidas a las relativas a su condición de *transportista estricto*. Esta condición básica es compatible con la realización de las operaciones de compra de gas que sean necesarias para la operación funcional del sistema (nivel mínimo de llenado de los tanques de GNL, de los gasoductos de transporte, almacenamiento y redes de distribución).
2. Además, se establecen las siguientes *medidas limitativas de participación en el capital* de Enagás: como regla general, ninguna persona física o jurídica podrá tener una participación, directa o indirecta, en su capital superior al 5%, ni ejercer derechos políticos en dicha sociedad por encima del 3%; y además, los sujetos que realicen actividades en el sector gasista y las personas físicas y jurídicas que,

directa o indirectamente, posean en estos sujetos una participación superior al 5%, no podrán ejercer derechos políticos en Enagás por encima del 1%; y la suma de las participaciones, directas o indirectas, de los sujetos que realicen actividades en el sector de gas natural no podrá superar el 40% del capital de Enagás.

3. De modo paralelo a lo sucedido con los transportistas, las distribuidoras quedan privadas de la capacidad para vender gas en régimen de tarifa, y sus actividades limitadas a sus estrictas funciones de “transportistas” capilares.
4. Además, para las distribuidoras se dispone la separación funcional de las distribuidoras respecto de los grupos a los que pertenezcan, con el mismo alcance y contenido que el ya examinado para las distribuidoras del sector eléctrico.

Comentarios finales

Con la supresión a plazo fijo de los respectivos mercados regulados de electricidad y de gas en régimen de tarifa, desaparecerá, de manera formal, el principal obstáculo para la plena liberalización de estos mercados energéticos de gas y electricidad. La distinta secuencia temporal fijada por la Ley para la eficacia de tal supresión, 1 de enero de 2008 para el gas natural y 1 de enero de 2009 para la electricidad, responde al desigual grado de liberalización real alcanzado hasta el momento por cada uno de estos mercados.

Ahora bien, la liberalización real de los mercados de comercialización de energía no se producirá de manera eficaz, a pesar de las proclamaciones legislativas, si los mercados de comercialización a tarifa, teóricamente residuales, se siguen comportando sucedáneos o sustitutivos de los mercados auténticos de comercialización de energía, en función de los niveles de consumo fijados por la Ley para acogerse a estos mercados de refugio. Por tanto, el surgimiento de unos mercados de comercialización de último recurso regulados administrativamente, siempre que se mantengan en situación de marginalidad, y las tarifas de último recurso, siempre que sean fijadas de forma que no ocasionen distorsiones de la competencia en el mercado, no parecen representar una rémora para el completo éxito de la liberalización en estos mercados de producto. Por el contrario, la estructura final del mercado de comercialización de gas natural, en la actualidad

fuertemente concentrado, dependerá de los criterios y del procedimiento que se siga para efectuar el trasvase de los clientes regulados de las distribuidoras al mercado de las comercializadoras.

La desvinculación de los operadores de redes de las actividades de compra y venta de la energía que circula por ellas, es una medida que favorece la neutralidad y objetividad en sus actuaciones en el mercado, como simples transportistas y distribuidores.

Pero queda por tratar otro aspecto capital de la independencia de los operadores de redes, y es el relativo a la influencia de los operadores de producto y de los grupos empresariales sobre la gestión y actividades de las sociedades transportistas y distribuidoras. Como precisión previa de carácter general, digamos que existen determinados mecanismos legales cuya aplicación determina grados diversos de independencia en el funcionamiento de los operadores de redes. De menor a mayor intensidad, esos mecanismos serían los siguientes: la separación jurídica, cuando las actividades se realizan bajo una forma jurídica societaria con un objeto exclusivo en el que no pueden figurar la producción y la comercialización; la separación contable, que acompaña ordinariamente a la separación jurídica; la separación funcional, cuando la gestión de la sociedad está separada de la gestión del grupo al que pertenezca; y la separación de propiedad, cuando los operadores de producto y grupos energéticos no pueden ser propietarios, en alguna medida, del capital social de los operadores de redes.

La legislación actual vigente se ha contentado con aplicar los dos primeros grados de separación enumerados, para la distribución de energía; y un sistema de separación de propiedad limitado, para el transporte de energía. La normativa que se encuentra en curso de elaboración refuerza tenuemente el sistema de separación de propiedad parcial para los transportistas; y aplica *ex novo* el régimen de separación de funciones, el tercero de la lista, para las distribuidoras, sin afectar para nada al régimen de la propiedad de sus participaciones y a su integración en los grupos empresariales energéticos. Como medida adicional, la ley en proyecto organiza una sociedad dedicada a la gestión de los cambios de suministrador, con la finalidad de garantizar la objetividad y transparencia en el cambio.

Con base en el reconocimiento de que:

“Europa aún no ha desarrollado unos mercados interiores de la energía plenamente competitivos... La consolidación del sector la energía deberá regirse por las normas de mercado, si se pretende que Europa responda eficientemente a los múltiples retos que tiene ante sí...”.

El Libro Verde contempla como objetivo prioritario, para disponer de una energía segura, competitiva y sostenible, la plena implantación de mercados interiores de electricidad y de gas verdaderamente competitivos. Y una de las áreas que se apuntan como clave para la implantación de esos mercados en condiciones de igualdad entre operadores, es la relativa a la *separación de las actividades* “de transmisión y distribución respecto de las actividades competitivas”. Sobre este particular *El Libro Verde* es concluyente:

“Tienen que aplicarse plenamente las disposiciones sobre separación de actividades recogidas en las segundas Directivas sobre electricidad y gas, no sólo en la letra, sino también en el espíritu. Si no se consigue avanzar hacia una situación más equitativa, habrán de considerarse nuevas medidas a nivel comunitario.”

Por tanto, del fracaso o del éxito de las medidas de separación funcional previstas en la legislación en proyecto, que son las mismas de las segundas Directivas de Gas y Electricidad, dependerá que se tengan o no que adoptar medidas de separación más enérgicas como las que podrían ya afectar directamente a la propiedad de las redes.

CAPÍTULO SEGUNDO
CHOQUES ENERGÉTICOS SOBRE ESPAÑA

CHOQUES ENERGÉTICOS SOBRE ESPAÑA

Por JUAN VELARDE FUERTES

Resumen

Contemplados desde el marco de la defensa, es evidente que interesan mucho los choques energéticos experimentados por España. Muy en síntesis fueron éstos, naturalmente a partir de la Revolución Industrial:

1. El choque derivado de la opción, consecuencia del nacionalismo económico, en favor del carbón asturiano, peor –con defectos en su coquización- y más caro que el británico.
2. En la parte que corresponde al carbón británico de importación, el incremento de precio derivado del impuesto para financiar la guerra anglo-bóer.
3. La escasez de carbón británico durante la Primera Guerra Mundial y la débil capacidad de incremento de la producción de hulla nacional como consecuencia de la subida de los precios que tenían altísimos crecimientos en ese periodo.
4. De nuevo la escasez de suministros provocada por la huelga minera generada por el intento de vuelta británico al patrón oro tras la Primera Guerra Mundial.
5. El choque provocado por la carencia de yacimientos propios de hidrocarburos, y del control que sobre el mercado español practicaron tres grandes empresas: Standard Oil, Shell y Petróleos de Porto Pi-Nafta soviética.
6. El originado en la España republicana por la pérdida de los yacimientos carboníferos de Asturias y de los saltos de agua pirenaicos, más las dificultades de importar petróleo por Campsa Gentibus, a causa del bloqueo muy eficaz de la Armada Nacional.
7. El generado por el alto coste relativo al del carbón de la corriente eléctrica alterna, muy claro hasta la crisis de los años treinta.
8. El derivado de la combinación de bajas tarifas eléctricas que disuadían a partir del año 1939, inversiones en electricidad, con la carencia de una red nacional de

distribución de energía y la existencia de unos años de escasa pluviosidad, todo ello a lo largo de los años cuarenta.

9. La escasez del petróleo provocada por las restricciones impuestas a la importación de crudos por parte de los aliados, para forzar nuestra política exterior.
10. Los choques petrolíferos derivados del conflicto árabe-israelí y de la crisis iraní.
11. Los generados por el *parón nuclear* a partir del año 1982.
12. Los originados por los altos costes de la producción eólica de energía eléctrica.
13. Los derivados de la aceptación de la opción de gas natural, y los inmediatos problemas, en precios y en condiciones de los suministros, planteados por el Gobierno argelino, con el riesgo adicional de la acción creciente salafista, a parte de la perturbación que todo esto introduce en la política española en relación con el Sáhara. Conviene, pues, contemplar todo esto con algún mayor detenimiento.

Revolución Industrial y energía

Con la revolución del neolítico, toda una serie de mecanismos de generación de energía se habían puesto en marcha y sus técnicas algo mejoraron, pero no de modo espectacular, a lo largo del tiempo. El molino de viento aparece en Francia en el siglo XII y la bomba hidráulica en el siglo XVI. Todo ello pasó a experimentar avances extraordinarios desde el inicio de la Revolución Industrial ⁽⁵⁾ como fueron los de la máquina de vapor de Watt (1765-1788); los del gas del alumbrado, de Murdoch (1792, con la primera fábrica de gas en Londres en 1812); los del danés Oersted, en el año 1820, a partir de los cuales aparece el electromagnetismo; los de la caldera de alta presión de Perkins, (1827) –el mismo año de la turbina hidráulica de Fourneyron-; los del arco eléctrico, de Wigart; los del acumulador eléctrico de Planté, (1860); los de la dinamo eléctrica de Pacinotti-Siemens (1860-1866); los del

⁵ Cfs. Johan Åkeman, *Estructuras y ciclos económicos*, traducción de José María Pallas, Aguilar, Madrid, 1960, encarte *Inventos, vías comerciales y empresas*, entre las págs. 48 y 49; Bern Ribner, *Comienzos de la electricidad* y Athur M. Johnson, *Expansión de las industrias químicas y del petróleo, 1880-1900*, en *Historia de la Tecnología. La técnica en Occidente de la Prehistoria a 1900*, dirigida por Melvin Kranzberg y Carroll W. Pursell Jr., traducción de Esteva Rimbau i Sauri, Gustavo Gili, Barcelona, 1981, tomo II, págs. 488-503 y 739-743, respectivamente.

motor de explosión de Lenoir-Otto (1860-1866 también); los de la lámpara con filamento de carbono de Swann-Edison (1860-1877); los del descubrimiento de la corriente alterna a partir de Faraday y Joseph Henry, (1831), y su primera gran aplicación en la Exposición de la Electricidad de Francfort, en 1891, donde se tendió una línea de 170 kilómetros de longitud; los de la turbina de vapor de Parsons-De Laval (1884-1889); los del motor Diesel (1892-1895); el primer oleoducto de diez kilómetros de Samuel Van Syckel, en octubre de 1865; el refinado de los crudos de petróleo de Herman Frasch en 1888, sin olvidar el hito singular del descubrimiento por Einstein, en el año 1905, de la famosa ecuación $E=mc^2$, que fue la base de la pila atómica puesta en marcha en la Universidad de Chicago, en el año 1942. En todos estos acontecimientos básicos para el avance de la Revolución Industrial, no existe ni un solo nombre, ni una sola circunstancia, española. Al carecer de este apoyo tecnológico y científico, que surgía con amplitud en Estados Unidos, en Francia, en Alemania, en Gran Bretaña, en Italia, en Dinamarca, nuestro papel parecía que iba a ser siempre secundario en ese aspecto esencial del avance industrial que es la energía. Y efectivamente, lo fue.

Carbón y nacionalismo económico español

Dentro del aprovechamiento energético que suele recibir el nombre de modelo del carbón, España apostó por el carbón nacional, lo que era lógico como consecuencia del arraigo que tuvieron en nuestra política económica las tesis del proteccionismo integral de Schüller⁽⁶⁾ y de las posturas que se pasaron a defender en la Marina de Guerra, con los puntos de vista del almirante Antequera tras su enfrentamiento con Luaces, más los de Luis Adaro⁽⁷⁾, pronto englobadas todas en el nacionalismo económico que tenía su raíz en las tomas de posición del Fomento del Trabajo

⁶ La obra fundamental de Ricardo Schüller es *Schutzzoll und Freihandel*, Wien, 1905; aunque fue muy influyente, carece de valor científico.

⁷ La extraordinaria personalidad de Luis Adaro la he subrayado en el *Prólogo* que escribí para la biografía de Ramón Mañana Vázquez, *Luis Adaro y Magro (1849-1915). Ingeniero de Minas, agente innovador de la primera revolución industrial asturiano*, Instituto Geológico y Minero de España. Consejo Superior de Colegios de Ingenieros de Minas de España, Oviedo, 2002; véase, además, por supuesto el libro fundamental de Luis Adaro, *Los carbones nacionales y la Marina de Guerra*, Comisión de Estudios de la Riqueza Hullera Nacional, Madrid, 1911 y concretamente, sobre la polémica y puntos de vista del Almirante Antequera, las págs. 6 y 293.

Nacional ⁽⁸⁾, que se comenzó a formular como una toma de posición coherente desde 1916, en la *Revista Nacional de Economía*, y que proclamó Cambó en Gijón el 8 de septiembre de 1918, en los actos conmemorativos del duodécimo centenario de la batalla de Covadonga. Este carbón asturiano, que gozaba de protección, aumentó rápidamente su producción, gracias a una activa política económica de apoyo, como se observa en el cuadro 1.

Años	Producción de hulla, antracita y lignito (miles de toneladas)	Años	Producción de hulla, antracita y lignito (miles de toneladas)
1840	19	1915	4.687
1845	36	1920	5.983
1850	63	1925	6.520
1855	91	1930	7.508
1860	340	1935	7.267
1865	495	1940	9.458
1870	662	1945	12.083
1875	694	1950	12.434
1880	847	1955	14.261
1885	945	1960	15.545
1890	1.238	1965	15.716
1895	1.784	1970	13.582
1900	2.674	1975	14.004
1905	3.372	1980	28.534
1910	4.058		

Fuente: Elaboración propia.

Cuadro 1.- Producción de hulla, antracita y lignito, en miles de toneladas

Las diferencias de costes con los carbones ingleses quedaron de manifiesto gracias a Cristóbal Massó ⁽⁹⁾: en 1907, el carbón a bocamina se producía en Inglaterra a 8,50 pesetas por tonelada y en España a 11 pesetas. Este choque encarecedor se ampliaba como consecuencia de decisiones inglesas, que perturbaban nuestra economía pues la importación de carbón británico era fundamental antes de la Guerra Civil. El cuadro 2 lo prueba de manera suficiente.

⁸ La cronología de esa importantísima institución española que recibe el nombre de *Fomento del Trabajo Nacional*, en Juan Velarde Fuertes, *El Foment, o el poso de la nostalgia*, en *ABC*, 1 septiembre 1998, nº 30.239, pág. 3

⁹ En su artículo *El alza del carbón*, en *Revista de Economía y Hacienda*, 26 de octubre de 1907, págs. 1027-1028.

Años	Porcentaje del carbón de importación sobre la oferta total (1900-1930)
1900	42'69
1905	36'90
1910	36'34
1915	28'90
1920	6'18
1925	25'57
1930	22'39

Fuente: Elaboración propia

Cuadro 2.- Carbón de importación sobre la oferta total años 1900-1930 en porcentaje

Tres acontecimientos ajenos a España provocaron otros tantos choques energéticos con raíz carbonífera. El primero se produjo a principios del siglo XX, como consecuencia de la búsqueda de algún modo de financiar la impopular guerra angloboer. El Reino Unido decidió, para ello, imponer al carbón de exportación el gravamen de un chelín por tonelada, encarecimiento que pasaban a pagar, no los ingleses, sino los españoles y otros compradores extranjeros. El segundo choque derivó de las dificultades de suministro de la hulla impuestas por la Primera Guerra Mundial. Como consecuencia de ello, el incremento en el precio fue notable, porque se trataba de un bien fundamental para abastecer el desarrollo industrial español impulsado por la contienda. A pesar de todo, como no aumentaba su oferta –porque la producción nacional se mostraba muy rígida respecto al precio-, pasó a perturbarse muy seriamente nuestra vida económica. El movimiento huelguístico británico, como protesta muy dura contra la readaptación de la economía del Reino Unido a las condiciones de paz, lo complicó de nuevo todo por tercera vez. El cuadro 3, que abarca el periodo 1913-1923, pone de relieve estos dos últimos choques carboníferos sobre nuestra economía (¹⁰).

¹⁰ Cfs. Román Perpiñá Grau, *Memorándum sobre la política del carbón*, CEEV, Valencia 1935, sobre todas estas cuestiones.

Años	Precio promedio sobre muelle de Barcelona del carbón de Asturias, en enero de cada año, en pesetas por tonelada
1913	42
1914	46
1915	54
1916	77
1917	95
1918	150
1919	150
1920	105
1921	220
1922	93
1923	75

Fuente: Elaboración propia

Cuadro 3.-

Cuando aparecen los hidrocarburos

En el conjunto de la economía española, con la llegada del siglo XX vemos el paulatino ascenso de dos futuros competidores del carbón en el terreno energético, el petróleo y la hidroelectricidad. Se soñó con ellos como liberadores de las servidumbres a que nos condenaba la hasta entonces energía nacional.

En el caso del petróleo, pronto se observó que las grandes empresas petrolíferas se disponían a actuar con designios monopolísticos en territorio español. Como las consecuencias iban a ser muy perturbadoras, la Dictadura decidió reaccionar, a partir del mensaje que recibía del neoconservador Sánchez de Toca, quien había comenzado a mostrar los problemas derivados de esta realidad monopolística en su ensayo *El petróleo como artículo de primera necesidad para nuestra economía nacional*¹¹. Como dice José Calvo Sotelo en *Mis servicios al Estado. Seis años de gestión. Apuntes para la historia* (¹²), «hasta 1925, los dos grandes *trust* internacionales –la Standard Oil y la Shell- se repartían amigablemente el mercado español». En el año 1925, a este grupo, se incorporó Petróleos de Porto Pi que comercializaba el petróleo ruso de la empresa Natfa. La reacción de estos tres grupos fue muy dura ante el monopolio. Como señala Calvo Sotelo:

¹¹ Madrid, 1917.

¹² Imprenta Clásica Española, Madrid, 1931, pág. 195.

«Al mes de haber resuelto el concurso adjudicando el Monopolio de Petróleos a 31 bancos españoles, recibía en el Ministerio de Hacienda la visita de sir (Henry) Deterding, Deterding, escueto, sajón, vino de Londres exclusivamente para entrevistarse conmigo. Creía yo, cuando se me indicaron sus deseos, que para ofrecerme alguna fórmula de colaboración con el monopolio. Pero no: era algo mucho más grave. Para pedirme que dejase sin efecto la adjudicación. Fue en vano que le indicase que ello era imposible, que existían dos reales decretos-Leyes de inexcusable urgencia.... Él insistía inflexible, intransigente, en su demanda. La formulaba persuadido de su gravedad y ante mis negativas, que, sin duda, le crisparon, aunque su exquisita corrección británica le velase la ira, el adujo: “Bien, allá ustedes; el monopolio podrá nacer; vivirá uno o dos años, porque en ellos no han de faltarles suministros. Pero después no habrá quien le abastezca....” mister Deterding salió de mi despacho enojado. No podía imaginarse que un ministro de una nación modesta fuera capaz de oponer tan resuelta pugna a sus pretensiones. Aún intentó renovarlas ante el jefe del Gobierno. Éste repuso lo que yo, en parecidos términos y con mucha más autoridad; y, además, me llamó a la conferencia» (13).

El escollo lo acabaron por salvar los contratos de Petróleos de Porto Pi y la Nafta rusa y, por supuesto, coadyuvó muchísimo el hecho de que la gran Depresión asomaba por el horizonte y que, como resultado, hubo una excesiva oferta de crudos, con el consiguiente derrumbamiento de los precios y la búsqueda afanosa de clientes por las compañías petrolíferas. Pero antes, se vivieron momentos de auténtica angustia en noviembre de 1927, que relata así, de modo descarnado, Calvo Sotelo (14):

«Finalizaba noviembre. Existía ya Campsa; pero el Monopolio no iniciaba su actuación hasta el 1 de enero. Habríamos de asegurar el consumo a partir de esta fecha, pero también en el interregno. Ya en septiembre, exigiría a todos los importadores declaración de existencias, importaciones en proyecto hasta fin de diciembre y ventas previstas. Facilitáronme datos satisfactorios. Los cargamentos en camino o preparados excedían bastante de lo que el consumo pudiese

¹³ Ob. cit., pág. 202.

¹⁴ Ob. cit. págs. 217-218.

absorber hasta el 1 de enero. Mas la confabulación internacional era terrible. Y varios de los cargamentos con que contaba, los cancelaron sus importadores. Tentado estuve de llevar a alguno de éstos a la cárcel. Pero desistí, porque con ello sólo lograría suscitar alarma. El cerco, mientras tanto, seguía enfurecido. Por cuenta de Porto Pi, en realidad de Campsa, una vez hecha la incautación, venían del mar Negro con petróleo ruso tres buques tanques: el *Wildretch*, el *Drijdretch* y el *Pendretch*, pero al atracar para registrarse en el puerto de Argel, las autoridades judiciales los secuestraron a petición de no recuerdo quién. ¡Juzgue el lector de la tensión que esta noticia puso en nuestros nervios! No así en los del general Primo de Rivera, que, con serenidad admirable, inició la consiguiente acción diplomática. A los pocos días la coronaba un éxito rotundo, al que coadyuvó, sin duda, una advertencia nada diplomática, aunque sí muy eficaz, hecha al armador de los buques, poderosa entidad naviera extranjera forzada a tocar en puertos españoles muy frecuentemente y, por ende, expuesta a que le aplicasen nuestras autoridades el castellano refrán de donde las dan, las toman»⁽¹⁵⁾.

Los sucesivos choques petrolíferos son bien conocidos. El primero, en la España Nacional que, como el de la Dictadura, simplemente amagó. Gracias al contrato y préstamo de la Texas Oil, se logró superar por la Junta de Defensa Nacional, primero, y por los sucesivos gobiernos de Franco después –incluida la Junta Técnica del Estado–, una situación que pudo, sencillamente, provocar el colapso del bando nacional⁽¹⁶⁾. El segundo se desarrolló justo en un momento crítico de la Segunda Guerra Mundial. Nuestra economía había retrocedido, en renta por habitante, a los niveles del año 1911. Los aliados decidieron cortar una serie de exportaciones españolas de materias primas esenciales para la guerra –el wolframio en primer lugar– que se dirigían a Alemania. Las posibilidades de una reacción fulminante de

¹⁵ Quien había interpuesto esa demanda que generó el embargo había sido Petróleos de Porto Pi en cuanto filial francesa de la española, considerando que había sido expropiada sin la indemnización adecuada. El general Primo de Rivera avisó a las autoridades francesas que se rompería la colaboración militar francoespañola en las operaciones militares en el Rif. Eran los momentos de liquidación de este conflicto. Los argumentos fueron escuchados y en el desfile militar del 14 de julio de 1926, Primo de Rivera recibió, en París, la condecoración de Gran Oficial de la Legión de Honor.

¹⁶ Quedaba, además, el problema del transporte desde la refinería de Santa Cruz de Tenerife a la Península; su solución la explico en *El capítulo marítimo de la economía de la guerra de España*, en *Razón Española*, mayo-junio 2002, tomo XXXVII, nº 113, págs. 283-295 y

Hitler eran grandes. Además, ésta podía servir para cerrar el Mediterráneo Occidental. Aparte de ello, las ventas a Alemania le venían muy bien a nuestra escuálida economía. Los aliados señalaron que cortarían, y cortaron efectivamente, los suministros de petróleo a España, provocando un colapso en nuestra economía, ya previamente exhausta. El retraso ocasionado, así, a nuestra reconstrucción fue considerable. Leídos en esta clave los libros de memorias de sir Samuel Hoare ⁽¹⁷⁾ y de Carlton J. H. Hayes ⁽¹⁸⁾, y el reciente del Conde de Jordana ⁽¹⁹⁾, sencillamente escalofrían.

En esos momentos, el carbón pasó a experimentar estrangulamientos debidos, en gran parte, a las muy defectuosas condiciones en que habían quedado las infraestructuras ferroviarias tras la Guerra Civil. Y también aparecieron las primeras escaseces serias en energía eléctrica.

Esto nos lleva hacia el fracaso de otra ilusión, porque la del carbón español, y que con él Asturias se convirtiese en una nueva Bélgica ⁽²⁰⁾ hacía mucho tiempo que se había esfumado, y eran otras cuestiones –la de la Defensa Nacional, la de la independencia neutral, la del nacionalismo económico, y ya ninguna ilusión emuladora de otras economías-, las que se agazapaba tras la producción carbonífera.

La electricidad como ilusión

Quizá para entender bien este panorama de agobios y de choques conviene detenernos un poco en el sector eléctrico, porque produjo una enorme ilusión que no eliminó los problemas. Por supuesto que dirigentes de la política económica española tardaron bastante en darse cuenta de lo que significaba en la economía moderna la electricidad. Queda esto bien de manifiesto cuando Antonio Flores de

¹⁷ Cfs. Sir Samuel Hoare, D.C.L., Ll. D., D. Litt, Viscount Templewood, Ambassador on Special Mission. Collin, Londres, 1946.

¹⁸ Cfs. Carlton J. H. Hayes, *Wartime Mission in Spain*, Macmillan, Nueva York, 1945; traducción con el título de *Misión de guerra en España*, EPESA, Madrid, 1946.

¹⁹ Cfs. Francisco Gómez-Jordana Souza, *Milicia y diplomacia. Diarios del Conde de Jordana 1936-1944*, selección y glosas de Rafael Gómez-Jordana Prats, Editorial Dossoles, Burgos, 2006.

²⁰ Cfs. Carlos J. Bertrand, *El verdadero Libre-cambista. Estudio Teórico-Práctico del desarrollo de la industria metalúrgica y carbonera en Asturias*, Imprenta de Vallina y Comp^a, Oviedo, 1881, págs.4-7.

Lemus se escandaliza en el año 1913 del trato que se concede a esta energía ⁽²¹⁾. La selecciona precisamente este economista como ejemplo palpable de que las tarifas de la Contribución Industrial eran “algo originariamente tosco, detenido después en su desenvolvimiento o literalmente abortado, en general algo envejecido o muerto”, y donde “el desenvolvimiento de la técnica” no ha alcanzado “la consideración debida”.

Para empezar, Flores de Lemus se topa con que, aun entonces, la industria eléctrica se clasifica “entre las químicas”. Parece evidente que el legislador se había perdido en cuestiones de electrolisis, en la pila de Volta e incluso en Galvani y que no se daba cuenta de los acontecimientos literalmente revolucionarios que acompañaban a la electricidad. Como dice Flores de Lemus, las cuotas que tenía esta contribución eran de 8,10 pesetas por kilovatio. hora de producción media diaria destinada a luz y de 9,3% si el motor era hidráulico. No se busque explicación racional a esto. Todo se reducía a una petrificación de la tarifa. El fenómeno de las altas tensiones y de la reventa de electricidad, era otro arcano para el legislador de entonces, con consecuencias graves. Dejemos a un lado, aunque es significativo, que se clasificase a la distribución por reventa de la electricidad detrás de la reventa de leche. Pero lo grave es que si una central hidroeléctrica suministraba directamente la electricidad para el alumbrado de una población durante cinco horas diarias, pasaba a tener una cuota de 46,57% pesetas anuales por kilovatio. Pero si, como siempre fue lo normal, una central vende a una compañía de distribución de electricidad, siendo empresas diferentes, el gravamen pasaba a ser de 156,07% pesetas por kilovatio. El recargo que, como se ve, era de un 235,1% tendía a frenar lo que era la evolución de la industria eléctrica hacia su normal estructuración.

Este retraso técnico que tenía el legislador también se ha de unir a otro fenómeno que tenía lugar por esos años: una importante y creciente inversión extranjera en el sector eléctrico, justamente cuando cristalizaba el modelo de nacionalismo económico. Como nos ha aclarado Voltes Bou, la primera empresa española de electricidad fue la Dalmau y Xifré, de Barcleona, constituida en 1875. En el año 1882

²¹ Cfs. en la *Memoria de la Dirección General de Contribuciones*, de 1913, de la que es autor en la integridad del documento, Antonio Flores de Lemus. Una edición más reciente de esta *Memoria*, con una *Introducción* de César Albiñana García-Quintana, en *Revista de Economía Política*, septiembre-diciembre 1957, vol. VIII, nº 3.

se había creado la Compañía Angloespañola de Electricidad, también en Barcelona. Precisamente también en esta ciudad se da uno de los primeros pasos para el empleo industrial en España de la electricidad, en el año 1888, con motivo de la Exposición Universal de Barcelona, al exhibirse en ella prototipos alemanes. Surgió muy fuerte, por ejemplo, la Compañía Madrileña de Electricidad, organizada por Levi y Kocherthales, con base financiera de AEG y el Deutsche Bank. A poco, se fundó la Compañía de Alumbrado y Fuerza para Barcelona. Pronto aparecen en muchas ciudades españolas para consumo doméstico y servicios públicos –sobre todo, alumbrado-, compañías locales productoras de energía eléctrica. Tal fue el caso de Bilbao, Valencia, Sevilla, Madrid, Málaga y otros lugares. El capital alemán era el decisivo para explicar esta expansión. Pero a comienzos del siglo XX el puesto fundamental de esta inversión corresponde a Barcelona Traction, la Canadiense, o Riegos y Fuerzas del Ebro, pues con todos esos nombres, e incluso alguno adicional más, se alude a la misma entidad, que pronto pasó a suponer el 60,9% del capital eléctrico extranjero invertido en España ⁽²²⁾.

Al descubrirse la corriente alterna y poderse trasladar la energía eléctrica desde incluso las largas distancias que pudieran existir desde los saltos de agua a los principales centros de consumo, que demandan ávidamente electricidad para transformaciones tan notables como, por ejemplo la sustitución de la tracción animal por la eléctrica en los tranvías, aparte del consumo creciente de las industrias que inician profundas reconversiones en sus instalaciones ⁽²³⁾. En España se produjo así una transformación básica a partir del transporte de energía eléctrica desde el salto de El Molinar, en el río Júcar, a Madrid, a partir del año 1909. Esta línea de alta tensión tenía una longitud de 255 kilómetros. Se construyó por Hidroeléctrica Española ⁽²⁴⁾.

²² Cfs. *El capital extranjero en España*, en *Revista Nacional de Economía*, agosto-septiembre 1916, año I, vol. I, nº 3, págs. 58-73.

²³ Sobre la Exposición Universal de Barcelona de 1888 es muy valiosa la información que aparece en el semanario ilustrado *La Hormiga de Oro* que se editaba en Barcelona. Por estar muy próximo a los primeros pasos españoles de aprovechamiento eléctrico es conveniente consultar el artículo *Electricidad*, en *Enciclopedia Universal Ilustrada Europeo-Americana*, Hijos de J. Espasa Editores, Barcelona, tomo XIX, y el más que artículo, tomo XXI íntegro, *España*, Hijos de J. Espasa Editores, Barcelona, 1923, en las págs. 298 y siguientes. Debe consultarse también, para conocer los primeros países de este sector en España, la revista semanal *La Energía Eléctrica*.

²⁴ Sobre este salto y este envío es preciso consultar tres fuentes: *Hidroeléctrica Española, S.A. Madrid, 1907-1957*, Hidrola, Barcelona, 1958 y en particular las págs. 18-24; *Hidroeléctrica Española*.

Todo eso exigía cantidades muy altas de capital y la banca mixta española, que había nacido tras la reforma fiscal Villaverde del año 1900, se aprestó a entrar en el negocio. En el año 1906, la prensa económica y tecnológica destacaría que se habían empleado seis turbodinamos AEG en la Barcelonesa, la empresa que había absorbido al adelantado Dalmau y Xifré, con lo que España se incorporó con fuerza a la tecnología de las grandes turbinas de vapor. Pero, sobre todo, desde el año 1919, las viejas centrales eléctricas de vapor y los viejos motores movidos por gas, son sustituidos por la recepción de la hidroelectricidad. A finales del año 1919, nuestra nación, en este terreno de la electricidad de origen hidráulico, era el país que marchaba a la cabeza de Europa por lo que se refiere a distancias y tensión empleada para salvarlas.

Incluso da la impresión de que existía una especie de entusiasmo generalizado para emplear la *hulla blanca* -el término procede del conde de Cavour quien lo aplicó a la energía acumulada en los "hielos" de las cumbres alpinas- como alternativa energética. En *Aventuras, inventos y mixtificaciones de Silvestre Paradox*, Pío Baroja ofrece éste diálogo entre Paradox y su amigo Avelino Diz de la Iglesia:

Oiga usted, ¿y en ese pueblo no hay saltos de agua?

- No sé, pero creo que sí. Debe haberlos.
- ¿Y no hay ninguna fábrica de electricidad?
- No. Me parece que no. ¿Por qué me lo pregunta usted?
- Porque podríamos instalarla nosotros.
- Chóquela, Paradox... Es verdad. Es usted el hombre del siglo».

Esta euforia pudo haber originado algún daño irreparable en un paisaje admirable. Un émulo de Paradox y de Diz, el ingeniero de Caminos Emilio Alzola solicitó la

75 aniversario. 1907-1982, EPES, Madrid, 1987, en especial las págs. 47 y 48; también el art. cit. *Electricidad* en el tomo XXI de la *Enciclopedia Universal Ilustrada*, más recientemente véase en, Gonzalo Anes (director) *Un siglo de luz. Historia empresarial de Iberdrola*, 1.I. Iberdrola Ediciones El Viso, 2006, pág. 149. Hace algunos años visité el Salto de El Molinar. Estaba ya aterrado y abandonado. No encontré ni una sola indicación del alarde tecnológico que de allí partía en 1909. Me asombró que ni una placa, ni un monolito, recordasen la hazaña. En la Real Academia de Ciencias Morales y Políticas le indiqué esto al marqués de Casa Oriol. Me dio la razón, pero, desgraciadamente falleció al poco tiempo. No sé si se ha enmendado esta ausencia de homenaje a técnicos españoles admirables.

construcción de un salto de agua desde "La laguna grande de Gredos... que será el mayor desnivel del mundo: 1.700 metros de caída". Para eso pensaba construir en torno a ella un muro de 30 metros, un canal, un túnel que atravesara el circo de Gredos por La Ventana, hasta lanzar el caudal que vierte naturalmente en el Tormes, hacia el Tiétar. Al presentar todo este proyecto, entre elogios, Andrés P. Cardenal ⁽²⁵⁾, lo hace en medio de un mensaje nacionalista clarísimo:

"Lo que ha menester es que para estas obras hidráulicas se movilicen capitales españoles y nos libren de la explotación extranjera, independizando industrialmente a la madre patria... Y así es como España conquistará el rango de gran potencia."

Dio por eso la impresión, a principios del siglo XX, que los españoles, casi aterrados por lo que les había terminado por suceder al ponerse al margen del estilo del carbón, en los albores de la Revolución Industrial, optando por un proteccionismo que encarecía todas nuestras manufacturas, procuraban ahora enmendarse. Fijémonos, por ejemplo, que la Ley de 23 de marzo de 1900 ⁽²⁶⁾ crea una servidumbre forzosa de paso para las instalaciones de transporte de energía eléctrica, "previa la correspondiente indemnización al dueño del predio sirviente". Añadía esta Ley que "incurren en responsabilidad penal los que ataquen o de cualquier manera destruyan las conducciones de energía eléctrica". Mayor rapidez legal respecto a lo que había sucedido al llevar la electricidad generada por el Niágara a Buffalo, era imposible ⁽²⁷⁾. Poco después, por Real Decreto de 22 de noviembre de 1912 se creó en el Ministerio de Fomento, bajo la dependencia de la Dirección General de Industria, Comercio y Trabajo, una Comisión Permanente Española de Electricidad. Iba a encargarse de:

"Asesorar al Gobierno en cuanto se refiere a las aplicaciones industriales de la electricidad, siendo el centro consultivo en estas materias de los Ministerios y pudiendo informar, si lo juzga oportuno a instancia de los particulares."

²⁵ Cfs. Andrés P. Cardenal, *Información salmantina*, en *Revista Nacional de Economía*, agosto-septiembre-octubre 1917, año II, tomo III, nº 9, pág. 338.

²⁶ *Gaceta de Madrid* del 25 de marzo de 1900.

²⁷ El desarrollo de la citada ley de 23 de marzo de 1900 se hizo por el Reglamento de 7 de octubre de 1904.

La cuantificación de este progreso muestra una clarísima presencia creciente del sector. Ceballos Teresí ofrece una minuciosa estadística provincial de las centrales productoras de electricidad en el año 1901. En aquella fecha existían ya 541 hidráulicas y 317 térmicas, con una potencia total en kilovatios de 32.201,81 las hidráulicas y 46.220,12 las térmicas. Por cada español la potencia media instalada era de 4,24 vatios, o si se prefiere, de 4,2 kilovatios por 1.000 habitantes ⁽²⁸⁾. Claro es que, después, como señala Francesca Antolín:

"En nuestro país no parece darse la conexión automática apuntada por Devine ⁽²⁹⁾ entre electricidad y crecimiento económico ⁽³⁰⁾. La explicación de Francesca Antolín es convincente. El caso español no se parece en nada al norteamericano, donde la aparición de la electricidad "supuso poder disponer de una oferta de energía casi ilimitada a un coste marginal constante sino decreciente. Permitió, además, una gran libertad en el diseño de las plantas industriales con lo que dejó la puerta abierta a la innovación en las técnicas de producción". Además, el impulso dado al crecimiento de Estados Unidos por la electricidad se explica en este modelo "como combinación de varios efectos ligados a un cambio de precios relativos. En Estados Unidos y en el intervalo 1910-1929, el precio de la electricidad se redujo en un 50%, mientras que el del carbón se multiplicaba por tres y los salarios por más de dos."

Esto es, no sólo cambió la pendiente de los isocostes, sino que alteró las isocuantas³¹.

Francesca Antolín nos muestra cómo, en cambio, los precios de los factores:

"Se separan con menor intensidad en el caso español", lo que proporciona una explicación a "la poca profundidad del avance de la electricidad en nuestro país» ⁽³²⁾.

²⁸ Cfs. José G. Ceballos Teresí, *Economía. Finanzas. Cambios. Historia Económica Financiera y Política de España en el siglo XX*, Talleres Tipográficos "El Financiero", Madrid, 1932, tomo VII, págs. 338-342.

²⁹ Se refiere al artículo de W.P. Devine, *From shafts to wires: historical perspectives on electrification*, en *Journal of Economic History*, 1983, vol. 43, nº 2.

³⁰ Cfs. el artículo de Francesca Antolín, *Electricidad y crecimiento económico. Los inicios de la electricidad en España*, en *Revista de Historia Económica*, otoño 1988, año VI, nº 3, págs. 635-655.

³¹ Esto es lo expuesto por Woolf en el artículo *Electricity, productivity and labor saving: american manufacturing, 1900-1929*, en *Explorations on Economic History*, 1984, vol. 2, nº 2.

El cuadro 4 muestra nítidamente la diferencia entre la situación norteamericana y la española en el periodo 1913-1929. Es evidente que muestra un cierto impulso favorable en España a la electrificación, pero mucho menos intenso que en el caso de Estados Unidos.

	Cifras medias del periodo 1913-1929	
	Precios de carbón/precios de electricidad	Salarios/precios de electricidad
Estados Unidos	6'0	4'0
España	1'7	2'2

Cuadro 4

Por tanto, a pesar del entusiasmo de inicios del siglo XX, no nos encontramos tampoco aquí en condiciones de progreso muy importante. Mientras que en Estados Unidos la adopción generalizada de electricidad es simultánea al ahorro de energía por unidad de Producto Interior Bruto (PIB) y al incremento en la productividad del trabajo y del capital, Sudrià⁽³³⁾ observa que en el caso español la relación entre consumo de energía y PIB es siempre creciente. En el cuadro 5 todo esto queda suficiente claro sobre datos básicos de Sudrià y Julio Alcaide Inchausti⁽³⁴⁾. Únase a que Albert Carreras estima que ha existido un descenso en la productividad del trabajo industrial en las primeras décadas del siglo. En España parecen cumplirse las hipótesis de Woolf. Son:

"Las ventajas de precios relativos entre electricidad, carbón y trabajo, más que las puramente tecnológicas, las que activan el proceso de electrificación y abren las puertas a una mayor capitalización de la economía industrial"

³² Francesca Antolín, art. cit., pág. 639.

³³ Cfs. C. Sudrià, *Un factor determinante: la energía*, trabajo publicado en la obra colectiva de Jordi Nadal, Albert Carreras y Carles Sudrià, *La economía española en el siglo XX*, Ariel, Esplugues de Llobregat, 1987 y Carles Sudrià i Tray, *La industria eléctrica y el desarrollo económico de España*, en el volumen dirigido por José Luis García Delgado *Electricidad y desarrollo económico: perspectiva histórica de un siglo. Hidroeléctrica del Cantábrico, S.A.: 75 aniversario*, Hidroeléctrica del Cantábrico, Oviedo, 1990, págs. 147-184.

³⁴ Los datos de Sudrià del cuadro 20, pág. 184, de su trabajo cit. *La industria eléctrica y el desarrollo económico de España*, y los de Julio Alcaide Inchausti, del apéndice estadístico, *Serie históricas españolas 1898 a 1998*, en el libro coordinado por Juan Velarde Fuertes, *1900-2000. Historia de un esfuerzo colectivo. Cómo España superó el pesimismo y la pobreza*, Fundación BSCH. Planeta, Barcelona, 2000, vol., II, pág. 712.

Aparece así otro paso de nuestro desarrollo que más de una vez se ha hurtado ante la opinión pública. Como, a causa del modelo proteccionista que impuso el consumo del carbón español, el vapor fue siempre una energía española cara respecto a la de otros países. Del distanciamiento conseguido con la electricidad menor que en la economía norteamericana, se sigue que:

"El coste de la electricidad en España en relación a otros países compara de manera mucho más desfavorable de lo que compara el vapor" ⁽³⁵⁾.

Luego la ilusión derivada del progreso tecnológico, en el aspecto comparativo, para nada le sirvió a España.

En relación con la industria textil catalana, puntualizará sobre esto Serra y Bonastre ⁽³⁶⁾:

"Es indudable que la electrificación, si bien ha sido aceptada con entusiasmo por los fabricantes, porque además es una economía real, pues les quitaba de encima los quebraderos de cabeza inherentes a la producción de fuerza motriz -compra de carbones, personal de máquinas, etc.-, no influirá de una manera apreciable, por lo que se refiere al coste de producción, en la conquista de nuevos mercados, ni en la ampliación de los existentes. Y lo que decimos de la industria textil puede aplicarse a casi todas las industrias manufactureras... de modo que la economía que puede realizar (el empresario) al electrificar, se encuentra en condiciones análogas a lo calculado (para) la industria textil."

En resumidas cuentas, por este y por otros 1.000 testimonios pronto se percibe que el fuerte impulso que se comunicó a la energía eléctrica no tuvo para España el impacto favorable que se esperaba, en principio, de esta Segunda Revolución Industrial. Pero esto no quiere decir que no haya sido fundamental para la producción española, que incluso se había convertido en ávida consumidora de la energía eléctrica antes y después de la Guerra Civil, antes y después del Plan de

³⁵ Francesca Antolín, art. cit., pág. 649.

³⁶ Cfs. José Serra y Bonastre, *Problemas industriales. Las fuerzas hidráulicas de Cataluña y su influencia en la producción catalana*, en *Revista Nacional de Economía*, 1916, año I, vol. I, nº 1, págs. 54-59.

Estabilización, tal como muestra el cuadro 5 ⁽³⁷⁾. Para multiplicarse por 16,8 el PIB, ha de hacerlo la electricidad por 1.218,8.

Años	Indice de producción de electricidad		Indice de PIB a p.m-	Años	Indice de producción de electricidad		Indice de PIB a p.m-
	A	B			A	B	
1901	100'0	100'0	100'0	1950		4.490'9	212'5
1902	105'3	110'4	96'4	1951		5.389'0	228'6
1903	110'5	116'2	99'4	1952		6.114'3	249'8
1904	115'8	128'6	98'7	1953		6.526'0	270'9
1905	121'1	137'7	100'4	1954		6.805'2	296'7
1906	126'3	152'6	104'0	1955		7.741'6	319'2
1907	131'6	162'3	109'4	1956		8.878'6	337'4
1908	153'2	189'0	111'6	1957		9.430'5	358'9
1909	174'7	215'6	115'1	1958		10.616'9	382'3
1910	187'9	231'8	114'6	1959		11.270'8	374'3
1911	223'2	275'3	122'6	1960		12.087'0	380'4
1912	243'2	300'0	121'5	1961		13.558'4	437'2
1913	263'2	324'7	125'5	1962		14.873'4	479'4
1914	280'5	346'1	135'8	1963		16.816'2	509'7
1915	298'4	368'2	136'5	1964		19.172'7	538'2
1916	371'1	457'8	138'9	1965		20.600'0	551'2
1917	446'3	550'6	149'0	1966		24.480'0	587'3
1918	428'9	529'2	139'3	1967		26.387'6	600'8
1919	485'3	436'4	140'8	1968		29.773'4	637'6
1920	503'7	621'4	143'6	1969		33.846'8	687'2
1921	460'0	567'5	146'5	1970		36.681'8	729'8
1922	547'4	675'3	151'1	1971		40.594'8	756'9
1923	624'2	770'1	156'0	1972		44.742'9	837'7
1924	711'6	877'9	161'1	1973		49.527'3	868'3
1925	810'0	999'4	170'7	1974		52.503'2	917'0
1926	853'7	1.053'2	173'4	1975		53.559'1	928'6
1927	930'6	1.148'1	185'2	1976		58.975'3	967'3
1928	1.138'4	1.566'9	190'0	1977		60.911'7	972'3
1929	1.233'2	1.579'9	199'9	1978		64.632'5	962'2
1930	1.373'2	1.694'2	194'7	1979		68.687'7	979'6
1931	1.411'1	1.740'9	197'3	1980		71.742'2	973'9
1932	1.475'8	1.820'8	208'1	1981		72.228'6	1.009'6
1933	1.524'2	1.881'2	204'5	1982		74.395'5	1.007'8
1934	1.593'2	1.965'6	211'9	1983		76.101'3	1.043'0
1935	1.722'1	2.124'7	211'9	1984		77.949'4	1.060'1
1936		1.818'8	187'0	1985		82.703'2	1.090'8
1937		1.605'2	177'5	1986		83.863'6	1.146'7

³⁷ La serie de producción y electricidad se toma de *las Series Históricas Españolas 1898 a 1998*, trabajo cit. de Julio Alcaide Inchausti, en las págs. 685-686, para 1901-1998, serie B en el cuadro. Por cierto que, por una errata evidente faltan todos los datos del año 1949. No merecía la pena ofrecer esa cifra de una tercera fuente, aunque existe en la serie de producción de electricidad de 1901 a 1935, serie A, en el volumen *Estadísticas básicas de España (1900-1970)*, Confederación Española de Cajas de Ahorros, Madrid, 1975, págs. 188-189, si se hace la transposición de la serie A a la serie B; las cifras básicas del PIB también proceden del apéndice estadístico de Julio Alcaide Inchausti, *Series históricas españolas 1898 a 1998*, trabajo cit., pág. 711

	Indice de producción de electricidad				Indice de producción de electricidad		
1938		1.785'1	173'3	1987		86.616'9	1.233'4
1939		2.020'1	167'2	1988		90.630'5	1.296'8
1940		2.348'7	166'5	1989		96.001'3	1.370'1
1941		2.526'0	172'6	1990		96.432'5	1.415'9
1942		2.881'8	175'5	1991		99.826'6	1.441'6
1943		3.101'3	181'9	1992		101.347'4	1.440'9
1944		3.064'9	189'4	1993		101.074'0	1.400'6
1945		2.709'7	187'7	1994		103.414'9	1.442'2
1946		3.513'6	186'0	1995		106.055'8	1.485'6
1947		3.876'6	182'2	1996		110.597'4	1.533'8
1948		3.968'2	181'6	1997		118.203'2	1.604'0
1949		-	196'8	1998		121.882'5	1.677'8

Cuadro 5

Este fuerte desarrollo fue criticado, por cierto. La electricidad, ¿debería difundirse con rapidez y baratura, para de esta forma aprovecharse su implantación, para asentar la Segunda fase de la Revolución Industrial, y así impedir que se esfumasen sus ventajas como había sucedido con esta Revolución en el siglo XIX? O bien, ¿debería avanzar entremezclada con el impulso productor del material eléctrico? El profesor Nadal sintetizó, en relación con este dilema su postura:

"*Mutatis mutandis* puede decirse que con el tendido de la red eléctrica, la economía hispana perdió una ocasión comparable a la que antaño había perdido con el tendido de la red ferroviaria" (38).

También ahí se dio una batalla, que pudo poner en peligro el desarrollo de nuestra producción eléctrica. En el famoso alegato publicado en el año 1916 por Guillermo Graell, de quejas sobre nuestra exportación de materias primas e importación de productos elaborados, específicamente habla de las compras al exterior de material eléctrico fabricado en buena parte con el cobre de las piritas de Huelva. Le había antecedido Pablo de Alzola:

"Los saltos de agua nos ofrecen cierta compensación por la pobreza carbonífera y, al acometer las grandes empresas de transporte de energía eléctrica, tenemos

³⁸ Cfs. Jorge Nadal Oller, *La economía española 1829-1931*, en el volumen *El Banco de España. Una historia económica*, Banco de España, Madrid, 1970, pág. 406.

que surtirnos del extranjero del material eléctrico preparado en gran parte con la pirita cobriza que exportamos a granel" (³⁹).

Afortunadamente no se produjo nada de esto, lo que hubiera supuesto otro choque energético nada despreciable sobre nuestra economía. El cuadro 6, que procede de Antonio Tena Junguito (⁴⁰) nos muestra, afortunadamente, como importadores de algún peso en el mercado mundial.

Principales naciones importadoras de material eléctrico en porcentajes sobre el total estimado mundial			
Naciones	1913	1924	1925
Francia	10'7	8'6	9'2
Australia	7'4	10'1	12'1
Argentina	8'1	4'7	4'7
España	6'8	3'3	3'8
Gran Bretaña	6'1	4'5	3'5
Austria*	6'8	1'6	1'5
Italia	5'1	3'6	3'9
Japón	3'0	6'0	5'4
Alemania	2'9	1'0	1'9
Suecia	2'3	3'2	2'4
Suiza	1'7	1'6	1'6
Estados Unidos	0'9	1'3	0'9
Holanda	--	3'8	4'2
Total registrado	60'8	53'3	58'1

*En 1913, Imperio Austrohúngaro.

Cuadro 6

Después se encontraban 18 países con porcentajes mucho más reducidos hasta completar alrededor del 90% de las importaciones mundiales. El mercado español era importante; el cuarto en 1913, el octavo en 1924 y el séptimo en el año 1925. Nuestras compras se concentraban en cinco lugares: Alemania, Gran Bretaña, Estados Unidos, Francia y Suiza. No registrábamos entonces ninguna exportación. Concretamente el Tratado Comercial con Suiza fue el que abrió nuestro mercado a

³⁹ En Pablo de Alzola, *Informe relativo al estado de la industria siderometalúrgica en España y de las reformas generales requeridas para que alcancen la debida extensión las fábricas de productos derivados y de maquinaria*, Bilbao, 1904, pág. 19.

⁴⁰ Véase Antonio Tena Junguito, *Importación, niveles de protección y producción del material eléctrico en España (1890-1935)*, en *Revista de Historia Económica*, primavera-verano 1988, año VI, nº 21, pág. 367. *Apéndice. Cuadro II*. Las cifras proceden del *Memorandum on the electrical industry*, preparado por la Zentralverband der Deutscher Electrotechnischen Industrie, dentro de la documentación sobre la industria eléctrica manejada por la Conferencia Económica Internacional, organizada por la Sociedad de Naciones en Ginebra, mayo de 1927.

las importaciones de material eléctrico, al aplicar la cláusula de la nación más favorecida. Gracias a esto la electrificación española avanzó de modo extraordinario, y constituyó la base del desarrollo industrial que tuvo lugar a lo largo de la Primera Guerra Mundial (⁴¹). De todos modos sí hubo proteccionismo, y fomento productivo, a veces aprovechado por las multinacionales extranjeras, como Siemens en Cornellá de Llobregat y Pirelli en Vilanova i la Geltrú, a favor de maquinaria eléctrica ligera, cables eléctricos y bombillas incandescentes (⁴²).

Así comienza a incubarse, tras tanto entusiasmo, una crisis muy peligrosa, que acabó por estallar con fuerza a partir del final de la Guerra Civil y que constituyó la fuente de choques energéticos muy duros para nuestra economía. En este sentido, resulta evidente la tentación de utilizar como arma de lucha contra la inflación los precios administrados. Entre ellos se encontraban las tarifas eléctricas. Pero esto iba a detener la inversión en el terreno de la producción eléctrica.

España, desde el siglo XIX, salvo en la época de la Primera Guerra Mundial, desconocía lo que era una situación inflacionista fuerte en el interior de sus fronteras, hasta que la financiación del conflicto 1936-1939 provocó una clara tensión alcista de precios en la España Nacional. En total, hay que decirlo, la presión inflacionista de la guerra, medida de acuerdo con el coste de la vida, no fue excesiva en esa zona. La media de 1939 sobre el año 1936, fue de un 53,6% y la media de 1940 también sobre 1936, resultó ser de un 78,1%. En cambio en zona republicana existe una clarísima hiperinflación –esto es, una fuerte subida que se acelera, además, y que acaba por significar un abandono de las transacciones en la moneda oficial, que es sustituida en las transacciones, ya por otra, o ya simplemente por el trueque- que se transmite, por supuesto que con evidentes retoques, hacia toda la economía nacional como resultado de la Ley Larrraz de desbloqueo del año 1940. La alternativa a esta disposición hubiera sido la ruina de grandísima parte del

⁴¹ Véase el trabajo *El arancel y las industrias hidro-eléctricas*, en *Revista Nacional de Economía*, 1921, año VI, tomo XI, nº 32, págs. 107-112. En él se alude a una *Memoria* sobre la industria española de material eléctrico, elaborada "por el ingeniero José Plaza" que no he conseguido localizar.

⁴² Más información en P.S. Smith, *Electrical goals in Spain*, Department of Commerce, Washington, 1920, págs. 6-178, así como en F.F. Santos Oliver y F. Vidal Burdils, *La industria eléctrica en España. Estudio económico-legal de la producción y consumo de electricidad y del material eléctrico*, Barcelona, 1933, y en Juan Hernández Andreu, *Orígenes, expansión y limitaciones del sector eléctrico en España, 1900-1936*, en *Información Comercial Española*, 1981, nº 577, págs. 137-150.

sistema crediticio español y, con él, una crisis de magnitud inconcebible, que hubiera complicado en exceso todo el proceso de reconstrucción. Una serie de necesidades presupuestarias propias de una economía de guerra, que en España no desaparece hasta el año 1947, concluye por complicar una gestión adecuada del sistema fiscal que, por otra parte, descansa de modo creciente en impuestos sobre el consumo, con lo que lo imposible hubiera sido la existencia de precios estables. La serie de los mismos, según los índices medios anuales del coste de la vida, tanto para la parte final del período presidido por un modelo de economía de guerra, como por el que le sigue, de desarrollo con sustitución de importaciones, o lo que es igual, el que se extiende de los años 1940 a 1959, es la que se muestra en el cuadro 7.

Años	Incremento porcentual de los índices medios anuales de aumento del coste de la vida
1940	16'0
1941	30'0
1942	6'9
1943	-0'6
1944	4'4
1945	7'0
1946	31'2
1947	17'7
1948	6'7
1949	5'4
1950	10'8
1951	9'4
1952	-2'0
1953	1'6
1954	1'2
1955	4'0
1956	5'9
1957	10'8
1958	13'8
1959	7'4

Cuadro 7

La tentación ante una lucha tan continua, llena de victorias y fracasos, era evidente. Los precios administrados podían ser bloqueados, y entre ellos, las tarifas eléctricas. Pero el resultado sería evidente. La economía nacional precisaba escapar de los bajísimos niveles de renta que la oprimían. Por habitante, la renta del año 1940 era similar a la de 1916 y la de 1945, similar a la del año 1923. Haber retrocedido treinta y cinco años precisaba una urgente solución y sólo podía salirse de tan penosas

circunstancias con un vigoroso empujón en la oferta de productos. Como es natural, esto requería un abundante abastecimiento energético que, a su vez, requería una abundante capitalización. Una situación inflacionista con bloqueo de tarifas es, quizás, el medio más eficaz de disuadir esa dirección de los ahorros hacia la energía en general y hacia la eléctrica en particular.

En este sentido, tiene especial interés la que podríamos llamar campaña de *Moneda y Crédito* sobre la auténtica situación que padecía la industria eléctrica nacional. Tras una especie de exposición general a cargo de Enrique Becerril de la evolución histórica de la industria eléctrica ⁽⁴³⁾ procedente de una conferencia que éste pronunció en el Círculo de la Unión Mercantil el 9 de mayo de 1945, éste publicó un artículo titulado *La crisis de la industria eléctrica* ⁽⁴⁴⁾. El profesor Becerril ⁽⁴⁵⁾ partía inicialmente de un hecho básico que complicaba las crisis económicas, esto es, que «puede caracterizar nuestro periodo de 1930-1936». Se observa en él que se debía anotar en nuestro sector eléctrico:

1. Un exceso de oferta debido a la entrada en servicio de los conjuntos cuya construcción había empezado en el periodo de crecimiento inmediatamente anterior.
2. Una complicación adicional creada por los acontecimientos políticos.
3. Alguna influencia en España de la crisis económica mundial.

La consecuencia fue que los distribuidores convirtieron su posición en la de «conductores de la política eléctrica».

Bien diferente es el panorama si la crisis es de subproducción. En ese caso, que es, señala, «el que ha pesado sobre la industria eléctrica desde el año 1943 hasta la fecha», la situación es de predominio de la demanda que, por ello, en un mercado abierto, provocaría un encarecimiento de la energía. Sin embargo, como no lo está, supuesta tal:

⁴³ Se publicó por Ediciones Moneda y Crédito, Madrid, 1945.

⁴⁴ En *Moneda y Crédito*, marzo 1946, nº 16, pp. 7-12.

⁴⁵ Lo era en la Escuela de Caminos, entonces directamente vinculada con el Cuerpo de Ingenieros de Caminos, Canales y Puertos y, por tanto, con el Ministerio de Obras Públicas, no con el de Educación Nacional.

«Inflexibilidad de la tarifa, afecta a los resultados del distribuidor; por otra parte, inmovilizado éste por su propia crisis y por la desaparición de la oferta, correrá el riesgo de verse cercado por el productor y en trance de ser absorbido o aceptar condiciones onerosas de las que sólo podrá liberarse si cuenta con reservas suficientes o apoyos decididos, capaces de nutrir los sacrificios económicos que pueda imponer la conservación de la independencia, incluso en la inversión de capital en nuevas instalaciones propias de producción.»

Al observar el desarrollo de la producción eléctrica, tanto de origen hidráulico como térmico en los años 1943, 1944 y el avance de 1945, según las cifras que entonces ofrecía el Sindicato del Agua, Gas y Electricidad, se contemplaba «la extraordinaria escasez hidrológica, no compensada por el esfuerzo realizado en la producción térmica». Por supuesto que la sequía que entonces se experimentó, carecía «de antecedentes estadísticos en la historia de nuestros ríos», pero también se debía a que los aprovechamientos útiles eran aún escasos para el cuadro de nuevas demandas de los sectores productivos y de los consumidores.

La reacción de las compañías fue, en primer lugar y a través de Unesa, comenzar a desarrollar todo lo posible una red de intercambios y de ayuda mutua, con el fin de hacer más fácil, gracias a esta política corporativa «el aprovechamiento a fondo de los recursos disponibles y (...) el incremento de la producción térmica», al mismo tiempo que se reorganizaba a fondo el mercado, con lo que, subrayaba Becerril, se procedía a la liquidación de la vieja estructura de productores y consumidores que se había organizado en la ya superada etapa de superproducción. Nada, sin embargo, se podía avanzar sin una decidida política inversora. Pero progresar en ella no era posible sin una adecuada financiación del proceso de capitalización real. Por eso se ve obligado a observar «el ritmo al que las empresas han venido constituyendo sus fondos de amortización y reserva». El resultado lo encuentra «altamente aleccionador y ciertamente que de él no puede deducirse una impresión optimista». La raíz se encuentra, repitámoslo, en la política de tarifas. Para no agrandar la situación inflacionista, se frena la subida de las mismas con un resultado muy preocupante:

«El ritmo medio de la amortización de nuestra industria eléctrica ha sido del orden del 0,7% anual solamente, y en el periodo actual, notorio el desequilibrio entre los precios de venta y los costes de producción, muchas compañías se han

visto obligadas a anular en sus balances de pérdidas y ganancias la partida dedicada a amortizaciones.»

No puede servir de alivio a esto el que se hablase:

«De las reservas implícitas correspondientes a la supervaloración de las inversiones llevadas a cabo con índices de precios más favorables, a menos que el rendimiento económico fuera corregido por los mismos índices, cosa hoy bien alejada de la realidad.»

De momento, lo que Becerril señaló fue este problema, agravado por la inflación, y la posibilidad de que, como había sucedido en la etapa de superproducción, en que los distribuidores se consideraron soberanos del sector, en ésta ocurriese otro tanto a los productores. Un peligro acechaba para él:

«La pérdida de la unanimidad cordial» del sector, que se basa en algo muy importante: «el concepto de servicio público que se presta.»

De ahí que defienda lo que, técnicamente, es una postura corporativista. La define como «el mutuo apoyo» dentro del sector, para proporcionar dos ventajas fundamentales:

«La atención de los períodos de crisis mediante la coordinación sistemática del programa de construcciones y la supresión de los conflictos entre empresas a favor de coyunturas ocasionales.»

Como sucede siempre con todo planteamiento corporativo desde un punto de vista doctrinal, el enemigo que siempre se alza es el Estado. De ahí que, como ventaja adicional para lo que se defiende, se agregue, como colofón de este artículo, que así se «afirmarán el prestigio y la solidez de la industria enfrente de la pública administración».

Este planteamiento debe, casi inmediatamente, completarse con otro, del que es autor Antonio Becerril y Antón-Miralles. Se titulaba *El proceso de amortización en la industria eléctrica española*, y apareció en *Moneda y Crédito*, en septiembre de 1946⁽⁴⁶⁾.

⁴⁶ *Moneda y Crédito*, nº 18, págs. 36-46.

Su fundamento residió en un análisis de lo sucedido en el año 1943, por ser el año en que se llegó en España «a la máxima producción eléctrica sin haber existido agotamiento hidráulico y sin necesidad, por tanto, de esfuerzos térmicos». Además, las instalaciones todas correspondían a inmobilizaciones ya existentes en el año 1936, esto es, valoradas antes de la llegada de la oleada inflacionista que se dispara a partir de la misma. Becerril y Antón-Miralles hubo de resolver, también, problemas de conversión a pesetas de las cifras de los balances y cuentas de resultados sobre todo de las empresas del grupo BT, que operaba, como se ha señalado, sobre todo en Cataluña, y eliminar ciertas partidas, o alterarlas, cuando las sociedades, además de dedicarse a la electricidad, se dedicaban con cierto peso a otras actividades industriales. En conjunto el estudio ha de calificarse de minucioso –afectaba a 429 sociedades- y técnicamente, de muy interesante, al superar bien algunos problemas contables vidriosos, derivados del empleo de técnicas de cuantificación muy diferentes en cuanto se refiere a las amortizaciones, que fue preciso homogeneizar.

Al consolidar lo que *denomina Balance general de negocio eléctrico nacional, al año 1945*, se observa en su pasivo que su *Fondo de Amortización* asciende a 594.611 millones de pesetas, y que en el activo; el *Inmovilizado* significa 4.989.550 millones de pesetas. Por tanto, la amortización efectuada a lo largo de la vida del sector eléctrico nacional ha sido, por simple división, del 11,92%.

Es preciso, a continuación, estudiar, a partir de la potencia instalada desde el año 1917, que proporciona información fidedigna, y conociendo el dato del año 1900, con potencia instalada cero, el ritmo de estas amortizaciones. La función parabólica que recoge el fenómeno es la que sigue. Me parece, por cierto, que no ha sido mejorada esencialmente por ninguna de las investigaciones efectuadas sobre la historia de nuestra electricidad. Siendo P la potencia en kilovatios y t el número de años del sector eléctrico español a partir del origen, situado, repito, en el año 1900:

$$P = 9,565 \times t^{1,37}$$

Como puede considerarse que existe paralelismo entre aportación de capital y potencia –sobre todo, hasta que comenzaron las situaciones inflacionistas que en el año 1943 tenían aún escasa presencia temporal-, llamando I al inmovilizado, en el año 1943 es evidente que:

$$I = K \times 43^{1,37}$$

Como el inmovilizado en el año 1943 es conocido -4.989.550 millones de pesetas-:

$$K = \frac{4.989.550}{172,92} = 28,85$$

Tenemos ya todos los elementos para calcular, dado que el Fondo de Amortización era de 594.611 millones de pesetas, el tipo de interés que ha determinado esta aportación. Si lo llamamos i :

$$i = 0,6391\%$$

cifra congruente con la que maneja Enrique Becerril en el estudio anterior, que, como ahora destaca Antonio Becerril y Antón-Miralles, «demuestra el calamitoso ritmo de amortización que hasta ahora ha llevado el negocio eléctrico español». La obsolescencia, o *antiguamiento* para este autor, amplía aún más los problemas de una amortización razonable.

Gracias a un estudio ya más concreto de «varias importantes sociedades españolas», que fijan un prototipo de unos elementos de producción principalmente hidráulicos, defendidos por un embalse regulador y apoyados por una central térmica en los que descompone los diversos elementos de activo en porcentajes que parecen razonables de inmovilizado, a los que aplicamos coeficientes de amortización que van de uno para presas y canales o túneles y cuatro para maquinaria hidroeléctrica y la reserva térmica, calcula en el 2,68% el interés medio anual al que se debe amortizar. Eso hubiera supuesto la existencia de un fondo de amortización de 2.493.454 millones de pesetas, o sea, 4,19 veces lo que entonces existía.

Significa esto que los beneficios que concedía el sector eléctrico, necesarios por otra parte para atraer capitales al mismo, se han generado, en una parte nada despreciable, a costa de una adecuada amortización de las compañías eléctricas. Sólo en el ejercicio del año 1943 esto significaba una diferencia entre los efectivamente amortizado y lo que debía haberse amortizado, de 101.787 millones de pesetas. Por lo tanto, si se descuidaba esta situación tan palpablemente

expuesta, nos encontraríamos con que trasladábamos al futuro «la actual imprevisión».

La denuncia estaba lanzada, y después se transformó en directa solicitud de desbloqueo de las tarifas, porque, de otro modo, las empresas eléctricas españolas hubieran quemado, en un mercado claramente inflacionista, su viabilidad futura.

Ahí se encuentra una de las principales raíces de las restricciones de los años 1944, 1945 y, algo después, las del año 1949. Los trastornos fueron colosales. La exteriorización se verificó en forma de restricciones eléctricas. Para observar mejor lo que esto significó, es preciso echar mano de un estudio muy valioso de Castañeda y Redonet sobre el impacto de las restricciones eléctricas en la economía española (⁴⁷). Comienzan por preguntarse si los resultados obtenidos no son exagerados cuando se emplea una tabla de insumo-producto, o *input-output*, para cuantificar las consecuencias de las restricciones eléctricas. Por eso, señalan, es preciso tener en cuenta la *elasticidad de reemplazamiento* de la energía eléctrica, lo que permite afirmar a Castañeda y Redonet que aunque las restricciones eléctricas no consiguen reducir la producción en la misma medida, lo difícil de reemplazar de esta energía, motiva que este estudio haya de insistir en su especialísima importancia (⁴⁸).

Para apreciar la conexión producción industrial-consumo energético en el periodo que analizan, que fue concretamente el 1940-1949, comparan los autores citados la marcha de los índices de producción industrial y los de consumo de energía eléctrica en el capítulo de aquélla que sirve sólo para el uso industrial, es decir, eliminando la energía eléctrica destinada al alumbrado y a los usos domésticos. Dando el valor 100 para el periodo 1953-1954, el cuadro 8 muestra, en principio, una conexión que confirma con bastante claridad el papel esencial restrictivo de la producción jugado por la energía eléctrica.

⁴⁷ Cfs. José Castañeda y José Luis Redonet, *Incidencia de las restricciones eléctricas sobre la economía nacional*, resumen del trabajo que obtuvo el primer premio en el concurso abierto por Unidad Eléctrica, S.A. Unesa, con ocasión de las reuniones celebradas por la Sección Parcial de Madrid de la Conferencia Mundial de la Energía, Madrid, 1960.

⁴⁸ Ib. p. 2.

Años	Índices de producción industrial	Índices de consumo de energía eléctrica de uso industrial
1940	60'5	37'2
1941	59'4	40'0
1942	62'0	44'4
1943	64'6	47'2
1944	62'8	46'3
1945	59'9	41'9
1946	69'6	54'3
1947	69'1	57'5
1948	69'5	57'8
1949	70'2	54'7

Cuadro 8.- *Indices de producción industrial y de consumo de energía de uso industrial, en porcentaje.*

Así se puede probar el papel desempeñado por las grandes restricciones eléctricas de los años 1945 y 1949 para frenar el desarrollo industrial y el PIB, o lo que es igual, que esta conexión tuvo consecuencias notables para el estancamiento de nuestra economía (⁴⁹).

Este choque se experimentaba con especial dureza en Cataluña. Con la base de las informaciones de ambos autores, véase en el cuadro 9 el impacto que experimentaron los sectores económicos que entonces eran esenciales para la economía catalana.

Sectores	Valor bruto en Pts/kwh	Valor añadido en Pts/kwh	Valor bruto por peseta de energía eléctrica	Valor añadido por peseta de energía eléctrica
Industrias textiles	69'40	19'43	119'67	33'51
Obras públicas y materiales de construcción	58'00	27'26	100'00	47'00
Industrias metálicas básicas	11'77	4'43	22'48	8'47
Industria química y electroquímica	13'18	4'76	28'12	10'14
Media nacional	38'62	14'17	71'50	26'23

Cuadro 9.- *Impacto que experimentarán los sectores económicos*

Lo grave para Castañeda y Redonet, no era tanto la ausencia de energía eléctrica en un año anormal, a causa de una situación meteorológica de sequía, como

⁴⁹ Ib. p. 6.

sucedió, concretamente en los años 1945 y 1949, sino «la falta permanente de energía en un año hidráulico medio» (⁵⁰).

El motivo, pues de las restricciones eléctricas no fue sólo la carencia de lluvia, sino que se produjo:

"Un déficit permanente en la potencia eléctrica instalada porque la construcción de las centrales necesarias, para responder al incremento del consumo nacional, no se ha iniciado en tiempo oportuno" (⁵¹).

Con esto la acusación se dirige en una doble dirección. Por una parte, hacia la política económica que, dentro de la lucha contra la inflación, ha empleado el arma de las tarifas para segar lo que son consecuencias, no causas, sin que, por cierto, de eso se derivase resultado importante alguno. Por otra parte va contra aquellas empresas que, al tener problemas financieros importantes, son incapaces de recoger aquellos recursos en el mercado de capitales necesarios para iniciar una enérgica política de construcción de una central térmica. Consideran estos autores que para eso se precisan de dos a tres años, y que se necesitan de tres a seis años para la de una central hidroeléctrica. De ahí que cuando el consumo crece normalmente, que es para Castañeda y Redonet a una tasa anual acumulativa del 7 al 9%, se pueden provocar estrangulamientos especialmente perniciosos, sin que existan posibilidades inmediatas de reparar los daños:

«Porque ya no dependen en este caso de condiciones meteorológicas desfavorables y más o menos pasajeras, ya que nos encontramos en la hipótesis de un año hidráulico medio» (⁵²).

Los cálculos verificados por Castañeda y Redonet nos muestran que a lo largo del periodo 1940-1949, con la base de las informaciones del Ministerio de Industria, es posible considerar que las restricciones eléctricas significaron la carencia de 4.850 millones de KWh. Como el 60% de estas producciones, aproximadamente, se destina a empleos industriales —el 25% y el 15% restante representan, respectivamente, las pérdidas de demanda insatisfechas para el consumo propio y

⁵⁰ Ib. p. 15

⁵¹ Ib. p. 15

⁵² Ib. p. 15

para el alumbrado, empleos domésticos y usos agrícolas-, resulta que durante el periodo 1944-1949, el estrangulamiento industrial se inicia con la falta de abastecimiento de 3.000 millones de KWh. En pesetas del año 1974, esto significó, según la estimación de los autores en pesetas del año 1957 transformadas en pesetas del año 1974, 109.250 millones. Esto supone sólo el 0,01% del producto nacional neto al coste de los factores producido en el periodo de 1940-1949, pero eso sería una muy apresurada conclusión con esta base cuantitativa. Para aclarar la magnitud del impacto negativo, Castañeda y Redonet hablan de que la cuantía de la pérdida fue muy alta, por lo que significa como estrangulamiento, por lo que consideran que es indispensable que se efectúen en España:

«Todos los esfuerzos (necesarios para) (...) trata de evitar estas restricciones eléctricas en el porvenir.»

Para estos autores, las industrias que sufren con más dureza las restricciones son las químicas y las textiles. Según los datos de la TIOE/54, la industria textil tenía un coeficiente técnico de electricidad del 1,55%; la química del 1,87%; la construcción y obras públicas, del 0,45% y las metalúrgicas, del 1,81%. Sería un error también considerar que así conocemos la transmisión hacia estos sectores de este déficit de producción de energía eléctrica. La importancia, recalca Castañeda y Redonet, es muchísimo más alta por la pequeña elasticidad de reemplazamiento de la energía eléctrica que todos ellos poseen. La restricción acaba significando, sencillamente, la falta de funcionamiento, sin más. Es muy difícil evaluar lo que esto supuso.

De ahí que subrayen que 20.000 pesetas de inversión y un kilovatio de potencia, producen anualmente 3.000 KWh. El 22% –unos 600 KWh- es una cantidad no rentable, porque se trata de una pérdida para usos propios. El 78% que queda –o sea, unos 2.300 KWh- se envía al mercado. De él un 20% –unos 468 KWh- es para el alumbrado, los empleos domésticos y los usos agrícolas, que generan así ya una rentabilidad importante para las empresas productoras pero, por supuesto, sin que esta rentabilidad signifique una influencia directa sobre la renta industrial de la nación. La incidencia de los 1.872 KWh. restantes se mide al precio de 11 pesetas por KWh, o al de 6,60 pesetas si se mide la producción eléctrica en barras de central. Esto significa una cifra anual de 20.592 pesetas. Por consiguiente, «una inversión de 20.000 pesetas nos evita una disminución de la renta industrial con un valor equivalente a 20.592 pesetas por año; o sea, que para el conjunto de la

economía nacional, la inversión efectuada en la industria eléctrica se amortiza con exceso desde el primer año de su puesta en marcha, con la condición, naturalmente, de que se trate de una inversión necesaria para responder al ritmo de crecimiento económico de mercado», concluyendo:

«Creemos que bien pocas industrias, si es que existe alguna, podrán presentar en España un indicador económico tan elevado como éste, lo que justifica ampliamente toda la atención que se le conceda a su desarrollo necesario, así como todos los esfuerzos que se hagan, tanto del lado del poder público como del de la iniciativa privada.»

La alternativa a esto era la ampliación de los desembolsos que financiaban la caja especial destinada a hacer frente a las necesidades derivadas del paro obrero creada, sobre todo, en la industria textil catalana por estas restricciones, que recibía el nombre de PODFE.

Sin una adecuada política de tarifas, que provoquen un buen soporte a la capitalización, y sin arreglos institucionales importantes, no era posible ir adelante. De la primera ya hemos hablado. Los segundos se verificaron, en parte, en forma de un refuerzo de Endesa y, en el caso de Cataluña, con una alteración muy fuerte del marco jurídico de BT. Por una parte, el 23 de febrero de 1948 se la declaró en quiebra. Se inició así un larguísimo pleito que culminará en el Tribunal Internacional de La Haya. La doctrina jurídica española insistió, hasta llegar el triunfo legal, que la estructura financiera de BT, con su fuerte endeudamiento, perturbaba de tal modo nuestro desarrollo económico que no se tuvo otra opción en España, ni nadie podía haber adoptado otra.

Por otro lado, el sector público se encontró justificado para actuar a través de la constitución de la Empresa Nacional Hidroeléctrica del Ribagorzana, Enher. La base se encontraba en la situación administrativa de dos saltos de agua, el de Santa Ana y el de Fet y Caserres, en el río Noguera Ribagorzana. El primero se había concedido a Domingo Sert por Real Orden de 30 de mayo de 1900, que se transfirió a favor de Saltos de Cataluña por Orden Ministerial de 20 de diciembre de 1940. Como no se inició la construcción, se sancionó a la empresa con la caducidad de la concesión. El Decreto de 5 de abril de 1946 encarga al Instituto Nacional de Industria (INI) la construcción y puesta en marcha del embalse de Santa Ana. A este primer paso, debido al agobio creado por las restricciones eléctricas en la región y la

falta de capacidad financiera que mostraba el grupo BT, siguió otro, con algo muy similar en otra concesión, que se había otorgado a Domingo Sert el 3 de agosto de 1901, y que éste había transferido a Saltos de Cataluña el 12 de junio de 1945. Volvió a suceder lo mismo; no se iniciaron los trabajos y se sancionó lo que ocurría con una caducidad de la concesión que es transferida al INI por Orden Ministerial de 13 de mayo de 1947. Había comenzado así una vinculación del sector público de la electricidad con Cataluña que también abarcaría, según José Grifoll, los envíos de energía eléctrica desde las centrales térmicas de León relacionadas con la Empresa Nacional de Electricidad (⁵³).

De algún modo se cortaba una situación que había comentado con cierta dureza F. Sintes Oliver en una aportación que no debe ser pasada por alto de ningún modo, titulada *Aspecto comercial del problema de la electricidad en España* (⁵⁴), al referirse a lo acontecido en Cataluña con motivo de la Primera Guerra Mundial:

«La crisis experimentada por las compañías de electricidad durante la guerra es bien conocida de todos. Si sus instalaciones eléctricas hubiesen estado completamente concluidas en el año 1914, habrían tenido un negocio favorable; pero, ante la intensificación de nuestro trabajo industrial, tuvieron que recurrir estas empresas eléctricas a la producción termoeléctrica con carbón muy caro, mientras que por los contratos de venta acordados, el precio medio de venta quedaba limitado a 16 céntimos por kwh. La salvación de las empresas se debió en gran medida al acuerdo concluido con los consumidores con el fin de lograr un aumento de dos céntimos por KWh, y a la cláusula concerniente al carbón en caso de que llegase a faltar la energía eléctrica.»

Que el freno era financiero lo subraya a renglón seguido esta obra: *La situación financiera es mucho mejor ahora, aunque sin estar totalmente liberada de la carga de sumas exageradas invertidas en las instalaciones.*

Ese fue el punto esencial de ataque a la estructura financiera creada por BT en Cataluña, por parte de José Luis Sureda, Fabián Estapé y Pedro Voltes Bou en tres

⁵³ Sobre sus circunstancias completas véase José Grifoll, *Algunas consideraciones sobre la industria eléctrica*, en *Información Comercial Española*, 1967, número monográfico *Noticia Económica de Cataluña*.

⁵⁴ Obra premiada en un concurso abierto por Chade para la concesión de becas de ampliación de estudios sobre la industria eléctrica en América; el trabajo está fechado en 1926-1927.

libros de apoyo a la posición jurídica del grupo Fecsa y de España en el largo contencioso ya mencionado derivado de la quiebra del BT ⁽⁵⁵⁾. Los puntos de vista más importantes del lado de BT, en lo económico fueron los expuestos por el propio D.N. Heineman en un folleto ⁽⁵⁶⁾.

A causa de estos problemas entonces, y ante los buenos resultados que parecía había tenido la decisión en Francia y en Italia, surgió la idea de estatificar este sector y, como era prioritario, dedicar a él buena parte de las posibilidades financieras del INI. Fue decisiva la acción de José María de Oriol, conde de Casa Oriol, frente a esta propuesta del ingeniero Aranguren, quien tenía mucho prestigio por haber sido el impulsor de Ensidesa, rompiendo el monopolio de Altos Hornos de Vizcaya y su débil oferta de acero, otro factor de estrangulamiento. La vinculación de todas las empresas en Unesa, la creación de una red eléctrica de interconexión, como había predicado el famoso jesuita P. Pérez de Pulgar, y la creación de un nuevo sistema de tarifas y premios a la financiación de las empresas eléctricas que hiciesen nuevas inversiones, sacó al sector de una estatificación que se veía con claridad en el horizonte. Como señala Ramón Tamames el cambio -que significaba el desbloqueo de las tarifas-, se produjo por la Orden Ministerial de 23 de diciembre de 1952, que determinó que, desde el 1 de enero de 1953 entrase en vigor la nueva realidad creada, a través de 1.000 complicadas conversaciones políticas y financieras, por José María de Oriol en forma de:

"Régimen de tarifas tope unificadas, sistema de tarificación totalmente nuevo, en el que se fija un precio base único por KWh para el consumo en cada uno de los cinco grupos siguientes: alumbrado por contador en baja tensión, alumbrado a tanto alzado en baja tensión, alumbrado y usos domésticos, usos industriales y electrificación rural, etc. El sistema de tarifas base tuvo que ser completado con compensaciones económicas, por una parte a la producción térmica, a causa de la elevación de los precios del combustible, y, por otra, a la construcción de las

⁵⁵ Cfs. José Luis Sureda, *El caso de «Barcelona Traction»*, Barcelona, 1959.

⁵⁶ *Barcelona Traction Light Power, Cy. Ltd, Amenaza de destrucción de una obra creadora*, diciembre 1951, s.l. En la dedicatoria de su libro, el profesor Estapé me decía que se trataba de un asunto de «patología económica», lo que desde luego era cierto. El libro de Fabián Estapé se titulaba *La quiebra de la Barcelona Traction*, Barcelona 1959. El de Pedro Voltes Bou fue más bien una refundición, ordenada, de materiales de procedencia diversa, bajo el título de *Barcelona Traction como grupo financiero y como grupo de presión*.

nuevas centrales hidroeléctricas, de coste de establecimiento también creciente. Estas compensaciones se relacionan en forma de primas, que satisface el organismo para tal fin creado: la Oficina Liquidadora de Energía, verdadera caja de compensación -fue creada por la Orden Ministerial de 22 de enero de 1953-, que se nutre con los fondos que recauda con el recargo conocido con el nombre de factor r que pesa sobre el consumidor."

Estas tarifas pasaban a tener una corrección automática basada en una función paramétrica que las relacionaba con los índices de precios que fundamentalmente influyen en el coste de producción de la electricidad (⁵⁷).

El cambio hacia los hidrocarburos

España apostó, a partir de entonces, por un desarrollo fuerte, basado en una energía abundante y, lo que es decir lo mismo para un economista, barata. El carbón cedió su puesto fundamental, en ese momento, al petróleo. La apuesta era arriesgada, porque España no dominaba el mercado de los hidrocarburos, ni mucho menos. Sin embargo, las cotizaciones venían siendo en este sector, históricamente, tan reducidas, que parecía que el riesgo era escaso. Fue durante bastantes años todo bien, al unirse esto a una política de inversiones extranjeras vinculadas a la construcción de refinerías y a una consolidación del sector privado español -Cepsa-, y del público -lo que después daría lugar a la actual empresa Repsol-YPF-, con lo que parecía garantizarse el futuro expansivo de nuestra economía, en un marco de petróleo barato. La crisis de Suez, en el año 1956, no afectó a estos planes, y desde el Plan de Estabilización de 1959 y su apertura, dio la impresión de que se había atinado con el camino. Hasta el año 1973 todo fueron flores en él.

El primer choque petrolífero derivado de la guerra del Yom Kippur, planteó, un muy serio problema a nuestra economía. Concluyó por agravarlo todo el segundo choque, relacionado con la crisis iraní que acabó por hacer perder el trono al sha Pahlevi. Nuestra economía se mostró muy vulnerable, como en multitud de otras ocasiones, a las nuevas crisis energéticas de origen externo. Los fantasmas de lo sucedido con la falta de carbón inglés, con el corte de los suministros de petróleo por los aliados, o con las restricciones eléctricas, se corporeizaron. Los intentos de

escapar de ellos con el conjuro elementalísimo y falso de rebajar el coste de la energía con subvenciones, se vio que eran contraproducentes. Un agobio tremendo, derivado de cinco factores -inflación, paro, déficit exterior notabilísimo, empeoramiento de la relación real de intercambio, y caída en la producción- pasó a convertirse en acompañante de nuestra vida diaria.

La apertura no servía. En el interior, una hulla cara, nada podía resolver. Algún alivio apareció con los lignitos de Puentes de García Rodríguez, que explican el incremento de la producción carbonífera referida al año 1980 del cuadro 1, p.00, pero eso no podía continuar siendo lo esencial. Las empresas carboníferas, además, cayeron a causa de la competencia de los hidrocarburos en crisis financieras profundas. Para mantener la producción en las diversas cuencas, y sobre todo, para mantener a Asturias fuera de una colosal depresión, el Estado entró en el mundo empresarial carbonífero. Ahí se encuentra el motivo esencial de la aparición de Hunosa, sostenida por el presupuesto del sector público. La producción hidroeléctrica había alcanzado una asíntota. Todo eso de la energía de las mareas, la geotermia, la producción eólica y demás arbitrios, al ser muy caros, resultaban en realidad, para resolver el problema, como veremos algo posteriormente, pamplinas para los canarios.

La energía nuclear como salida

Afortunadamente, en España, a partir de un impulso inicial que se debe a la Armada en primer lugar, y al general Vigón, como jefe del Alto Estado Mayor, en el segundo, en torno a la figura del almirante Otero Navascués y dentro de una Institución de mucho mérito en todos los sentidos, la Junta de Energía Nuclear, se había constituido un núcleo de técnicos expertos en la energía nuclear. Al ministro de Industria Alfredo Santos Blanco y a su sucesor, Alfonso Álvarez Miranda se debe la apuesta muy firme, a través del I Plan Energético Nacional (PEN), en favor de la energía nuclear. La derrota de los grupos utopistas dentro del descrédito derivado -y aclarado por el Informe McCracken desde 1977 para la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico- de los procesos socializadores, intervencionistas, creyentes en la posibilidad derivada de la curva de Phillips de

⁵⁷ Cfs. Ramón Tamames, *Estructura económica de España*, Sociedad de Estudios y Publicaciones, Madrid, 1960, págs. 241-242.

eliminar paro con inflación o con desequilibrios del sector público conducentes a déficit y, por supuesto, aun más que intervencionistas, planificadores, llevó a sus tropas maltrechas a refugiarse en dos ámbitos: el de la defensa de un medio ambiente lo menos contaminado posible por acciones de cualquier tipo que afectasen a la vida salvaje, luego afianzado con la hipótesis, hasta poco contrastada, del cambio climático y el de la prohibición de todo lo nuclear, fuese bélico o relacionado con el empleo pacífico de esa energía y sus derivados. Mucho más adelante aparecería un tercer ámbito de refugio de los utopistas: el ataque al sistema globalizado, en cuanto consideran que esto significa un triunfo muy importante del capitalismo.

En Francia, los partidos fundamentales, desde el socialista y comunista a los gaullistas, se las arreglaron para acallar absolutamente en lo nuclear a estos núcleos de utopistas radicales residuales. No sucedió eso por desgracia en España. Estos radicales se apuntaron, de inmediato, el haber conseguido el tanto, gracias a la actuación terrorista de ETA, de que se detuviese la puesta en funcionamiento de la central nuclear de Lemóniz. Siempre tendrá que anotarse en el pasivo histórico de muchos grupos y partidos intitulados progresistas, al haber dado alas a estos movimientos de protesta. En el programa electoral socialista que llevó al triunfo al Partido Socialista Obrero Español en 1981, aparecía la decisión de poner en marcha lo que se llamó el *parón nuclear*. Así se logró crear, además, un ambiente muy deletéreo sobre esa solución energética, que caló en el electorado. El triunfo posterior del Partido Popular no significó ninguna rectificación en ese sentido. Finalmente, a más de una supervaloración del asunto del cambio climático, hipótesis que no se pretende atender con energía nuclear, sino con carísimas energías renovables, se ha planteado un pánico: el provocado por las redes de alta tensión. Así se ha conseguido una reacción popular contra la red, sin fase científica, pero que ha originado una peligrosa tendencia hacia la ruptura de la unidad del mercado eléctrico español.

Problemas finales

Por tanto el doble choque petrolífero perturbó a nuestra economía de modo notable, y la solución de nuestros males llegó, por este lado, cuando descendieron las cotizaciones de los crudos. A partir de ahí, España ha pasado a contemplar con pánico lo que sucede en los mercados mundiales de hidrocarburos. La solución

derivada del gas argelino, traído a través de Marruecos, implica una fuerte dependencia respecto a la frontera Sur mediterránea. A partir del año 1999, volvió a surgir, por arte de la Organización de Países Exportadores de Petróleo, un nuevo, aunque no decisivo, choque petrolífero. Las consecuencias inmediatas fueron malas para nuestra economía, al ligarse a subidas del dólar y otros procesos favorables al incremento de los precios. El que la desaceleración económica mundial y las tensiones internas, que siempre existen en cualquier oligopolio, hayan aliviado ahora la presión, no quiere decir que ésta no exista.

También aletea sobre el sector otro problema, el de las inversiones capaces de atender a demandas futuras. En ocasiones han existido sobrantes de energía eléctrica, y como eso se liga a crisis económicas importantes -recordemos la de la Segunda República, enlazada con el Plan de Trasvases Hidráulicos de Manuel Lorenzo Pardo con el amparo político de Indalecio Prieto- se generan dos consecuencias.

Por un lado, un lógico recelo ante la sobreinversión en aquellos empresarios que no son unos insensatos, y por otro, un peligroso abandono de las ideas del capitalismo, ante este agobio, buscando refugio en una *economía orgánica*, o si se quiere, corporativizada, como la que latía en el viejo mensaje de Carlos Mendoza, dado en un cursillo celebrado en la Universidad Central y recogido en el Documento «El Estado y la industria eléctrica», que se publicó a comienzos del año 1935⁽⁵⁸⁾. La electrificación ferroviaria, el desarrollo del Instituto Nacional del Nitrógeno, fueron entonces refugios buscados para colocar una electricidad que sobraba y que hundía las cuentas de resultados de empresas que, por otro lado, siempre fueron el refugio de los ahorros de muchísimos españoles y uno de los elementos básicos para que pueda funcionar la Bolsa española. Agréguese que, de acuerdo con los cálculos de Juan Avilés, sobre amortizaciones y costes de materias primas, el sector eléctrico:

“Se encuentra fuertemente endeudado económicamente y con difíciles accesos financieros a los futuros macroproyectos energéticos medioambientales. La viabilidad del sector energético español en un futuro es más que dudoso y mucho me temo –añade- que nos quedemos sin el sector estratégico más

⁵⁸ Cfs. Carlos Mendoza, *El Estado y la industria de la producción eléctrica*, en *Economía Española*, marzo 1935, año III, nº 27, págs. 1-12.

destacado en el momento actual de la economía española; en un plazo entre cinco y diez años seremos diferidos por los gigantes europeos (EON, RWE, EdF, ENEL, etc.)”⁽⁵⁹⁾.

Al final, lo que interesa es disponer de una energía abundante y, por tanto, barata, que sea generada por empresas que alcanzan una rentabilidad importante, creando una buena base para la consolidación de un capitalismo popular, capaz, entre otras cosas, de resistir, por los problemas políticos derivados de esa propiedad, las asechanzas de las empresas públicas de electricidad que aun quedan en Europa, a veces con enorme fuerza. Si la opinión pública no es capaz de comprender la complejidad de este problema y la necesidad de no descuidarlo ni un solo momento, y mucho más cuando soplan vientos preocupantes de la coyuntura, podríamos encontrarnos, una vez más, con otro choque energético que, como los anteriores, traería la desolación para nuestra economía.

Por eso y a efectos de la defensa es difícil discrepar de estos argumentos de Juan Avilés⁽⁶⁰⁾: “España es uno de los países más problemáticos en abastecimiento de recursos potenciales de generación eléctrica. Nos encontramos económicamente con una balanza de pagos altamente importadora, alejados geográficamente de los ejes europeos de los recursos e infraestructuras energéticas sin recursos significativos, alejados de las redes europeas de gasoductos y estructuras eléctricas, distanciados de los focos carboneros de Alemania y Polonia, del petróleo del mar del Norte, etc:

- El sector energético español necesita una urgente reordenación que posicione a la Sociedad Española en la dimensión del mercado energético europeo, con el fin de poder utilizar una combinación de generación eléctrica estratégico y diversificado, evitando la fuerte dependencia asimétrica de las fuentes de recursos energéticos.
- En el supuesto de que el ciclo 2005-2010 presente una disminución del PIB, un recorte de las ayudas comunitarias de la Unión Europea, una disminución de las exportaciones, etc. Debemos preparar nuestras infraestructuras para una

⁵⁹ Cfs. Juan Avilés Trigueros, *La Energía en la España del Siglo XXI: 2000-2025*, 2ª edición, Editorial Maestre. Ediban, Madrid, 2007, págs. 271-272.

⁶⁰ Juan Avilés Trigueros, ob. cit., págs. 323-324.

elasticidad de recursos energéticos lo suficiente dúctil y moldeable en nuestro entorno. Las energías renovables en general no favorecen ese movimiento.

- España debe de pedir una prórroga para el cumplimiento de los Acuerdos de Kioto del año 2012 al 2015, por ser el hito crítico del PEN propuesto. En dicho entorno del año 2015, se empezarían a conectar los nuevos generadores nucleares E.P.R. (*European Pressurized Water Reactor*), que son la última generación actual en producción nuclear y disminuyen la emisión de gases contaminantes atmosféricos de forma tajante.
- La solución propuesta de basarse en ciclos combinados de gas y energías renovables en el periodo 2005-2010, es una solución dudosa y oscuro horizonte después del 2010.
- Debemos estimar un modelo de crisis energética mundial y sus consecuencias para España.
- La incidencia en el investigación, desarrollo e innovación con implicaciones eléctricas debe aumentar en corto plazo su eficiencia como la sustentación de una cultura de ahorro energético a nivel social.
- En un planteamiento coherente del PEN el corto plazo corresponde a cinco años (2010), medio plazo diez años (2015) y largo plazo 20 a 30 años (2025-2035).

CAPÍTULO TERCERO
TECNOLOGÍA NUCLEAR

TECNOLOGÍA NUCLEAR

Producción de energía eléctrica

Por RAFAEL CARO MANSO

Presentación. Energía nucleoelectrónica

Como ya se ha glosado anteriormente, la construcción de un reactor rápido exige un alto enriquecimiento en U-235 (o en Pu-239); esto es extraordinariamente caro, sobre todo en comparación con los reactores térmicos, que con muy bajo enriquecimiento, aproximadamente 3% (¡o incluso uranio natural, 0,7%!), pueden funcionar adecuadamente. Fue el Chicago Pile número 1 (CP-1), con uranio natural metálico como combustible y grafito como moderador, el reactor que primero funcionó en el mundo. Realmente fue sólo un experimento, que demostró la viabilidad de la reacción de fisión en cadena automantenida, y la posibilidad de construir reactores plutónigenos para el programa militar americano, y fue desmantelado pocos meses después de su primera criticidad. Se continuó la investigación que terminó en un proceso contra reloj, con la construcción de los reactores de Hanford, plenamente funcionales como productores de plutonio.

La buena economía neutrónica de los reactores moderados por D₂O o por grafito, a cuenta de la baja sección eficaz de absorción de estos materiales, ha permitido el uso de uranio natural, o de bajo enriquecimiento, como combustible. Además, si hay abundancia de neutrones, los que haya en exceso pueden ser utilizados para interaccionar con los materiales fértiles (U-238 en los casos mencionados) y producir Pu-239, que podrá ser empleado a continuación.

El concepto grafito-uranio natural (o muy poco enriquecido) fue adoptado por casi todos los países con intereses tecnológicos. En Europa -Francia, Reino Unido y Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas (URSS)-, se desarrollaron inicialmente modelos de doble propósito (nucleoelectroplutonígeno), que gradualmente evolucionaron hacia una vertiente única de naturaleza civil.

En Windscale (Inglaterra) en el año 1951, se construyeron por requerimiento del Ministerio de Defensa británico dos unidades de un sistema plutónigeno de uranio

natural metálico, y UO_2 moderados por grafito y refrigerados por aire. La recién creada UKAEA (*United Kingdom Atomic Energy Authority*) se ocupó del proyecto.

El funcionamiento satisfactorio de estos reactores sirvió de base para la construcción en el año 1956 de las cuatro unidades de Calder Hall, refrigeradas por CO_2 , seguidas de forma inmediata por las de Bradwell, Chappel Cross, Hinkely Point, etc.

La conveniencia de mejorar la eficacia de estos sistemas, llevó a enriquecer levemente el uranio (1%) y fabricar el combustible en forma cerámica (UO_2). Fue el principio de la serie AGR (*Advanced Gascooled Reactors*) instalados en el Reino Unido.

El paso siguiente, los Reactores de Grafito de muy Alta Temperatura (HTGR), fue experimentado años después tanto en el Reino Unido -Dragon, OCDE)-, como en otros países del mundo, pero en ningún caso se pasó de la fase de la demostración. Por otra parte, la experiencia ganada en todo el mundo con los sistemas de agua ligera, mostraba claramente un mejor rendimiento global de los LWR (*Light Water Reactor*), y años después, el Reino Unido construyó Sizewell I y II con licencia Westinghouse, en funcionamiento desde el año 1995.

Francia siguió aproximadamente el mismo camino, desarrollando inicialmente sistemas de uranio natural D_2O y, en paralelo, de uranio natural-grafito. De este último tipo se construyeron varias unidades; en particular en España se construyó el de *Vandellós I*, (gemelo del Saint Laurence des Eaux), figura 1 que en la actualidad está en fase de desmantelamiento después del incendio del año 1997 que provocó su retirada de la red eléctrica española. Francia, al igual que el Reino Unido, pero con mucho más brío, se cambió a la línea LWR, inicialmente también con colaboración técnica de Westinghouse; y en la actualidad, con más de 48 unidades, que suministran el 80% de la energía eléctrica generada, se puede decir que es el país más nuclearizado del mundo.

La antigua URSS fue quien primero dispuso en el mundo de una central nucleoelectrónica. Se instaló en Obninsk, era de reducido tamaño -60 MWe- (megavatio eléctrico), y fue el origen de una serie conocida con las siglas RBKM, de la que se construyeron más de dos docenas de unidades. Se trata de un concepto ingenierilmente muy interesante; el combustible es UO_2 enriquecido al 2% en U-235, aproximadamente; el moderador es grafito, y el refrigerante es H_2O a una presión de

70 atmósferas, que circula en tubos en los que se aloja la barra combustible. La escasa atención prestada en la URSS a los problemas de seguridad fue responsable del mayor accidente nuclear de la historia, que tuvo lugar en una central de este tipo, Chernóbil IV, en abril de 1986.



Figura 1.- Central nuclear Vandellós I.

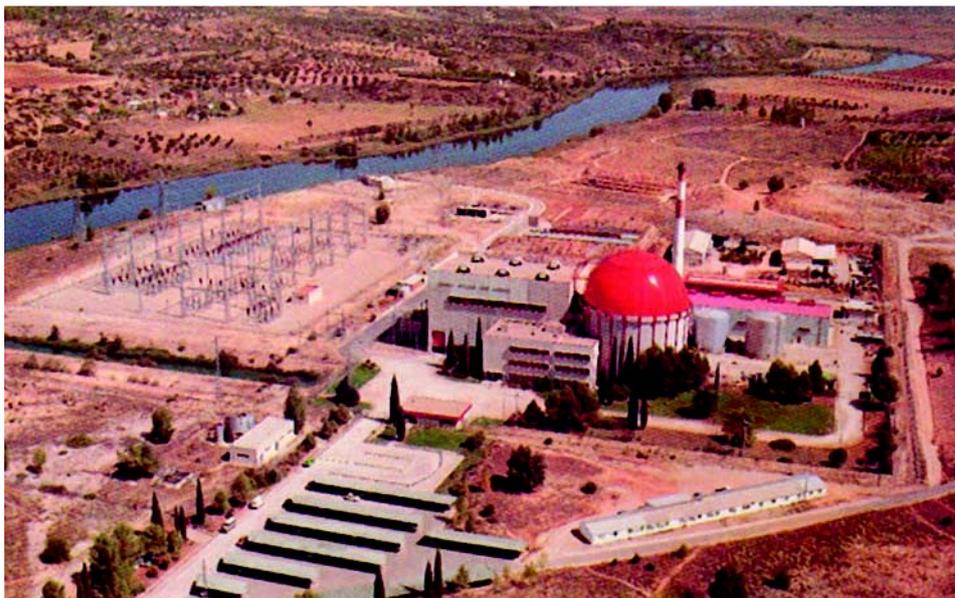


Figura 2.- Central nuclear José Cabrera.



Figura 3.- Central nuclear Santa María de Garoña.

Una componente tecnológica, muy frecuente en estos sistemas de D_2O o de grafito, es una máquina de carga y descarga continua del combustible. Con tal mecanismo se consigue por una parte no producir más neutrones de los necesarios, con el consiguiente ahorro de energía; y por otra, conseguir fácilmente un menor grado de quemado y, por tanto, una composición isotópica del plutonio (contenido en Pu2-39), adecuada para fines no nucleoelectrónicos.

Los reactores de agua pesada, aunque siguen comercializándose en la actualidad en los modelos canadienses Candu, han tenido una trayectoria muy parecida a la de los de grafito. En Canadá se construyó el NPD (*Nuclear Power Demonstrator*) de 83 MWe en el año 1962, y empezó a comercializarse en 1964-1965 con el Douglas Point NPS, de 693 MWe. Se han comercializado un par de decenas de este modelo en el mundo, y en la actualidad, a pesar de sus magníficas cualidades neutrónicas y posibilidades tecnológicas, no parece una opción de futuro.

En este breve paso sobre la tecnología de los reactores núcleo-eléctricos es obligatorio mencionar los reactores rápidos. Como ya se ha dicho, en este tipo de sistemas no se incluye de forma explícita ningún moderador, aunque los materiales presentes en la máquina, incluido el refrigerante cuando lo haya, provocan inevitablemente una cierta moderación.

En tal circunstancia física, la combinación de secciones eficaces de absorción y fisión a las energías a las que se cierra el ciclo neutrónico, permite definir el

parámetro η , como el número de neutrones producidos por fisión por neutrón absorbido. Teniendo en cuenta este parámetro se obtiene que el U-235 apenas sobrepasa el valor $\eta = 2$ en todo el espectro, y que el U-233 lo sobrepasa ampliamente en el intervalo térmico e intermedio, lo que le hace específicamente indicado para el breeding, según el ciclo Th-232-U-233 en dicha zona energética. Pero, ciertamente la zona con mayor valor de η corresponde al Pu-239, y va de 0,1 MeV (mega electrón voltio) a 10 MeV. Esto indica por un lado la idoneidad del ciclo Th-232 – U-233 en reactores intermedios, y del ciclo U-238-Pu-239 en reactores rápidos para un alto valor del *breeding*. Obviamente, si en uno u otro caso se consiguieran razones de conversión mayores que la unidad, el aumento de las *reservas* (en sentido amplio) de material fisionable sería espectacular. En efecto, si del uranio natural sólo el 0,7% (U-235) es fisionable, pero el resto (99,3% U-238) puede transformarse en Pu-239, es como si el contenido en material fisionable se multiplicara por $100/0,7 = 143$. En el ciclo del torio el aumento sería aún más espectacular, por cuanto pasaría de cero al 100%.



Figura 4.- Central nuclear Almaraz I y II.



Figura 5.- Central nuclear Ascó I y II.

Las razones anteriormente expuestas llevaron inevitablemente al desarrollo de los reactores rápidos; y el atractivo de generar más combustible fisionable que el que se consumía, obligó a investigar este camino en el entorno civil con reactores primeramente experimentales, a continuación demostradores y después de potencia. Pero infinidad de razones no sólo técnicas, sino también, y fundamentalmente, sociopolíticas abortaron su éxito final. Hay una larga lista de este tipo de instalaciones y proyectos en el mundo occidental, pero quizás las más representativas sean la central de Dounray en el Reino Unido (Escocia) y la serie Rapsodie, Harmonie, Phenix y Superphenix del Commissariat de l'Énergie Atomique (Francia); aunque todos ellos tuvieron el comportamiento esperado, el concepto que representaban no pudo ser comercializado.

Finalmente, los reactores moderados por agua ligera merecen una mención especial, por ser los que a nivel mundial han conseguido un éxito completo de comercialización. Su origen también es militar, por cuanto proceden de la Investigación y Desarrollo (I+D) que en un horizonte de 360 grados se llevó a cabo en Estados Unidos., para determinar cuál había de ser el *motor* nuclear idóneo para la propulsión submarina. Porque lo que estaba bien claro desde el principio era que la propulsión óptima para este tipo de navíos era la nuclear



Figura 6.- Central nuclear Cofrentes.



Figura 7.- Central nuclear de Trillo.

Descontando desde el principio los sistemas de grafito o de agua pesada, que por razones físicas exigen grandes volúmenes a cuenta de sus altos valores de longitud de moderación y de termalización, había que mirar en la dirección del agua ligera o de los reactores rápidos o intermedios que, por otra parte, exigen algún enriquecimiento en U-235.

Finalmente, fueron tres los conceptos que se desarrollaron: el BWR (*Boiling Water Reactor*) del que se ocupó General Electric, el PWR (*Pressurised Water Reactor*) del que se ocupó Westinghouse, y el SIR (*Submarine Intermediate Reactor*), de sodio-grafito (General Electric).

El BWR, por razón de posibles inestabilidades a bordo de un navío, fue desechado del proyecto naval casi de inmediato, aunque General Electric lo comercializó con gran éxito en el entorno núcleo-eléctrico.

La US Navy construyó un prototipo de cada uno de los otros dos conceptos -el *Nautilus* (PWR), y el *Seawolf* (SIR)-, ambos tuvieron éxito en su funcionamiento, aunque el segundo, después de la primera carga y en vista de las mejores expectativas del PWR, fue abandonado como línea de desarrollo. Más de 400 PWR se construyeron para la Marina (y también muchos otros en la URSS, Reino Unido y Francia); y después del éxito del prototipo de Shippinport (Estados Unidos), casi otras tantas centrales nucleoeeléctricas fueron construidas en todo el mundo con este tipo de reactor. En particular, en España se conectaron a la red eléctrica las nueve unidades siguientes: central nuclear *José Cabrera* (1PWR, año 1967, 160 MWe), figura 2, p. 00; central nuclear *Santa María de Garoña* (1BWR, año 1971, año 466 MWe), figura 3, p. 00; central nuclear *Almaraz I y II* (2 PWR, año 1975, 950 MWe/cu), figura 4, p. 00; central nuclear *Ascó I y II* (2 PWR, año 1978, 950 MWe/cu), figura 5, p. 00; central nuclear *Cofrentes* (1 BWR, año 1982, 900 MWe), figura 6, p. 00; central nuclear *Trillo* (1 PWR, año 1986, 1000 MWe), figura 7, p. 00; central nuclear *Vandellós II* (1 PWR, año 1987, 1000 MWe), figura 8, p. 00.



Figura 8.- Central nuclear Vandellós II.

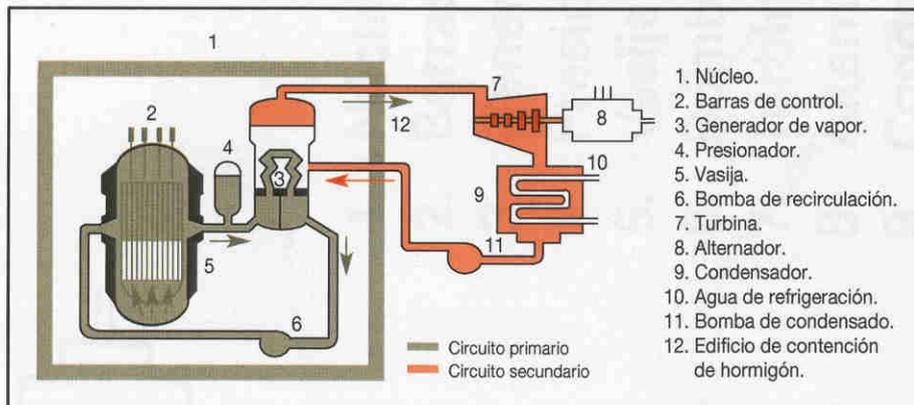


Figura 9.- Esquema de una central P.

En la figura 8, p. 00 se representa esquemáticamente una central P. En éstas el modelo está constituido por barras de UO_2 de un enriquecimiento de 3,5% en U-235 agrupados en elementos combustibles. La energía de fisión produce la elevación de la temperatura del combustible, que se mantiene refrigerado merced a un flujo de H_2O impulsado por la bomba del circuito primario. Tomando como ejemplo tipo la C. N. Standard, las temperaturas de entrada y salida del refrigerante son $T = 193^\circ \text{C}$ y $T = 320^\circ \text{C}$, respectivamente. El agua se mantiene líquida a base de mantener una presión en el circuito primario de 2.250 psi. El presionador, sirve para mantener tal presión dentro de los límites de operación. Este refrigerante cede su energía, en el

generador, al H₂O del circuito secundario, produciendo un vapor a (1.100 psi que la bomba dirige al turboalternador. Por razones termodinámicas bien conocidas, el vapor, a la salida ha de ser enviado al condensador para su enfriamiento antes de reiniciar el ciclo en el generador de vapor.

En este tipo de sistemas, así como en los BWR, la ciencia de materiales juega un papel de importancia capital. De momento la vasija que contiene al núcleo del reactor, tiene que soportar en operación muy altas presiones, agresiones químicas a temperaturas elevadas, erosiones, corrosiones e irradiación fundamentalmente con neutrones. Y todo esto con un cierto ciclado, causante de fatigas, correspondiente a los períodos de operación parada del reactor.

En tal circunstancia, la modificación de las propiedades físicas, químicas y nucleares de los materiales de la instalación puede ser tan profunda que su operación segura no pueda garantizarse. Y esto es aplicable no sólo a la vasija sino también a todos los elementos que contiene y al resto del circuito primario. Esto exige, por supuesto, un sistema de vigilancia y mantenimiento, muy detallado, por cuanto así lo requiere la operación estándar y la extensión de vida de las centrales.

El combustible incorporado al reactor al principio de la carga, proporcionará una reactividad positiva que, en los primeros modelos duraba aproximadamente un año. Después, para aumentar el rendimiento económico de la central, a base de mantenerla fuera de servicio el menor tiempo posible, se han aumentado los enriquecimientos en U-235 hasta conseguir ciclos de recarga de año y medio o incluso de dos años. Es de prever, que en los sistemas avanzados esta tendencia continúe. La eficiencia en el consumo del combustible, conocida como BU (Burn Up), que generalmente se mide en megavatios día producidos por cada tonelada de uranio presente (MWd/TU) ha pasado de aproximadamente BU=20.000 MWd/TU en los primeros modelos a más de 50.000 MWd/TU en la actualidad. Por supuesto, la problemática es muy amplia, y no consiste simplemente en aumentar el enriquecimiento en U-235. El conseguir más altos grados de quemado, con garantías de seguridad y fiabilidad, es un tema del que existen varios proyectos de investigación a nivel internacional, en los que España participa a nivel público y privado.

La investigación en la seguridad

La investigación pertinente en los dos entornos citados, los materiales y los elementos combustibles como ya se ha indicado, tiene múltiples motivaciones, aunque uno de ellos es un denominador común, obviamente, se trata de la seguridad nuclear.

Si el deterioro de alguno de los componentes del NSSS (*Nuclear Steam Supply System*), que ha dado en llamarse la isla nuclear) puede ser el inicio de una serie de procesos que desembocan en un accidente, es razón sobrada para que se investiguen todos los posibles orígenes y todos los posibles caminos de eventos/fallos; y a la probabilidad de que el final sea una fusión total o parcial del núcleo, es lo que se llama accidente severo. El accidente del PWR de Three Mile Island en el año 1979 vino a ser el estímulo que puso en marcha en el mundo occidental una serie de proyectos de investigación en este entorno con el propósito de prevenir, abortar, o mitigar este tipo de sucesos

El accidente citado no produjo ninguna víctima, pero supuso en cierta medida, una cura de humildad para los tecnólogos nucleares, hasta entonces muy reacios a aceptar la mera posibilidad de los *accidentes más allá de las bases de diseño*, o clase nueve. En todo caso, allí hubo fallos técnicos, de diseño, administrativos y humanos; y todos ellos fueron contemplados en los grandes programas de investigación que se emprendieron. Fue de particular importancia el *fallo humano* en aquella ocasión, por cuanto la mala actuación de la dotación del reactor impidió, una vez producido el fallo técnico, la refrigeración de emergencia del núcleo. También en este entorno se realizaron varios proyectos de investigación, que se tradujeron en nuevas actividades de intercambio de experiencia operativa reentrenamiento, simulación y gestión operativa.

Por supuesto, lo dicho para las consecuencias del accidente de TMI-2, que era un PWR de *combustion engineering*, es aplicable en gran medida a cualquier otro tipo de central nucleoelectrónica.

En la actualidad, dentro del entorno de la tecnología, y como ya se ha adelantado, definitiva de los productos radiactivos es un desafío global que no puede ignorarse, sobre todo a cuenta de la naturaleza social del problema, y porque el estado actual de la ciencia/tecnología parece prometer éxito en la empresa. Ciertamente, reacciones nucleares del tipo:

$$F_{b1}^{a1}(n, x)F_{b2}^{a2}$$

en las que el neutrón es absorbido por un nucleido F_{b1}^{a1} , de características no deseables, por ejemplo, un residuo radiactivo, transformándolo en otro inocuo, o menos indeseable, F_{b2}^{a2} , son bien conocidas en la física nuclear. El disponer de una cantidad adecuada de neutrones es el problema tecnológico que hay que resolver; y es un tema que, referido a los residuos de alta actividad y larga vida se trata en el capítulo de transmutación, porque las técnicas de almacenamiento subterráneo para todo tipo de residuos se tratan en los correspondientes capítulos.

Por supuesto, todas estas actividades tienen que ir acompañadas de la protección radiológica correspondiente para defender a personas y cosas de los efectos de las radiaciones ionizantes. La metrología y la dosimetría correspondientes suponen un grupo de técnicas y procedimientos que en fases previa y paralela informen y den premisas para la protección.

Los reactores experimentales y de investigación

Una parte muy importante de la atención internacionalmente dedicada a las centrales nucleares ha de tratar necesariamente de los reactores experimentales.

De hecho el primer reactor nuclear de la historia, el CP-1 fue construido para demostrar la viabilidad de las reacciones nucleares de la fusión en cadena.

Una vez conocida la existencia de reacciones nucleares como la del tipo representado en la ecuación (primera), según trataba de demostrar la posibilidad de que los neutrones ($\sim 2,5$) producidos en la reacción fueron capaces de producir nuevas fisiones y, por lo tanto, nueva energía. Sin embargo, si el combustible era uranio natural, el contenido en U-235 es solo del 0,7%, cantidad muy pequeña que ponía en tela de duda la posibilidad de que los 2,5 neutrones mencionados sean capaces de cerrar el ciclo, al haber otros procesos en competencia con la fisión (básicamente las fugas y las capturas parásitas en otros materiales presentes en el reactor). Por supuesto, siempre cabía la posibilidad de aumentar el contenido de U-235 mediante la eliminación total o parcial de su isótopo, el U-238, cuyo contenido es del 99,3%, que no es fisionable. Pero este proceso de separación isotópica es extremadamente dificultoso, y no se estaba seguro de tener éxito con él, aunque también se intentó.

En realidad, la reacción en cadena (tratada en el capítulo primero apartado «Energía nuclear», p. 00, era solo un medio para disponer de neutrones suficientes para producir las reacciones, es decir, Pu-239 cuyas propiedades análogas al U-235 le convertían en el otro candidato idóneo para lo que se pretendía en el Proyecto Manhattan, es decir, la construcción de bombas atómicas.

Este nucleido, y sus características fisionables, había sido descubierto en el año 1940 por Glenn Seaborg en la Universidad de California, utilizando un acelerador de protones, pero la cantidad de Pu que se producía por este procedimiento era demasiado pequeña, y se esperaba que un reactor del tipo del CP-1, si se lograba hacerlo crítico, significaría abundancia de neutrones, y por lo tanto, que se obtuvieran grandes cantidades de plutonio.

En realidad, ambas líneas de investigación, la separación isotópica del U-235 y el del CP-1 tuvieron éxito, y fueron el origen de las bombas atómicas que hicieron capitular al Japón en la Segunda Guerra Mundial.

El reactor experimental CP-1, del tipo térmico como se definió al inicio de este capítulo, consistía en un apilamiento de bloques de grafito (el moderador) con unas perforaciones por las que se introducían las barras de combustible (uranio natural) hasta que se llegó al tamaño crítico, con más de 40 toneladas de combustible (unas seis toneladas metálico y el resto como óxido de uranio). La fecha de la criticidad fue el 2 de diciembre de 1942.

Con la experiencia conseguida con el CP-1 y con parte del material procedente de su desmantelamiento, se construyó el CP-2, también en Chicago, de mayor potencia que el CP-1 y dotado de un cierto número de accesos experimentales para irradiación de muestras y utilización de neutrones en el exterior con fines de investigación.

Entre este reactor y los que se planeaban construir en Hanford para la producción masiva de plutonio para el programa militar se construyó, con la experiencia adquirida, el Oak Ridge Graphite Reactor (X-10) que se hizo crítico en noviembre de 1943. Este reactor, aunque también experimental, tenía ya la porción de instalaciones añadidas que la conferían naturaleza de planta piloto para centrales de producción y utilización, como banco de pruebas para producción de radioisótopos y para análisis de materiales y combustibles. También se utilizó para entrenamiento de personal de operación.

Este proceso fue imitado por otros países y así el Reino Unido hizo crítico en Harwell (Inglaterra) su primer reactor experimental, el GLEEP (*Graphite Low Energy Experimental Pile*) poco tiempo después del X-10 en Estados Unidos para conseguir experiencia de la física y la tecnología necesarias para sus programas militar y civil. En mayor o menor medida todos los países con un cierto nivel técnico se habían interesado por la energía nuclear y sus aplicaciones como fuente de energía, producción de radioisótopos, aplicaciones médicas y en general investigación en un campo que se mostraba cada vez más amplio y prometedor. Esto se tradujo en la instalación de reactores experimentales para su uso genérico o específico en muchos países.

De hecho se podría establecer la siguiente clasificación de posibles reactores nucleares:

1. Atendiendo a su espectro neutrónico; podrían ser térmicos, rápidos o intermedios, (la mayoría de ellos núcleo-eléctricos).
2. Atendiendo a su combustible; podrían utilizar uranio natural o enriquecido en mayor o menor proporción. O utilizar Pu-239 o U-235, con una reelaboración previa de combustible parcialmente gastado.
3. Atendiendo a su moderador (en los sistemas térmicos); podrían ser de H₂O, D₂O, berilio o grafito.
4. Atendiendo a su refrigerante; podrían ser de H₂O, D₂O, líquido orgánico, CO₂ o aire, (en los sistemas térmicos); o de Na, NaK o Pb en los rápidos.
5. Atendiendo a su geometría; podrían ser homogéneos o heterogéneos.

Todas las combinaciones posibles de las alternativas que acaban de mencionarse tienen algún atractivo cuya investigación requería la construcción de un reactor experimental.

Por supuesto, los países de menos posibilidades económicas o tecnológicas mostraban su interés por reactores experimentales multipropósito; esto es sistemas que pudieran servir para usos múltiples, como producción de radioisótopos, prueba de materiales, prueba de elementos combustibles, entrenamiento, investigación básica, etc. Lo dicho explica con claridad la gran cantidad de reactores

experimentales, más de un centenar, que se construyeron en el mundo a partir de la década de los años cuarenta en el pasado siglo.

En España se instalaron varios; el primero de ellos, el JEN-I, de tipo piscina se hizo crítico el 8 de octubre de 1958 en el Centro de Investigaciones Nucleares de la Moncloa. Era de diseño General Electric, y la participación española fue muy limitada, aunque el trabajo diario con tal máquina sugirió una gran cantidad de modificaciones que culminó con el diseño y construcción de un núcleo alternativo, el JEN-II, instalado en la misma piscina que su *hermano mayor* el JEN-I, cuadro 1.

Centrales nucleares de España.

Localización	Potencia eléctrica* inicial (MW)	Potencia eléctrica (MW)	Tipo de reactor (suministrador)	Estado actual en explotación comercial	
Almonacid de Zorita (Guadalajara)	160	150,10	PWR (Westinghouse)	Agosto de 1969	Unión Fe
Santa María de Guorña (Burgos)	460	466,00	BWR (General Electric)	Mayo de 1971	Nucleo
Almaraz (Cáceres)	930	977,00	PWR (Westinghouse)	Mayo de 1961	Iberdrola Endesa ; Unión Fe
Almaraz (Cáceres)	930	980,00	PWR (Westinghouse)	Octubre de 1983	Iberdrola Endesa ; Unión Fe
Ascó (Tarragona)	930	1.039,50	PWR (Westinghouse)	Diciembre de 1984	Endesa ;
Ascó (Tarragona)	930	1.027,20	PWR (Westinghouse)	Marzo de 1986	Iberdrola ; Iberdrola
Cofrentes (Valencia)	975	1.092,00	BWR (General Electric)	Marzo de 1985	Iberdrola ; Iberdrola
Trillo (Guadalajara)	1.000	1.066,00	PWR (Siemens-KWU)	Agosto de 1968	Unión Fe Iberdrola ; Iberdrola
Vandellós (Tarragona)	982	1.087,14	PWR (Westinghouse)	Marzo de 1988	Hidrocar Nucleo Endesa ; Iberdrola

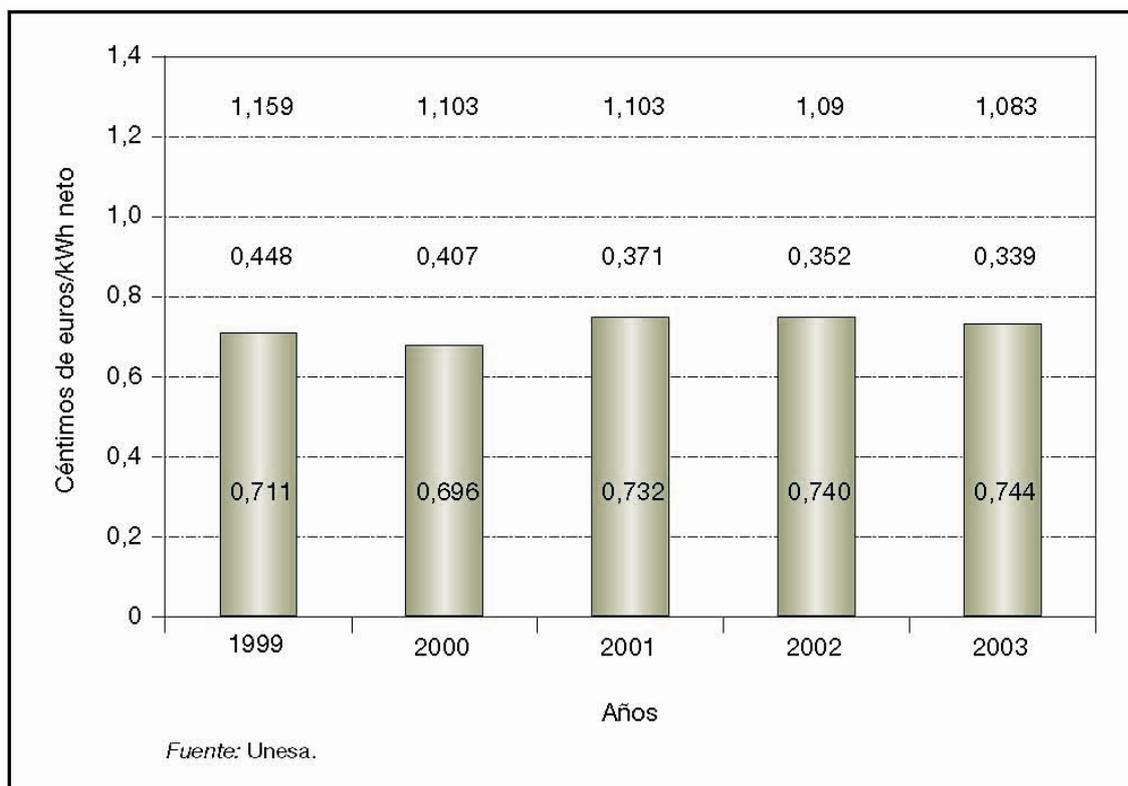
Explotación comercial.

Explotación.

También se construyeron íntegramente en la Junta de Energía Nuclear dos reactores de tipo *Argonaut* para las Universidades Politécnica de Barcelona y Bilbao, el *Argos* y el *Arbi*, respectivamente. Y finalmente se construyó un reactor rápido experimental, el *Coral-I*, con vistas a un futuro proyecto internacional de reactores reproductores rápidos.

Todos los reactores citados tenían el propósito típico de la experimentación, la investigación, la producción de radioisótopos, la enseñanza, etc y todos cumplieron adecuadamente con su misión prevista.

La forma típica de aprovechamiento de la energía de fisión ha sido desde el principio de esta historia los reactores núcleo-eléctricos descritos en este capítulo y en el «Energía nuclear», p. 00. En la figura 9 y en los cuadros 2, 3 y 4, se dan datos de producción núcleo-eléctrica a nivel mundial.



Cuadro 2.- Comparación de precios de diversas fuentes energéticas.

Costes de construcción	Dólares/kW
Carbón	1.000 a 1.500
Gas	500 a 1.000
Eólica	1.000 a 1.500
Nuclear*	1.000 a 2.500 (con una media 1.500)

Cuadro 3.- Costes de generación.

Tasa de descuento (porcentaje)	Energías	Dólares/MWh
5	Nuclear	20 a 40
10	Nuclear	30 a 50
10	Carbón	30 a 50
10	Gas	40 a 60
10	Eólica	80

Cuadro 4.- Producción nuclear, rendimientos y aportación al total de la electricidad en el mundo por países.

Países	Año 2004				Factor medio periodo 2002-2003 (porcentaje)	Electricidad de origen nuclear (porcentaje)
	Unidades	Potencia (MW)	GWh** producidos	Factor de carga (porcentaje)		
Alemania	18	21.688	167.060	87,15	84,85	32,10
Argentina*	2	1.006	2.803	92,58	77,89	8,24
Armenia	1	408	2.403	67,05	62,26	38,82
Bélgica	7	6.101	47.312	87,68	89,06	55,12
Brasil	2	2.007	11.545	67,02	71,52	2,99
Bulgaria	4	2.880	16.815	69,43	66,36	41,58
Canadá	21	15.428	90.990	64,19	56,93	15,02
China*	2	1.968	12.432	78,57	83,73	2,19
Eslovaquia	6	2.640	17.026	73,42	76,51	55,18
Eslovenia*	1	707	4.012	86,31	86,55	38,84
España	9	7.886	63.676	91,93	90,38	22,86
Estados Unidos*	104	104.769	823.776	89,58	88,71	19,94
Finlandia	4	2.760	22.716	93,02	92,37	26,58
Francia	59	66.042	448.241	76,52	75,28	78,08
Holanda	1	480	3.822	90,48	92,93	3,79
Hungría	4	1.868	11.915	72,75	75,20	33,83
India	14	2.770	16.912	68,32	73,57	2,82
Japón	52	45.742	281.969	69,92	68,71	25,01
Lituania	2	3.000	14.103	53,53	55,74	72,10
México	2	1.350	9.194	77,53	82,92	5,19
Reino Unido*	24	14.000	77.230	62,83	65,83	20,02
República Checa	6	3.760	26.232	82,69	82,73	31,25
República de Corea	19	16.768	129.563	91,82	92,93	37,94
Rumania	1	706	5.548	89,46	85,98	10,08
Rusia	30	22.268	142.908	67,69	68,32	15,60
Suecia	11	9.852	77.313	89,12	80,54	50,68
Suiza	5	3.352	26.769	91,58	92,06	40,03
Suráfrica	2	1.930	14.921	88,01	80,27	6,60
Taiwan	6	5.144	39.490	87,93	87,31	s/d
Ucrania	15	13.800	85.362	75,66	76,23	51,11
TOTAL	436	363.629	2.696.233			
<i>Promedio por unidad</i>		860	6.196			

Por supuesto, hay otros tipos de reactores nucleares cuya misión no es la producción energética sino la experimentación, la producción de radioisótopos e incluso el entrenamiento de operadores.

Otros tipos de reactores

Aparte de la utilización de la fisión nuclear como fuente de energía eléctrica para usos civiles, se puede utilizar mediante reactores nucleares diseñados al efecto para la

propulsión naval, especialmente la submarina. En el apartado siguiente se da una descripción detallada de tal posibilidad, aunque aquí nos limitamos a incluir una tabla con el número de navíos de propulsión nuclear construidos y en operación, clasificados según el tipo de buque y el país de origen.

Asimismo se han investigado los generadores de tipo *Gisela* y SNAP, en los que el calor procedente de la desintegración de un nucleido radioactivo se emplea en crear un gradiente de temperatura, transformándole a continuación en una diferencia de potencial eléctrico. El uso de estos artefactos se ha restringido a situaciones en las que cualquier otro procedimiento era más complicado tecnológicamente; es el caso de los satélites aeroespaciales de la primera fase.

Bibliografía

Rafael Caro et Alt (editores). Historia Nuclear de España. Ed. Sociedad Nuclear Española. Madrid 1995.

S. Glasstone and A. Seronske. Ingeniería de Reactores Nucleares. Editorial Reverté S.A. Barcelona 1975.

Rafael Caro. Física de Reactores Nucleares. Publicaciones Científicas de la Junta de Energía Nuclear. Madrid 1976.

Ciencat. Varios autores. Tecnologías Energéticas e Impacto Ambiental. Mcgraw-Hill Interamericana de España. Madrid 2001.

John Moore R.N. Capt. Editor. Jane Fighting Ships 1991-92. Janés Publishing Company Limited. London.

Propulsión nuclear naval y energía nuclear en el espacio

Por CAROLINA AHNERT IGLESIAS

Resumen

La energía nuclear es especialmente útil para las aplicaciones navales y espaciales debido fundamentalmente a las características del combustible nuclear y de la reacción de fisión nuclear provocada en los núcleos de los átomos del uranio que forman ese combustible.

Estas características son, que la reacción de fisión nuclear es una reacción muy exoenergética, esto es que libera unos $8,90 \cdot 10^{-18}$ kWh (kilovatios · hora) de energía por reacción, que es mucha comparada con la de combustión de un átomo de carbono que es de $1,78 \cdot 10^{-25}$ kWh, y por tanto se trata de un combustible con una alta potencia específica, es decir que para obtener una determinada potencia eléctrica o de propulsión se precisa una menor cantidad de combustible y que además se consume muy lentamente, por lo tanto se trata de una fuente energética de gran autonomía.

También se trata de una reacción que una vez iniciada se puede automantener en un proceso que se denomina de reacción en cadena, y que además no precisa tomar oxígeno del aire para ello, por tanto se trata de una reacción anaerobia.

De manera que la energía nuclear suministra una fuente energética compacta, autónoma, automantenida y anaerobia.

Todas estas características son especialmente atractivas para la propulsión de submarinos y portaaviones militares, de rompehielos civiles, y de naves espaciales para misiones de larga duración, aplicaciones todas ellas para las que está especialmente dotada en comparación con otras fuentes energéticas, siendo algunas de estas características las que han llevado a decidir a la armada americana que a partir del año 1974 todos sus submarinos y portaaviones militares iban a ser propulsados por reactor nuclear.

Se han construido hasta ahora 439 submarinos militares propulsados por reactor nuclear. Habiendo actualmente operativos 151 submarinos que se reparten entre Estados Unidos (75), Rusia (43), Inglaterra (16), Francia (11) y China (seis); y hay 11 portaaviones nucleares, diez americanos y un francés. También la autonomía es especialmente útil para la propulsión de rompehielos de los que se encuentran operativos actualmente siete buques rusos.

Para la aplicación espacial se pretende con la Iniciativa Prometheus lanzada por el presidente Bush en el año 2003, llegar a Marte con nave tripulada, y previamente establecer una base permanente en la Luna. De manera que el desarrollo de reactores nucleares compactos, que además en este caso deben ser de alta temperatura para reducir el tamaño de las placas de radiación, que es por donde se libera el calor no convertido a energía eléctrica o de propulsión, se presenta como la única opción para la autonomía que se precisa en esas misiones.

La aplicación espacial tiene además la utilidad de la gran capacidad de vigilancia militar que obtendrán los países que dispongan de esta tecnología.

Existiendo ya desde los años sesenta la utilización de forma estándar en las naves y satélites espaciales de todo tipo, el uso de isótopos radiactivos, para convertir el calor de desintegración en energía eléctrica de poca potencia para abastecimiento de los equipos de a bordo, estos son los Generadores Térmicos de Radioisótopos (RTG).

Las cuestiones a considerar como desventaja frente a otras fuentes energéticas son las asociadas a los costes de la instalación que son mayores que para las de combustible fósil (en el caso naval), o química y solar (en el caso espacial). El combustible además es altamente enriquecido (97% de contenido en átomos de uranio 235, enriquecimiento militar) para los submarinos y portaaviones militares, y para los reactores para propulsar las naves espaciales, ya que es la forma de obtener una carga de combustible compacta y de ciclos de quemado largos, sin necesidad de recargar combustible. Así para los últimos submarinos la carga de combustible inicial dura toda la vida real del buque.

Para los rompehielos civiles el combustible del reactor es de un enriquecimiento comercial, esto es, menor del 5%, en ellos el tamaño y la duración del ciclo de quemado es menos crítica, y de esa magnitud sería el enriquecimiento del

combustible si se volvieran a utilizar los reactores nucleares para la propulsión naval mercante, como lo fue para los cuatro buques mercantes que hubo en la década de los años sesenta (*Savannah, Otto Hahn, Lenin y Mutsu*).

El combustible muy enriquecido es además de muy costoso, un combustible difícil de obtener ya que se trata de un material proliferante en el sentido de su posible derivación a la fabricación de armamento nuclear, y los diseños de los reactores que lo utilizan están clasificados.

En cuanto a la aplicación de los buques nucleares para la marina mercante debe tenerse en cuenta que precisan técnicos entrenados en la operación del reactor nuclear, lo que añade un coste adicional.

El mantenimiento y la reparación de los buques nucleares deben hacerse en puertos adecuados, así como su desmantelamiento y el almacenamiento posterior del material radiactivo. Existe algún submarino nuclear hundido de difícil recuperación (dos de Estados Unidos y siete de Rusia) y con su combustible en el interior.

Para la aplicación espacial al ser el combustible de los reactores muy enriquecido también son válidas las consideraciones anteriores, y en cuanto al riesgo decir que existe el de la posible reentrada en la atmósfera del material radiactivo procedente de una nave accidentada, y la posible derivación del material radiactivo de los RTG para otras aplicaciones.

España no dispone de ningún buque o submarino con propulsión nuclear, pero si los tienen dos países de la Organización del Tratado del Atlántico Norte (OTAN), estos son Inglaterra y Francia. En ocasiones navegan y atracan cerca de nuestras costas los ingleses y americanos, y por tanto se debe disponer de los conocimientos básicos sobre la tecnología de estas instalaciones, en relación con ello se recuerdan los casos de los submarinos ingleses *Tireless* y *Sceptre* que fueron reparados en Gibraltar, a donde llegaron tras sendas averías.

España no dispone tampoco de RTG, pero nuestro país forma parte de la Agencia Espacial Europea que sí los puede emplear, para alimentar eléctricamente a los equipos a bordo de las naves o satélites espaciales que pone en órbita.

Propulsión nuclear naval

Desde que en el año 1948 el almirante Hyman Rickover iniciara el Programa de Reactores Navales en Estados Unidos, la energía nuclear se ha desarrollado ampliamente en su aplicación a la propulsión naval, y en particular de los submarinos y portaaviones militares, y de rompehielos civiles.

Los primeros hitos [8] a destacar tras haber probado siete prototipos de diseño de reactor nuclear refrigerado por agua a presión PWR (*Pressurised Water Reactor*) con base en tierra han sido, el primer submarino de ataque SSN *Nautilus* (1954), el rompehielos *Lenin* (1951), el portaaviones *Enterprise* (1962), el primer submarino portamisiles balísticos SSBN *George Washington* (1960), y los buques de carga *Savannah* (1962), *Otto Hahn* (1967) y *Mutsu* (1973) cuadro 1.

Cuadro1.- Buques con propulsión nuclear.

Paises	Buques
<i>Militares construidos</i>	
Estados Unidos	166 submarinos (42 SSBN, 4 SSGN, 119 SSN), 10 portaaviones y 9 fragatas.
Rusia	223 submarinos (72 SSBN, 65 SSGN y 86 SSN) y 5 fragatas.
Inglaterra	27 submarinos (8 SSBN y 19 SSN).
Francia	18 submarinos (10 SSBN, 8 SSN) y 1 portaaviones.
China	6 submarinos (1 SSBN y 5 SSN).
<i>TOTAL</i>	439 submarinos (133 SSBN, 69 SSGN, 237 SSN), 11 portaaviones y 14 fragatas.
<i>Militares operativos</i>	
Estados Unidos	75 submarinos (14 SSBN, 4 SSGN, 57 SSN) y 10 portaaviones.
Rusia	43 submarinos (15 SSBN, 9 SSGN, 19 SSN) y 3 fragatas.
Inglaterra	16 submarinos (4 SSBN y 12 SSN).
Francia	11 submarinos (5 SSBN, 6 SSN) y 1 portaaviones.
China	6 submarinos (1 SSBN y 5 SSN).
<i>TOTAL</i>	151 submarinos (39 SSBN, 13 SSGN, 99 SSN), 11 portaaviones y 3 fragatas.
<i>Civiles construidos</i>	
Estados Unidos	1 carguero.
Rusia	8 rompehielos y 1 carguero.
Alemania	1 carguero.
Japón	1 carguero.
<i>TOTAL</i>	12 (8 rompehielos y 4 cargueros).
<i>Civiles operativos</i>	
Rusia	7 rompehielos y 1 carguero.
<i>TOTAL</i>	7 rompehielos y 1 carguero.

Y se debe destacar que la primera central nuclear americana de producción de energía eléctrica fue la de *Shippingport* que arrancó en el año 1959 con un reactor PWR y que fue posterior a los primeros submarinos de propulsión nuclear. De manera que la tecnología de los reactores PWR fue desarrollada en principio para la propulsión naval militar, y que debido a ello contó con los medios y recursos que la hicieron posible, de lo cual se benefició la tecnología nuclear para la aplicación civil a las centrales nucleares de producción de energía eléctrica véase «Producción de energía eléctrica», p. 00.

Desde entonces se han construido 439 submarinos militares propulsados por reactor nuclear [9], que se reparten entre Estados Unidos (165), Rusia (223), Inglaterra (27), Francia (18) y China (seis). En el cuadro 2 se encuentran clasificados por países y clases. Algunos de ellos ya han sido desmantelados o declarados inoperativos por terminar su vida útil o como consecuencia de la política de distensión. También se han construido 9 fragatas americanas y 11 portaaviones (diez americanos y un francés). De manera que el número de reactores nucleares de propulsión nuclear naval militar puestos en operación, teniendo en cuenta que algunos de los buques llevan dos reactores a bordo, rondan las 600 unidades, es decir algo mayor que el número de reactores de producción de energía eléctrica en todo el mundo, que son unos 450. Además ha habido 10 rompehielos civiles rusos de los que hay siete operativos actualmente, y cuatro buques de carga de los cuales hay un ruso operativo en la actualidad.

En cuadro 2 se encuentra la cantidad de buques construidos con propulsión nuclear por países y en total, así como los que se encuentran actualmente operativos.

Propulsión nuclear militar

PRESTACIONES DE LOS SUBMARINOS

La gran ventaja que ofrece la propulsión nuclear para los submarinos es que en principio pueden permanecer en inmersión un tiempo ilimitado, y, como no necesitan tomar oxígeno del exterior para la producción de energía, son sistemas anerobios, su tiempo en inmersión no está limitado más que por la resistencia del personal de tripulación, ya que la producción de oxígeno puede realizarse mediante electrólisis del agua del mar. La mayor limitación es la cantidad de alimentos que pueden almacenar, que normalmente es suficiente para estar tres meses de patrulla en inmersión.

Cuadro 2.- (Continuación).

País	Tipo	Clase	Número	Años	Desplazamiento (t)		Tamaño (metros)	Reactor	Hélices	Potencia (SHP)	Velocidad (nudos)	Coeficiente fiabilidad (porcentaje)		
					Emersión	Inmersión								
Rusia	CVN	<i>Ulyanovsk</i>	(+2)	1996-1998		75.000	?	?	?	?	?			
	CGN	<i>Kirov</i>	4	1980-1992	24.000	28.000	248 x 28 x 9	2/PWR	2	150.000	32			
	AGEN	<i>Kapusta</i>	1	1988	32.000	41.100	265 x 29 x 9	2	4	98.000	27			
	SSBN	<i>Borey</i>	(+1)			19.400	19.400	170 x 13 x 9	2/PWR	2	98.000	29		
		<i>Typhoon</i>	6	1983-1990	18.500	26.400	175 x 24 x 12	2/PWR	2	100.000	25	25		
		<i>Delta IV</i>	7	1985-1990	10.800	12.500	164 x 12 x 8	2/PWR	2	60.000	24	25		
		<i>Delta III</i>	14	1975-1983	10.600	13.250	155 x 12 x 8	2/PWR	2	50.000	24	20		
		<i>Delta II</i>	4	1974-1975	9.550	10.250	155 x 12 x 8	2/PWR	2	40.000	24	7		
		<i>Delta I</i>	17	1972-1977	8.700	10.200	139 x 12 x 8	2/PWR	2	40.000	25	26		
		<i>Yankee I</i>	16	1967-1974	7.900	10.000	130 x 12 x 9	2/PWR	2	45.000	27	24		
		<i>Hotel</i>	8	1960-1967	4.100	5.100	114 x 9 x 7	2/PWR	2	39.000	26	19		
		SSGN	<i>Severodvinsk</i>	(+1)				11.800	120 x 15 x 10	1/PWR	1	43.000	31	
			<i>Granay</i>	1	1993	5.900	8.600	111 x 12 x 9	1/PWR	1	43.000	31	31	
	<i>Oscar II</i>		10	1986...	13.900	18.400	154 x 18 x 9	2/PWR	2	98.000	28	16		
	<i>Oscar I</i>		2	1982-1984	12.500	17.000	148 x 18 x 10	2/PWR	2	98.000	30	25		
	<i>Charlie II</i>		6	1973-1982	4.300	5.500	105 x 10 x 8	2/PWR	1	18.800	26	28		
	<i>Charlie I</i>		11	1968-1973	4.300	5.500	94 x 10 x 7	1/PWR	1	18.800	27	14		
	<i>Papa</i>		1	1970	6.200	7.100	109 x 12 x 9	2/LMR	2	75.000	44	20		
	<i>Echo II</i>		29	1960-1967	5.000	6.000	115 x 9 x 7	1/PWR	2	30.000	23	16		
	<i>Echo I</i>		5	1960-1967	4.500	5.500	114 x 9 x 6	2/PWR	2	35.000	27	24		
	SSN		<i>Sierra</i>	4	1984-1990	7.100	8.200	110 x 12 x 8	1/PWR	1	47.000	35	16	
		<i>Akula</i>	11	1984-1990	7.500	8.100	108 x 12 x 7	1/PWR	1	45.000	35	21		
		<i>Mike</i>	1	1978	5.800	7.800	118 x 11 x 8	1/LMR		45.000	30	15		
		<i>Victor III</i>	24	1978-1990	4.900	6.300	106 x 11 x 7	1/PWR	1	30.000	29	29		
		<i>Alfa</i>	7	1972-1984	2.300	4.480	80 x 9 x 7	1/LMR	1	47.000	45	18		

Cuadro 2.- (Continuación).

País	Tipo	Clase	Número	Años	Desplazamiento (t)		Tamaño (metros)	Reactor	Hélices	Potencia (SHP)	Velocidad (nudos)	Coeficiente flotabilidad (porcentaje)
					Emersión	Inmersión						
China	SSBN SSN	Xia	1 (+1)	1986...		7.000	120 x 10 x ?	1	1	?	20	
		Han	5 (+1)	1974...	4.500	5.500	90 x 8 x ?	1	1	?	25	22
TOTAL SUBMARINOS			6									
TOTAL MUNDO SUBMARINOS			439									

AGEN: Buque de pruebas.

CGN: Crucero lanzamisiles.

CVN: Portaaviones.

SSN: Submarino de ataque lanzatorpedos.

SSGN: Submarino de ataque con misiles crucero.

SSBN: Submarino lanzamisiles nucleares *Identif.*

Además al ser una fuente energética anaerobia son invulnerables en caso de guerra nuclear, química o bacteriológica.

Su discreción, que viene dada por su velocidad (de 30 a 40 nudos), su huella infrarroja, y su cota de inmersión (de 400 a 700 metros) los hace sigilosos y menos detectables en inmersión. Y debido a su autonomía pueden realizar misiones independientes.

La aparición del submarino como un arma de ataque fue en su momento una de las aportaciones más innovadoras de todas las que se han dado en el desarrollo armamentístico, y debido al alto nivel de disponibilidad, el reducido tamaño del reactor, la gran versatilidad y el alto nivel de independencia del abastecimiento de combustible, la propulsión nuclear para los submarinos posee las características intrínsecas que deben poseer todos los medios de transporte y combate militares.

Si a estas características propias se les añade otras de carácter estrictamente militar, como son las propias de ataque y defensa ligadas a la indetectabilidad, velocidad de desplazamiento, capacidad estratégica y transporte, el submarino nuclear concebido como elemento de combate es sumamente ventajoso para esos fines.

Así, aprovechando las ventajas de la propulsión nuclear, se han desarrollado dos tipos de submarinos nucleares, los de ataque (SSN) y los balísticos (SSBN), susceptibles de mantener velocidades muy elevadas en inmersión a gran profundidad, gracias a la adopción de nuevas formas hidrodinámicas, constituyendo hoy día la base fundamental de las armadas de las grandes potencias.

TIPOS DE SUBMARINOS

Estas características han permitido contar con un arma de enorme movilidad mediante los submarinos tácticos o de ataque, y al mismo tiempo, se han construido submarinos balísticos o estratégicos que son verdaderas plataformas lanzadoras de misiles balísticos con cabezas nucleares, y que pueden operar desde cualquier punto del océano, sin que prácticamente, exista posibilidad de ser detectados.

Los submarinos SSN [2], están armados con tubos lanzatorpedos como los submarinos convencionales, pero son de un desplazamiento mucho más elevado, del orden de 3.000 a 10.000 toneladas, debido a sus grandes dimensiones, al potente sistema de propulsión y a la mayor importancia de su armamento. Los submarinos de ataque construidos más recientemente también pueden ir armados con misiles crucero como los *Tomahawk*.

Los submarinos SSBN americanos, ingleses y franceses, eran portadores de 16 misiles *Polaris* y actualmente de 24 misiles *Trident*, y tienen un desplazamiento en inmersión de 8.000 a 20.000 toneladas. El coste de estos submarinos es elevado, pero es menor que el de los ingenios balísticos que transporta.

Actualmente Rusia tiene además un tipo de submarinos portadores de misiles crucero guiados (SSGN) con desplazamientos del orden de las 5.000 a 12.000 toneladas, aunque también disponen actualmente de misiles crucero que pueden ser lanzados desde los tubos lanzatorpedos, por tanto también desde los submarinos de ataque SSN.

En Estados Unidos, los astilleros más activos en la construcción de submarinos nucleares son el de Groton (Connecticut), el de Mare Island (California) y el de Newport (Virginia). El constructor principal de submarinos es General Dynamics Electric Boat División.

Los puertos donde recalán los submarinos SSN son los de Nueva London (Connecticut), Norfolk (Virginia), Charleston (South Carolina), San Diego y Mare Island (California), y Pearl Harbour (Hawai); y para los submarinos SSBN son los de Bangor (Washington), Kings Bay (Georgia), Charleston (South Carolina) y Holy Loch (Escocia).

En Rusia los puertos donde recalán los submarinos nucleares son los de Murmansk (Flota del Norte) y Vladivostok (Flota del Pacífico), y el diseñador es la empresa Rubin.

SUBMARINOS NUCLEARES ACTUALES

Actualmente hay operativos 151 submarinos nucleares [7] que se reparten entre Estados Unidos (75), Rusia (43), Inglaterra (16), Francia (11) y China (6), y 11 portaviones entre Estados Unidos (10) y Francia (uno). En el cuadro 3 se encuentran clasificados por países y clases, en negrita los más modernos.

La marina de Estados Unidos [6] tiene gran parte de su armada con propulsión nuclear, de los 75 submarinos operativos, 14 son submarinos SSBN, cuatro son SSGN, 57 son submarinos SSN, y tiene cuatro submarinos más en construcción. Todos ellos con un reactor nuclear PWR de Westinghouse, excepto los de la clase *Ohio*, *Los Angeles* y los *Seawolf* con un reactor PWR de General Electric, de diseño

integrado (IPWR), estos son los reactores nucleares, diseño S6G, S8G y S9G, que llevan los generadores de vapor dentro de la vasija nuclear, figura 1.

Cuadro 3.- Submarinos, cruceros y portaaviones operativos.

Países	Tipo	Clase	Número	Reactor
Rusia	SSN	<i>Victor III</i>	8	PWR
	SSN	<i>Sierra III/III</i>	3	PWR-BLK
	SSN	<i>Akula III</i>	8	PWR-BLK
	SSGN	<i>Oscar II «Kursk»</i>	9	PWR-BLK
	SSBN	<i>Delta III</i>	3	PWR
	SSBN	<i>Delta IV</i>	7	PWR
	SSBN	<i>Yankee</i>	1	PWR
	SSBN	<i>Typhoon</i>	4	PWR-BLK
	CGN	<i>Kirov «Pedro el Grande»</i>	3	PWR-BLK
Francia	SSN	<i>Rubis</i>	4	IPWR
	SSN	<i>Amethyste</i>	2	IPWR
	SSBN	<i>Le Redoutable</i>	1	PWR
	SSBN	<i>Le Inflexible</i>	1	PWR
	SSBN	<i>Le Triomphant</i>	3 (+2)	IPWR
	CVN	<i>Charles de Gaulle</i>	1	IPWR
Inglaterra	SSN	<i>Swiftsure «Sceptre»</i>	5	PWR
	SSN	<i>Astute</i>	(+3)	PWR
	SSN	<i>Trafalgar «Tireless»</i>	7	PWR
	SSBN	<i>Vanguard</i>	4	PWR
China	SSN	<i>Han</i>	5	PWR
	SSBN	<i>Xia</i>	1	PWR
Estados Unidos	SSN	<i>Sturgeon</i>	2	PWR
	SSN	<i>Los Angeles</i>	51	IPWR
	SSN	<i>Virginia</i>	2 (+2)	IPWR
	SSN	<i>Seawolf</i>	2 (+1)	IPWR
	SSBN	<i>Ohio</i>	14	IPWR
	SSGN	<i>Ohio</i>	4	IPWR
	CVN	<i>Enterprise</i>	1	PWR
	CVN	<i>Nimitz</i>	3	PWR
	CVN	<i>Roosevelt</i>	6	PWR

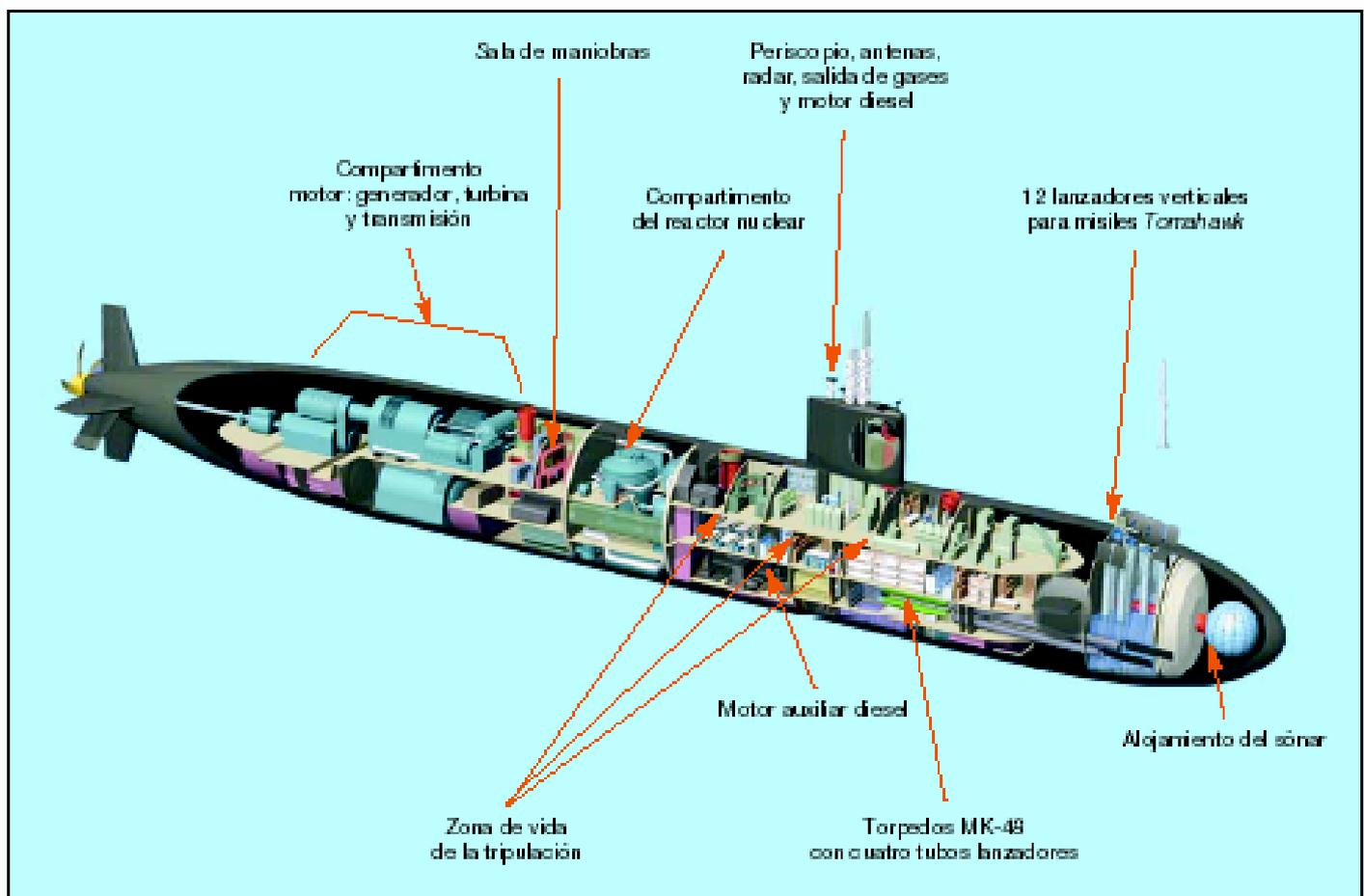


Figura 1.- Submarino de ataque SSN clase Los Ángeles (Smithsonian-The National Museum of American History).

Algunos SSN llevan misiles crucero que pueden ser lanzados desde los tubos lanzatorpedos como los *Harpoon*, éstos los llevan los de las clases *Los Angeles* y los *Seawolf*. Además los más modernos llevan unos tubos verticales a proa, situados entre el casco exterior y el casco interior resistente, para el lanzamiento de los misiles crucero *Tomahawk*. Los misiles crucero tienen un alcance de unos 2.000 kilómetros y los balísticos de unos 12.000 kilómetros.

Los submarinos más modernos de la Marina americana son, los 51 de la clase *Los Angeles* (S6G), y los dos de la nueva clase *Seawolf* (S9G); y como submarinos balísticos los 18 de la clase *Ohio* (S8G). También se encuentran en construcción un de la clase *Seawolf* (S9G), y dos de la nueva clase *Virginia* (S9G).

Los 14 submarinos SSBN de la clase *Ohio* pueden liberar una cabeza nuclear, y hasta 12 cabezas nucleares de un sistema múltiple a distancias menores, y 16 torpedos, de manera que llevan a bordo el 50% de las cabezas nucleares estratégicas de Estados Unidos, y son capaces de orientar rápidamente sus misiles hacia el objetivo cuando es necesario.

Los submarinos americanos van equipados con un PWR y con uno o dos generadores de vapor, también llevan un turbogenerador para generar la energía eléctrica necesaria para el abastecimiento propio.

Rusia dispone actualmente de 43 submarinos nucleares, repartidos entre 15 submarinos SSBN equipados con dos reactores PWR, nueve submarinos SSGN equipados con uno o dos reactores PWR, y 19 submarinos SSN equipados en general con dos reactores PWR.

Los SSN más modernos en Rusia son los de la clase *Akula*, los *Victor III*, y los *Sierra II/III*. Los SSGN más modernos son los *Oscar II* y como SSBN los *Delta III/IV* y *Typhoon*. El tipo *Typhoon* es el mayor submarino de los construidos con una gran manga, pues lleva dos cascos interiores de titanio resistentes a alta presión en inmersión, de 10 metros de diámetro cada uno, y un casco exterior de acero, y va armado con 20 tubos lanzamisiles nucleares situados a proa de la vela, en lugar de a popa como los llevan otros y lleva dos reactores OK-650.

El submarino *Kursk*, hundido en el verano del año 2000 en el mar de Barents era del tipo *Oscar II*, y llevaba dos reactores PWR de diseño OK-650b que producían 380 MWt (megavatios térmicos) en total, construido por *Rubin Central Design Bureau*,

con unos 600 m de cota de inmersión y dos turbinas que producían 72 MWe cada una. Tenía doble casco, el interno resistente a presión con 50 milímetros de espesor de acero, y el externo de 8 milímetros de acero, que iba recubierto de 80 milímetros de losetas de goma para reducir el eco de los sonares activos, y ser menos detectable.

Los submarinos rusos van dotados de uno o dos reactores PWR, y solamente los de la clase *Alfa* llevan un reactor refrigerado por metal líquido plomo-bismuto (LMR), de los que no queda ninguno operativo. Los de la última generación llevan un diseño compacto para el conjunto de la vasija, circuito primario y generador de vapor, esto es un diseño denominado del tipo *Block System* en el que el circuito primario queda reducido a una longitud muy pequeña pero de diámetro mayor, mejorando la transmisión del calor generado en el núcleo.

Inglaterra con 16 submarinos nucleares con reactores construidos por Rolls Royce bajo licencia americana, que se reparten entre cuatro SSBN (clase *Vanguard*) y 12 SSN (clase *Swiftsure* y *Trafalgar*) basados en la misma tecnología, y además tres submarinos en construcción. El submarino *Tireless* que atracó en mayo del 2000 en Gibraltar para ser reparado de una fuga en el circuito primario era de la clase *Trafalgar* y lleva un reactor PWR con dos lazos.

Francia [3] tiene en operación 11 submarinos de propulsión nuclear, de los cuales cinco son SSBN y seis son SSN, además tiene dos SSBN en construcción. Los SSN son de la clase *Rubis*, de diseño integrado, siendo los SSN más pequeños del mundo, el más reciente es el *Amethyste*; los SSBN son de la clase *Le Redoutable*, siendo los más recientes los de la clase *Le Triomphant*, que llevan también un reactor de diseño integrado, así como los de la nueva generación *Le Vigilant* en construcción.

La República Popular China tiene seis submarinos nucleares en servicio, un SSBN (clase *Xia*) y cinco SSN (clase *Han*), además de dos en construcción, todos de tecnología rusa.

Mientras los diseños americano, ruso y británico han confiado en la propulsión con turbina de vapor que va acoplada a un reductor que mueve el eje de la hélice, esto es la propulsión mecánica; los franceses (*Rubis* y *Amethyste*), y chinos han optado por generar electricidad en la turbina mediante un alternador, y un motor es el que

mueve la hélice, que los hace más silenciosos, aunque la planta resulta más pesada y menos eficiente, esto es la denominada propulsión eléctrica.

Los submarinos nucleares durante el largo periodo de guerra fría (30 años) han contribuido a la disuasión entre los dos grandes bloques, y el único armamento suyo empleado en la guerra naval, ha sido posteriormente a esa época y en el año 1982, en la guerra de las Malvinas, en que el submarino inglés SSN *Conqueror* (clase *Churchill*), disparó un torpedo al crucero argentino *General Belgrano*, dando la victoria a Inglaterra.

BUQUES DE SUPERFICIE

En cuanto a los buques de superficie, las principales ventajas que ofrece la propulsión nuclear son las de, un radio de acción prácticamente ilimitado a gran velocidad punta y de crucero, lo que permite una gran independencia de los apoyos logísticos. Así se pueden utilizar rutas de tránsito más favorables y suprimir los barcos de apoyo logístico. Por otra parte, estas embarcaciones pueden navegar a gran velocidad en las zonas de combate para evitar permanecer en las bases amenazadas. La eliminación de la entrada de aire a sus calderas, permiten mejorar la estanqueidad de los compartimentos del equipo propulsor, disminuyendo así el riesgo de contaminación en caso de guerra nuclear, biológica o química. La ausencia de humos de combustión, permite evitar la corrosión de las superestructuras, de las antenas de radar, y de la aviación embarcada, de manera que estas ventajas compensan el aumento del coste de su construcción.

Los portaaviones convencionales de combate agotan en general más rápidamente el combustible de la propulsión, que los combustibles y recargas del armamento de la aviación embarcada. Los portaaviones de propulsión nuclear sin embargo tienen una vida mayor entre recargas de combustible, y además han sido dotados de una mayor capacidad para el soporte logístico de la aviación embarcada. La propulsión nuclear también permite aumentar su velocidad y crear así un viento relativo más favorable para el despegue y aterrizaje de los aviones.

En el apartado de buques de superficie, la Marina americana comenzó con el crucero *Long Beach* y la fragata *Bainbridge* que han sido construidos en el astillero Quincy (Massachussets). La segunda fragata nuclear, *Truxtun*, ha sido construida en

Camden (Nueva Jersey). También se construyeron otros seis cruceros, clase *Virginia* y *California*, que fueron declarados inoperativos al final del año 1998.

El portaaviones *Enterprise*, fue construido en Newport (Virginia), así como el segundo portaaviones nuclear el *Nimitz*, hay actualmente diez portaaviones en operación y uno en construcción. Este es el único astillero americano capaz de construir estos portaaviones gigantes; 95.000 toneladas de desplazamiento a plena carga para el *Nimitz*.

El constructor de portaaviones es Newport News Shipbuilding, y los puertos bases son los de Norfolk (Virginia) y San Diego (California).

El portaaviones *Enterprise*, equipado con 8 reactores A2W, puede desarrollar 280.000 SHP (caballos de vapor) en el eje. Cada reactor está equipado con cuatro generadores de vapor, aunque solamente tres son suficientes para alimentar la turbina principal. Así, el equipo de propulsión consta de ocho reactores, ocho presurizadores, 32 bombas de primario, 32 generadores de vapor y ocho turbinas principales. Sin embargo, el *Nimitz*, sólo tiene dos reactores y cada uno de ellos puede desarrollar una potencia de alrededor de 150.000 SHP. Los portaaviones *Nimitz* son lo buques de guerra más grandes del mundo. La tripulación que precisa es de unas 3.300 personas, y además el ala aérea embarcada es de unas 2.500 personas.

En el año 1974 el Congreso americano decidió que en el apartado de buques de superficie únicamente se utilizará la propulsión nuclear en los portaaviones, no construyéndose desde entonces más cruceros o fragatas nucleares. En el cuadro 2, p. 00, se encuentran los portaaviones construidos por país. En el cuadro 3, p. 00, se recogen las clases de portaaviones en cada caso.

Rusia tiene dos portaaviones en construcción y ha construido cuatro cruceros lanzamisiles, estos son los *Admiral Uskakov*, *Admiral Lasarev*, *Admiral Nakhimov* y *Pyotr Veliki* (clase *Kirov*) y un buque de comunicaciones el *Ural* (clase *Kapusta*).

Francia tiene el portaaviones *Charles de Gaulle* que lleva dos reactores de diseño integrado, basados en el prototipo CAP para SSN, y en el prototipo RNG (CAP avanzado), que también será prototipo para los SSBN de la clase *Le Triomphant*. El combustible empleado es del tipo *Caramel*, con placas de UO₂ envainadas en zircaloy, y fue puesto en operación en marzo de 2001.

Propulsión nuclear civil

PRIMEROS BUQUES CIVILES

Desde los primeros tiempos del programa nuclear ha habido interés en aplicar la energía nuclear a la propulsión marina de superficie. Se ha obtenido algún éxito en este campo y las limitaciones surgidas se refieren más a los aspectos económicos que a las cuestiones de viabilidad técnica.

Las ventajas de la propulsión nuclear para aplicaciones civiles son [4], la posibilidad de poder realizar grandes recorridos sin recarga de combustible, y una mayor capacidad específica (potencia-desplazamiento a plena carga), lo que se traduce en una mayor velocidad, así son rentables para grandes potencias de propulsión para las que es mayor el coste de la instalación pero menor el coste de combustible que compensa lo anterior, y además permiten transportar cargas de mayor peso y volumen en trayectos largos, ya que no tienen que reservar el espacio y el peso necesarios para el combustible convencional y tienen una menor dependencia del suministro de combustible que los convencionales.

El primer éxito práctico en el campo de la propulsión nuclear civil fue obtenido en la antigua Unión Soviética, en los últimos años de la década de los cincuenta con el desarrollo de un rompehielos de propulsión nuclear, el *Lenin*, el cual fue puesto en servicio en diciembre de 1959 para mantener abierta todo el año la comunicación marítima Rusia occidental y oriental conocida como ruta del Norte.

Otros siete rompehielos nucleares han entrado en servicio desde entonces en la antigua Unión Soviética (serie *Arktika*), todos ellos llevan dos reactores nucleares, dos de ellos han sido construidos en Finlandia.

Los rompehielos convencionales están siempre sujetos al riesgo de quedarse sin combustible en largos recorridos, debido a que no existen puertos de apoyo en la ruta del Norte y a quedarse aislados durante el invierno. La propulsión nuclear elimina ambos problemas y además la capacidad específica (potencia-carga) del *Lenin* era de un 50% mayor que la de un rompehielos convencional.

En paralelo se desarrollaron en Estados Unidos los reactores de propulsión naval para aplicación civil, siendo autorizado en el año 1956 la construcción de un buque civil de carga y pasajeros, de peso muerto 9.990 toneladas y 20.000 SHP, el *Savannah*, y

posteriormente el buque alemán *Otto Hahn*, operó por primera vez a plena potencia en el año 1968. El *Otto Hahn*, de 15.250 toneladas de peso muerto, era propulsado por un reactor PWR de diseño integrado (IPWR) de Babcock and Wilcox.

En el Japón, un buque de propulsión nuclear, el *Mutsu*, de peso muerto 2.600 toneladas y 10.000 SHP fue puesto en operación en el año 1974.

En España en los años sesenta se participó a través de la Junta de Energía Nuclear y de la Sociedad Española de Construcción Naval en el proyecto común europeo de un buque granelero de 20000 toneladas de peso muerto, propulsado por un reactor BWR de ciclo indirecto de 25,6 MWt.

También se trabajó en la década de los años setenta en el estudio de viabilidad de un buque portacontenedores de 80.000 SHP en el eje, 50.000 toneladas de peso muerto y 25 nudos de velocidad, con un reactor IPWR, y también en el diseño del reactor para un buque petrolero de 120.000 SHP y 600.000 toneladas de peso muerto. El reactor era también un IPWR de diseño CNSG-120 (B&W).

En cuanto a los barcos mercantes nucleares para las aguas del Ártico, el primero fue uno ruso puesto en operación en el año 1989 con el nombre de *Sevmorput*.

TIPOS DE BUQUES CIVILES

BARCOS MERCANTES NUCLEARES

Comparado con los barcos convencionales, los barcos nucleares son capaces de realizar viajes de más larga duración y de forma continuada, produciendo alta potencia sin recargar combustible. Esta ventaja puede contribuir a la diversificación y extensión del transporte marítimo, y al desarrollo de los océanos en las actividades de exploración e investigación, especialmente en la región polar.

Otra ventaja de los barcos nucleares es que no emiten CO₂, NO_x y SO_x durante la navegación. Esto ayuda a prevenir el impacto medioambiental debido a estos compuestos y el efecto invernadero. Respecto a los NO_x y SO_x la cantidad emitida será en el futuro restringida para los barcos de todo tipo. Estas características impulsan de una forma importante el desarrollo de los reactores marinos como una fuente económica de producción de energía, y que no tiene impacto sobre el medioambiente natural.

En Japón la investigación sobre reactores marinos avanzados para aplicación civil se está llevando a cabo por el JAERI (*Japan Atomic Energy Research Institute*), el SRI (*Ship Research Institute*) y las Universidades, que cooperan con ambas compañías privadas. El reactor marino avanzado MRX ha sido diseñado por el JAERI, para portacontenedores, y el reactor DRX para pequeños submarinos de investigación oceanográfica, con reactores compactos IPWR de poco peso, con un sistema pasivo de extracción del calor residual.

ROMPEHIELOS NUCLEARES

Hay actualmente siete rompehielos rusos operativos en la ruta del mar Ártico, que es la más importante para los buques de carga entre Europa y Asia para mantener la vida en las regiones árticas de Rusia. El desarrollo del transporte entre ciertos países, explotando los recursos minerales del Ártico no es posible sin un transporte principal eficiente, esto es sólo posible con buques de carga y rompehielos propulsados por energía nuclear como los disponibles en Rusia. La utilización de las plantas de propulsión nuclear para estos buques permiten una alta autonomía en la navegación.

Rusia dispone de rompehielos nucleares desde el año 1959 que están operativos como barcos de escolta en las rutas del mar del Norte, y en las de los barcos de transporte de hidrocarburos desde el mar del Norte, de manera que los rompehielos nucleares realizan largos trayectos en la región polar. Cuando la nueva generación de rompehielos nucleares más potentes esté disponible, la navegación a lo largo de todo el año será posible cubriendo toda la ruta del mar del Norte, por tanto los rompehielos nucleares tienen su futuro asegurado.

Durante los últimos 40 años han sido construidos y operados ocho rompehielos nucleares rusos, que son el *Lenin*, el *Artika*, el *Sibir*, el *Rossiya*, el *Sovetsky Soyuz*, el *Vaygach*, el *Taymir* y el *Jamal* y como buque de carga el *Sevmorput*. Otro rompehielos con propulsión nuclear llamado el *50 years of Victory* está siendo construido actualmente. Las características de estos rompehielos se encuentran en el cuadro 4.

Para desarrollar los rompehielos para aguas poco profundas Rusia contrató a la empresa finlandesa *Wärtsilä Marina*, así el primer rompehielos *Taymyr* de estas

características fue construido en Finlandia con un solo reactor nuclear, un segundo rompehielos se construyó un año mas tarde, con el nombre de *Vaygach*.

Cuadro 4.- *Burques comerciales de propulsión nuclear.*

Países	Nombre	Tipo	Año	Desplazamiento (toneladas)	Tamaño (metros)	Reactores	Potencia (SHP)	Velocidad (nudos)	Incidentes
Estados Unidos	<i>Savannah</i>	Cargo	1962	22.000	182 x 24 x 9	1	20.000	21	Desarmad después de varios años.
Alemania	<i>Otto Hahn</i>	Cargo	1968	26.000	172 x 23 x 9	1	10.000	16	Cam biado a motores diesel.
Japón	<i>Mutsu</i>	Cargo	1972	11.000	120 x 20 x 8	1	10.000	16	Problemas técnicos al principio. Puesto en servicio 1980. Actualmente en pruebas.
Rusia	<i>Sevmorput Taymir</i>	Cargo Rompehielos	1989	61.000	260,3 x 32,2 x 11,7	1	39.500	21	Casco reforzado para navegar sobre hielo.
	<i>Vaygach</i>	(Construcción Flandesa)	1988-1989	20.460 (23.460)	150,2 x 30 x 8,05	1	52.000	18	Un tercero está previsto.
	<i>Aktika Sibir Rossiya Sovetskiy Soyuz Yamal Lenin</i>	Rompehielos	1974-1982	19.300 (23.460)	148 x 30 x 11	2	75.000	18	
		Rompehielos	1969	15.940 (19.240)	134 x 26,8 x 10,5	2	39.800	19	Desarmado en 1990

SUBMARINOS DE INVESTIGACIÓN

Los océanos de profundidad media y de gran profundidad representan una frontera en la investigación básica de la tierra. La exploración y observación científica de estos océanos requiere una fuente de energía compacta, fiable y de gran capacidad. Los submarinos de investigación para zonas profundas están equipados con baterías, de manera que su fuente de energía está limitada a varias horas y durante una única exploración, esto es una desventaja importante que limita la actividad de la exploración. Por tanto la fuente de energía nuclear es una fuente potencialmente importante.

Para las zonas de gran profundidad se ha propuesto el desarrollo de varios tipos de reactores; un reactor de ciclo directo, esto es un reactor nuclear refrigerado por mercurio en ebullición, como fuente de energía para aplicaciones oceánicas de gran profundidad, un reactor nuclear compacto rápido refrigerado por metal líquido, y un generador de potencia de ciclo Brayton y un reactor integrado compacto y de seguridad pasiva, como el DRX diseñado por el JAERI japonés.

En el buque equipado con el reactor DRX el número de tripulantes es de ocho personas, incluyendo cuatro científicos y cuatro operadores del reactor. La operación del DRX debe ser altamente automática, para que pueda ser realizada por un único operador. Las especificaciones del buque de investigación equipado con dos DRX serían, velocidad máxima bajo agua de 12 nudos, la profundidad máxima a donde puede llegar de 6.500 m, y el número de tripulantes de 16 personas.

En Estados Unidos la Armada ha hecho disponibles algunos submarinos nucleares para la investigación oceanográfica civil en las regiones cubiertas por hielo, y algunos submarinos han sido usados para la exploración científica que se ha realizado desde 1995 a 1999 (Scicex). El resultado de este programa ha mostrado que el submarino nuclear es el único capaz de ser usado para la exploración científica en las zonas de mar cubiertas por hielo.

PLANTAS NUCLEARES FLOTANTES

Los reactores de tamaño medio y pequeño empleados para la propulsión naval están siendo desarrollados en todo el mundo para ser instalados en planta nuclear flotante, como fuente de energía para producción de calor doméstico, desalación de agua de mar, y cogeneración de calor y electricidad, etc. Para países en desarrollo,

algunas regiones costeras remotas, y las islas, las plantas nucleares flotantes son atractivas en particular por su producción de agua potable mediante la desalación del agua de mar.

En Corea está siendo desarrollado por el Kaeri un reactor térmico IPWR de 330 MWt llamado Smart, para desalación del agua de mar y generación de electricidad. Esto permite producir 40.000 toneladas de agua dulce, y 90 MWe (megavatios eléctricos) para abastecer a una zona con aproximadamente 100.000 habitantes o un complejo industrial. En China está siendo diseñado basándose en la experiencia del desarrollo de los reactores de producción de calor (NHR) una planta de desalación del agua de mar usando este reactor con un sistema de destilación.

China y Marruecos están cooperando en la investigación preliminar conjunta de una planta piloto de desalación con el soporte de la IAEA. Esta planta tiene un reactor NHR de 10 MWt acoplado con una instalación de desalación, la producción de la planta sería de 8.000 metros cúbicos de agua/día.

En Japón está siendo realizado un estudio básico del JSBWR, una planta flotante de 2.000 MWe, Mitsubishi Heavy Industries está tratando de convertir el núcleo del reactor del buque *Mutsu* para ampliar el rango de aplicación de los reactores pequeños.

Rusia también ha desarrollado las centrales de producción de energía instaladas en plataformas flotantes, para producir energía eléctrica y agua desalada en las regiones costeras que sufren alguna catástrofe. La planta está equipada con un KLT-40C o KLT-40S, basado en el reactor de propulsión naval KLT-40, que está siendo usado en los rompehielos nucleares rusos.

Características de las instalaciones navales de propulsión nuclear

CARACTERÍSTICAS DE LOS SISTEMAS DE PROPULSIÓN NAVAL

A diferencia de las instalaciones nucleares terrestres, los reactores de propulsión naval, están sometidos a movimientos importantes del buque, debido al movimiento del mar y a las vibraciones transmitidas por el casco y eventualmente, a los choques por colisión o varada, y para los submarinos a situaciones de fuerte inclinación en inmersión. Los buques nucleares, que están la mayor parte del tiempo aislados en el mar y en consecuencia desprovistos de todo apoyo exterior, deben llevar

dispositivos de seguridad fiables y redundantes que aseguren el funcionamiento de los sistemas auxiliares y de seguridad del reactor y la maniobrabilidad del navío.

Además, para no dañar a la flotabilidad, la estabilidad y la capacidad del transporte, los reactores que los propulsen deben tener un peso y empacho limitado. Esto impone requisitos particulares para la elección de los parámetros de funcionamiento del equipo de propulsión, así como para la realización de la protección radiológica que constituye una de las partes más pesadas de la instalación.

El funcionamiento de un reactor de agua a presión es particularmente estable en razón de su coeficiente de temperatura negativo, un aumento en la temperatura produce una disminución de reactividad, y la capacidad de cambio rápido de régimen de un sistema de propulsión nuclear está considerado actualmente como superior a la de los sistemas de propulsión clásicos sin que sea necesario el efectuar un *bypass* de la turbina como se efectuaba en el *Savannah* para prever las posibles fuertes variaciones de presión en el circuito primario que resultan de un cierre brusco de la admisión de vapor secundario en las turbinas.

Por otro lado, en una parada imprevista del reactor, podría disminuir la capacidad de maniobra del buque, sin embargo, la radiactividad de los productos de fisión produce una potencia residual en media de alrededor de un 5% de la potencia nominal del reactor durante un minuto, y superior al 1% durante cerca de una hora después de la parada, lo que permite disponer de un cierto margen para la entrada en servicio del sistema de propulsión de emergencia y la fuente de energía eléctrica alternativa de emergencia indispensable para los equipos eléctricos de a bordo. La propulsión de emergencia puede estar asegurada por un motor eléctrico de baterías, por un motor diesel o por una turbina de vapor clásica. En el caso de un submarino en inmersión, las únicas fuentes de energía de emergencia posible son las baterías, que deben ir cargadas completamente, pero dan una baja velocidad.

Los reactores para la propulsión de submarinos deben tener, además, ciertas características especiales; estas son, los circuitos de agua de mar deben ser resistentes a las fuertes presiones externas existentes en la inmersión a grandes profundidades (40 atmósferas a 400 metros de inmersión), y la utilización militar de estos submarinos exige además, sistemas tan silenciosos como sea posible con una gran resistencia a las colisiones. Sin embargo, el gran número de reactores

nucleares instalados actualmente a bordo de submarinos ha demostrado que es posible satisfacer todas estas condiciones.

CARACTERÍSTICAS DE LOS REACTORES NAVALES PWR

Todos los reactores navales actualmente operativos son del tipo de agua a presión (PWR) [5] pero diferenciándose de los comerciales en algunos aspectos esenciales como son:

- Combustible muy enriquecido, ya que tienen que ser reactores compactos. Este hecho ha llevado a enriquecimientos en uranio 235 del orden del 97,3% en los reactores para submarinos occidentales, y del 21 o 45% para los rusos. El acceso a un combustible tan enriquecido y su coste limita de manera crucial las posibilidades de disponer de este tipo de buques en algunos países. Para los buques mercantes el enriquecimiento es por estas causas menor al 5%, esto es el enriquecimiento civil.
- El combustible es una aleación metálica uranio-zirconio, o uranio-aluminio envainado en zircaloy. En los submarinos el combustible de diseño avanzado tiene forma de placa de poco espesor para aumentar la compacidad del núcleo y aumentar la eficiencia de la transmisión de calor, así en los reactores PWR franceses el combustible está en forma de placas (tipo *Caramel*) de UO_2 y envainados en zircaloy.
- El control se realiza mediante aleaciones de hafnio o cadmio, tienen forma de cruz (cuando el combustible es en placas) o en barras, que se insertan por la parte superior del núcleo. También pueden llevar barras de absorbente consumible, porque no llevan ácido bórico en el refrigerante por seguridad, y hacer frente a los accidentes de inundación del núcleo por agua del mar. Únicamente utilizan la inyección de ácido bórico en caso de accidente.
- La vida estimada de los núcleos es mucho más larga que la de los reactores comerciales y mayor de diez años, llegándose a alcanzar a veces el tiempo de vida de funcionamiento de la propia nave, así en los SSBN *Ohio* el ciclo de quemado puede durar nueve años, en los SSN *Seawolf* 13 años, en los portaaviones *Nimitz* puede durar 13 años y los nuevos núcleos duran actualmente 20 años. Los nuevos reactores llevan una carga de combustible que dura toda la

vida del buque, esto es, 30 años para los submarinos SSN (*Rubis*, *Virginia* y *Astute*), 40 años para los SSNG, y 50 años para los portaaviones figura 2.

- La potencia nominal de los reactores es de aproximadamente 130 MWt (SSN), 200 MWt (SSBN), y 190 MWt en los rusos, que la duplican cuando llevan dos reactores. Los reactores de los submarinos ingleses son de 70 MWt (SSN) y de 130 MWt (SSBN), y los franceses son de 48 MWt (SSN) y 150 MWt (SSBN).
- Los PWR de los submarinos llevan dos circuitos primarios a 155 bar de presión, y dos generadores de vapor del tipo de tubos en *U* invertidos y son capaces de trabajar con un circuito primario fuera de uso. Los PWR de las fragatas llevaban tres circuitos primarios, y los de los portaaviones son de cuatro.
- Los IPWR de diseño integrado son mas compactos y llevan varios generadores de vapor del tipo helicoidal *once through* situados dentro de la vasija de presión junto con el núcleo, y el agua circula a una presión de 125 bar.
- El concepto ruso de diseño compacto es el PWR-Block que lleva el circuito primario, de poca longitud, con dos tubos concéntricos de diámetro mayor, mejorando la transmisión de calor y permite la circulación natural.
- Tienen un coeficiente de temperatura del moderador muy negativo porque no llevan ácido bórico en el refrigerante, y esto permite realizar cambios rápidos del nivel de potencia, es decir variaciones de velocidad del submarino, sin necesidad de mover apenas las barras de control, dado que el reactor puede seguir a la turbina. Así, si la turbina demanda más vapor para aumentar la velocidad del buque, el circuito primario se enfría, aumenta la densidad del refrigerante y aumenta la reactividad del núcleo y por tanto la potencia del reactor, que responde a la demanda de la turbina.

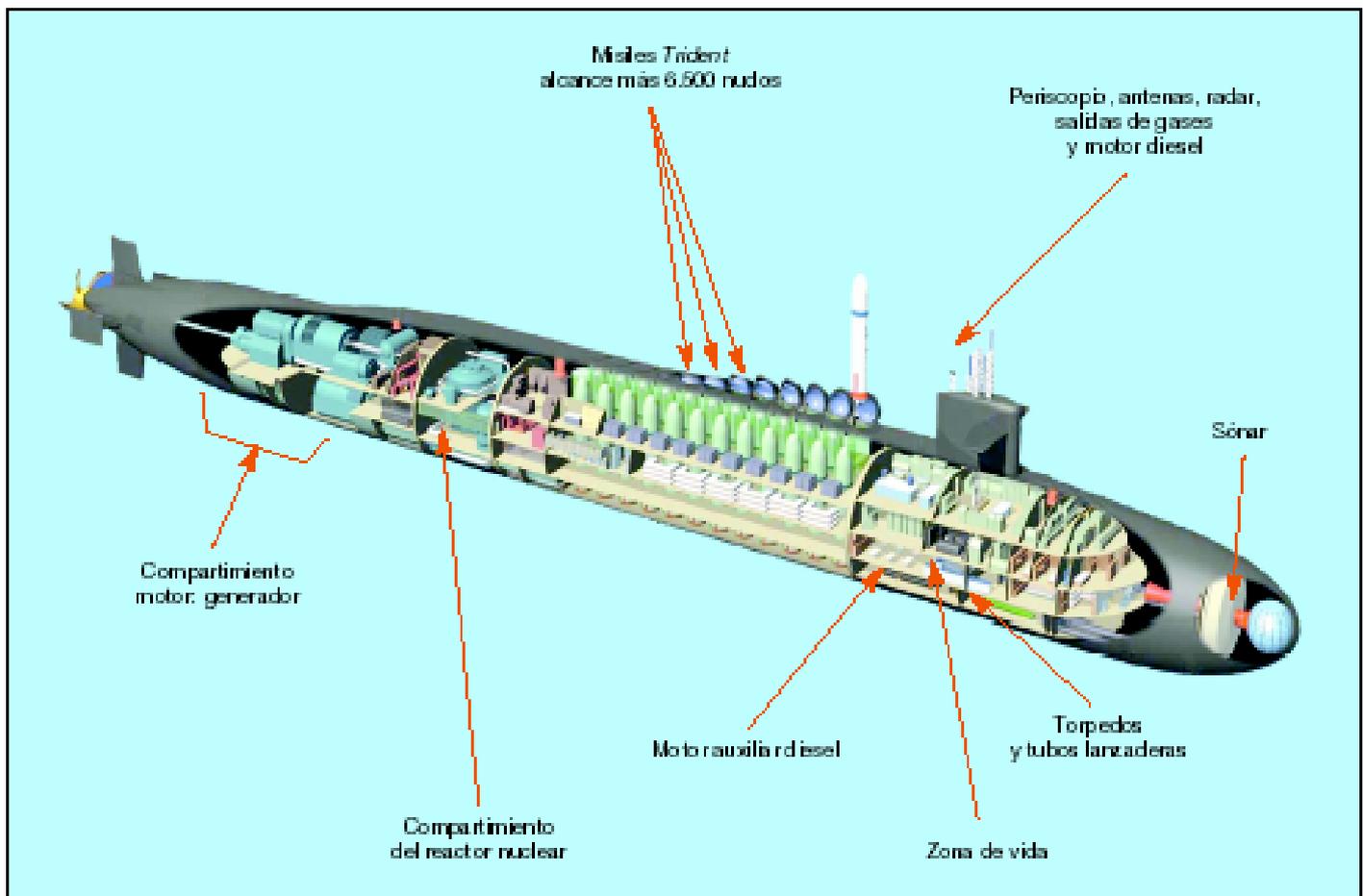


Figura 2.- Submarino balístico SSBN clase Ohio (Smithsonian-The National Museum of American History).

LA PROTECCIÓN RADIOLÓGICA EN LOS REACTORES NAVALES

A bordo de los buques, la protección radiológica contra los rayos *gamma* se realiza normalmente con plomo y acero. La protección contra los neutrones rápidos se efectúa mediante una moderación de los neutrones con materiales ligeros. La protección contra los neutrones térmicos se asegura sin dificultad mediante la protección necesaria para los rayos *gamma* y los neutrones rápidos. Los neutrones, una vez moderados, son absorbidos por todos los materiales y provocan generalmente la emisión de un rayo *gamma* de baja energía. De ahí el interés de alternar capas de materiales ligeros y pesados. Sin embargo, ciertos materiales son más eficaces que otros para la absorción de los neutrones lentos, y es usual introducir boro en forma de carburo de boro o de anhídrido bórico en las últimas capas de los materiales de protección.

Así, se coloca una protección primaria alrededor del núcleo del reactor, esto es que cubre la vasija del reactor y generalmente un blindaje térmico de acero seguido alternativamente por capas de materiales conteniendo núcleos ligeros; esto es, agua, polietileno, hormigón y capas de materiales conteniendo núcleos pesados; acero, plomo, hormigón. Tal que la fuente de radiación sea detrás de esa protección primaria de una importancia equivalente a la de las otras fuentes principales que constituyen los generadores de vapor y demás componentes.

Cubriendo el conjunto del circuito primario se coloca la protección secundaria. Esta protección secundaria es generalmente colocada rodeando el recinto de contención que está destinado a contener todos los materiales radiactivos procedentes del núcleo y del circuito primario en caso de accidente. La protección secundaria asegura entonces la protección radiológica del personal contra las radiaciones emitidas por los materiales radiactivos contenidos en el recinto de contención.

Los efluentes radiactivos líquidos y sólidos no deben ser liberados al mar; solamente los efluentes gaseosos pueden ser evacuados por un circuito especial de ventilación bajo precauciones particulares, dependiendo de la posición del buque en el momento de su liberación y de la dirección del viento. Es necesario pues, prever los medios de almacenamiento de los efluentes sólidos a bordo del buque, como son las resinas y los filtros, y sobre todo de los efluentes líquidos.

PREVENCIÓN DE ACCIDENTES

Las diferencias fundamentales de construcción y diseño entre el buque nuclear y su equivalente convencional nacen de la preocupación por impedir la diseminación de sustancias radiactivas en el caso de un accidente grave, aunque sea de causa no nuclear, como un abordaje, varada o hundimiento.

De manera que en el diseño de un buque nuclear se debe contemplar la protección frente a los accidentes propios de la navegación, como colisiones, abordaje, naufragio; a los accidentes no nucleares, como incendio, fallo en el lanzamiento de misiles, minas; y a los accidentes propios de la instalación nuclear, falta de refrigeración del núcleo, excursión de reactividad o incidentes de liberación de radiactividad.

Esto hace que, en primer lugar, las especificaciones de construcción de los buques nucleares sean iguales, como mínimo, a las más rigurosas de los buques convencionales. Así, el *American Bureau of Shipping*, en su guía de barcos nucleares, establece que el buque será capaz de permanecer a flote con una estabilidad positiva cuando se inunden dos compartimentos estancos y contiguos. Como en un buque nuclear los compartimentos de mayor tamaño son el del reactor y la cámara de máquinas, la citada regla aplicada al buque nuclear, establece una compartimentación estanca y que se deben mantener las condiciones de estabilidad cuando se inunden: la bodega situada inmediatamente a proa del compartimento del reactor, y el propio compartimento del reactor, el compartimento del reactor, y la cámara de máquinas; o la cámara de máquinas y la bodega situada inmediatamente a popa de dicha cámara.

Otro punto a tener en cuenta es que, si se considera un buque nuclear dividido de popa a proa, y se representan gráficamente las aceleraciones a que se ve sometido el reactor en función de la distancia de cada compartimento a la popa, se obtiene una curva cuyo valor mínimo se encuentra en los compartimentos situados entre el centro y la popa, y ésta es la razón de que la planta nuclear se ubique entre el centro y la popa del buque.

El accidente de origen no-nuclear más probable para un barco mercante es la colisión. Para un barco militar es necesario contar también con los accidentes provocados por minas, bombas, granadas, etc. Los dos riesgos potenciales de una colisión son el efecto del choque y el efecto de abordaje. Se puede temer que la colisión vaya acompañada de aceleraciones importantes, pudiendo provocarse la

ruptura de las componentes del equipo propulsor y la ruptura de las tuberías, la destrucción parcial de la protección biológica y del recinto de contención y la destrucción o la perturbación del funcionamiento de los equipos.

A fin de evitar que la colisión no provoque la deformación del compartimento del reactor y la destrucción de su estanqueidad, es preferible que el recinto estanco no sea colocado directamente al casco del navío y que esté lo más lejos posible de él y es útil dotar al casco de refuerzos estructurales horizontales, transversales e inferiores a modo de nido de abeja, que pueden ser resistentes a la deformación (colisión elástica) o deformables (colisión inelástica), en este caso las bulárcamas y palmejares absorben la energía de la colisión, este segundo criterio fue el adoptado en el *Savannah*.

También puede considerarse dentro de la protección pasiva del reactor, el recinto o compartimento de contención, teniendo en cuenta que su misión es más amplia que la simple protección contra abordajes, ya que, además de resistir una posible colisión, ha de conservarse dicho recinto de contención intacto y hermético, impidiendo la dispersión de materiales radiactivos en los casos de explosión o incendio, hundimiento o averías del reactor que den lugar a aumentos de presión y temperatura como las que se producirían, en el caso del denominado Accidente Máximo Verosímil (AMV), que se basa en una rotura del circuito primario.

En cuanto a la prevención contra incendios, las medidas pasivas estarían en esfuerzos adicionales en el diseño, construcción y entrenamiento de la tripulación, y las activas en los sistemas de detección y extinción, debiendo proteger especialmente el compartimento del reactor y la cámara de máquinas.

Los accidentes de origen puramente nuclear deben estar contemplados a fin de limitar sus consecuencias. Las causas de accidentes nucleares son las debidas a los aportes imprevistos de reactividad, las debidas a las pérdidas de refrigeración del núcleo y los incidentes con liberación de radiactividad.

De manera que dentro del concepto de defensa en profundidad se establecen cuatro líneas principales de defensa: la prevención y vigilancia, la protección del reactor, la salvaguardia del reactor y los procedimientos. Las funciones de los sistemas de seguridad de la instalación serán: controlar la reactividad del núcleo, evacuar el calor producido en el combustible y confinar los productos radiactivos.

El sistema de control de un reactor naval está diseñado de manera tal que es imposible el accidente de expulsión incontrolada de una barra de control, además no se utiliza el ácido bórico como absorbente neutrónico en el refrigerante para evitar el accidente de dilución de boro, sólo se utiliza el ácido bórico en el agua para el sistema de inyección de seguridad.

El reactor debe contar con un sistema de refrigeración de emergencia para evacuar el calor residual tras el disparo del reactor por incidente o accidente nuclear.

En caso de Rotura del Circuito Primario (LOCA), los diseños integrados presentan una mayor seguridad, pues sólo requieren un subsistema de inyección de alta presión (HPIS) para la refrigeración de emergencia.

El recinto de contención debe resistir la alta presión del AMV y por tanto, es necesario reforzar el armazón del navío para soportarla.

DESMANTELAMIENTO DE SUBMARINOS NUCLEARES

También debe contemplarse la desclasificación de los buques cuando terminen su vida útil, de unos 30 años, siguiendo las siguientes etapas: descarga del combustible y condición de parada fría de larga duración, acondicionar y separar la instalación nuclear, desmantelamiento de la instalación según las características de cada componente, esta última etapa puede durar varios años. Así en el Centro de Hanford en Estados Unidos se encuentran alguno de los reactores desmantelados de los submarinos, en donde se almacena y entierra el compartimento del reactor que es clasificado como residuo de baja actividad, mientras el combustible quemado es almacenado cerca de Idaho Falls.

En los astilleros de Puget Sound Naval en el estado de Washington se realiza el desmantelamiento de los submarinos americanos. Desde los años 1986 a 2000 se han desmantelado unos 131 submarinos.

Estados Unidos va a ayudar económicamente a Rusia a desmantelar los 180 submarinos que tienen fuera de uso, de los cuales 98 tienen aún el combustible en su interior.

ACCIDENTES OCURRIDOS EN SUBMARINOS Y BUQUES NUCLEARES

SUBMARINOS HUNDIDOS

De Estados Unidos:

- El SSN 593 *Thresher* (clase *Permit*) perdido en abril 1963 con un reactor nuclear. Durante periodo de pruebas de mar. Posible fallo de un circuito de agua de mar, impidiendo su subida a superficie. Está hundido a 2.600 metros en Terranova a 160 kilómetros al sur del cabo Cod (129 muertos). Accidente de navegación.
- El SSN 589 *Scorpion* (clase *Skipjack*) perdido en mayo 1968 a 650 kilómetros al sur de las Azores con un reactor nuclear. La causa fue posiblemente el fallo de un torpedo. Está hundido a 3.600 metros (99 muertos). Baja radiactividad en los sedimentos. El compartimento del reactor mantuvo su integridad. Accidente militar.

De la antigua Unión Soviética:

- El SSN K27 (clase *November*) en mayo de 1968 sufre un fallo de refrigeración el reactor y mueren nueve marinos por la radiación. En el año 1981 se hundió en el mar de Kara a 18 metros de profundidad. Accidente nuclear (LOCA).
- El SSN K8 (clase *November*) se hunde en abril 1970 en el golfo de Vizcaya a 4.680 metros causado por un incendio en el sistema de propulsión (52 muertos). Accidente por incendio.
- Un SSN (clase *Alfa*) a finales del año 1970 sufre la fusión accidental de su reactor. Se cortó en secciones y se hundió en el mar de Kara. Accidente nuclear.
- El SSBN K219 (clase *Yankee I*) se hundió en octubre 1986 en el Atlántico al norte de las islas Bermudas a 5.000 metros debido a la explosión de un misil. (cuatro muertos). Accidente militar.
- El SSN K278 (clase *Mike*) *Komsomolets* hundido en abril 1989 en el mar de Barents al sur de la isla Bear a 1.685 metros debido a un incendio en el lubricante del reductor y explosión. Parece que se mantuvo la integridad del reactor (42 muertos). Accidente por incendio.
- El SSGN K141 (clase *Oscar II*) *Kursk* sufrió dos explosiones provocadas por sus torpedos en agosto del 2000, y se hundió a 107 metros de profundidad al sur del mar de Barents. La nave fue rescatada en octubre de 2001 (118 muertos). Accidente militar.
- El SSN K-159 se hundió en el mar de Barents a 240 metros, cuando era remodelado para ser desmantelado (nueve muertos). Accidente de navegación.

De China:

- Un SSN (clase *Han*) en junio de 1983 colisionó con un SSGN ruso (clase *Victor III*), y se hundió a 1.000 metros (70 muertos). Accidente de navegación.

SUBMARINOS Y BUQUES NUCLEARES ACCIDENTADOS

De Estados Unidos: cinco submarinos (tres por accidente de navegación, uno accidente nuclear).

De la antigua Unión Soviética: 26 submarinos (13 accidente nuclear, cinco accidente por incendio, cinco accidente de navegación).

De Inglaterra: El SSN *Tireless* (clase *Trafalgar*) en mayo de 2000. Tuvo una fuga de refrigerante primario cerca de Sicilia y arrancó la refrigeración de emergencia. Atracó en Gibraltar para ser reparado. Accidente nuclear (LOCA).

Los accidentes producidos sobre todo en la marina soviética de la flota del mar del Norte, han sido en gran parte debidos a la inadecuada calidad de los materiales, al reducido mantenimiento y a la escasa formación técnica de los técnicos y operadores.

La zona del archipiélago de Nueva Zembla entre el mar de Kara y el mar de Barents, es donde se encuentran hundidos algunos de los submarinos rusos accidentados, o el compartimento del reactor nuclear de otros submarinos, en alguno de ellos incluso con el combustible nuclear dentro.

Energía nuclear en el espacio

La energía nuclear se emplea en el espacio para producir energía eléctrica de uso en las naves espaciales, producida mediante el aprovechamiento del calor de desintegración de ciertos radioisótopos estos son los RTG y como energía de propulsión mediante el uso de reactores nucleares de fisión.

Las misiones con energía nuclear lanzadas hasta ahora por Estados Unidos comenzaron en el año 1961 con la serie de sistemas de energía espacial SNAP, que fueron recibiendo la nomenclatura de un número par o impar, según llevasen un reactor nuclear a bordo o una fuente RTG, respectivamente. En realidad el único reactor nuclear lanzado al espacio por Estados Unidos fue el SNAP-10A, que en 1965 alcanzó su órbita con éxito, y luego fue parado después de haberse realizado su prueba en vuelo.

De los lanzados con RTG por Estados Unidos algunos se encuentran actualmente fuera de uso y están situados en la órbita de algún planeta, y otros se encuentran todavía en uso y en órbita terrestre como son algunos satélites de navegación o de comunicaciones. Algunos de ellos en un pequeño número han tenido algún incidente o ha sido abortada su misión. Uno de ellos el SNAP-27 que iba a bordo del *Apollo 13*, reentró en la atmósfera y se recuperó en el océano Pacífico.

Las últimas misiones de Estados Unidos con generadores de radioisótopos a bordo tienen como objetivo las exploraciones orbitales, así la misión *Galileo* se lanzó en 1989 al sistema solar externo para explorar la Luna y Júpiter, y en el año 1990 se lanzó la misión *Ulysses* de cinco años de duración, en la que participa la Agencia Espacial Europea, y consta de una sonda solar. En el año 1996 se lanzó la misión *Craf*, cuyo objetivo dentro del sistema solar interno era la órbita de un cuerpo primitivo o cometa, y en 1997 se lanzó *Cassini* al sistema solar externo, cuyo objetivo es Saturno y su satélite Titán, que se alcanzó en el año 2004, en esta misión también participa la Agencia Espacial Europea, y en el año 2001 se lanzaron algunas misiones con sondas solares con 14 años de duración.

De los sistemas lanzados por la antigua Unión Soviética podemos citar los satélites *Cosmos* y *Rorsat*, seis de ellos llevaban generadores de radioisótopos a bordo, y 30 llevaban reactores nucleares del tipo *Romashka* con conversión termoeléctrica y que fueron lanzados en la década de los sesenta, y del tipo *Topaz* con conversión termoiónica que fueron lanzados en la década de los años setenta. Precisamente hay un acuerdo con Estados Unidos para utilización de algunas de las componentes del *Topaz* en el país americano. Los *Cosmos* han tenido algunos incidentes, siendo los más relevantes los que afectaron al *Cosmos-954* que reentró en la atmósfera terrestre en el año 1978, cayendo en Canadá y que llevaba a bordo un reactor del tipo *Romashka* con 49 kilogramos de uranio 235, que se dispersaron en pequeñas partículas, habiéndose recuperado en parte, y el *Cosmos-1402* que reentró en la atmósfera terrestre en el año 1983 y cayó en el Pacífico Sur con 45 kilogramos de uranio 235 a bordo.

Actualmente la Iniciativa Prometheus lanzada por el presidente Bush en el año 2003, pretende llegar a Marte en una misión tripulada, y establecer bases permanentes en la Luna, que en el año 2024 estará completada usando reactores nucleares para la propulsión espacial.

También la Administración Nacional de Aeronáutica y del Espacio (NASA) anunció en 2002 el proyecto JIMO (*Jupiter Icy Moon Orbita*) propulsado por un reactor, y adjudicó el contrato a la Northrop-Grumman, para explorar las lunas de Júpiter (2009), y el reactor SAFE-400 (*Safe Affordable Fission Engine*) para propulsión eléctrica.

Ya el 20 de julio de 1989, coincidiendo con el vigésimo aniversario de la llegada del *Apollo XI* a la Luna, el presidente Bush (padre) anunció la SEI (*Space Exploration Initiative*), cuyo primer objetivo era volver a la Luna y establecer allí bases permanentes, y el segundo objetivo era realizar un vuelo tripulado a Marte, con la idea de ampliar la presencia humana en el sistema solar.

La energía nuclear se ha venido utilizando desde hace más de cuarenta años en el espacio como fuente de energía compacta, y lo que se pretendía con la SEI era utilizarla además de cómo fuente de energía eléctrica, como fuente de energía de propulsión, de igual manera que se ha venido utilizando también para la propulsión naval de barcos y submarinos, para hacer posible estos vuelos tripulados en un tiempo de vuelo aceptable para la tripulación.

El presupuesto que se había asignado a la SEI en el año 1992, era de 13.000 millones de dólares, presupuesto que ha sido reducido en los últimos años, hasta que en el año 2003 con la Iniciativa Prometheus ha sido relanzada, y se vuelve a considerar la tecnología desarrollada para la SEI.

Así se comenzó en 1989 con la formación de un grupo de síntesis encabezado por el general Thomas Stafford, cuyos componentes procedían de la NASA y de la Nacional Space Council y que en junio de 1991 emitió un informe donde se recogían las tecnologías factibles para producir propulsión nuclear, dentro de los dos conceptos de Propulsión Nuclear Térmica (NTP) y Propulsión Nuclear Eléctrica (NEP).

La coordinación de estas iniciativas es realizada por el Centro de Investigación Lewis de la NASA y el apoyo económico se obtiene de los presupuestos del Departamento de Defensa, del Departamento de Energía y de la NASA americanas y el trabajo técnico se ha desglosado en cinco grandes paneles, que agrupan los siguientes temas: análisis de las misiones y la energía necesaria para realizarlas, análisis de la seguridad de los sistemas dentro de los criterios ALARA (véase el

capítulo «La seguridad nuclear», p. 00), instalaciones de prueba, investigaciones sobre materiales y combustibles nucleares de alta temperatura y por último los sistemas de propulsión nuclear térmica y propulsión nuclear eléctrica. Las fases a cubrir son por orden de realización las siguientes: selección de las alternativas óptimas, prueba en tierra, prueba en vuelo, vuelo tripulado a la Luna en el año 2014 y bases permanentes en la Luna para el año 2024, y por último vuelo a Marte.

CARACTERÍSTICAS DE LOS SISTEMAS DE ENERGÍA NUCLEAR ESPACIALES

Los tipos de fuente de energía disponible son: energía química producida por la reacción hidrógeno-oxígeno, energía solar fotovoltaica, y energía nuclear con la energía de desintegración de radioisótopos, o con reactores nucleares. Cada una de estas fuentes de energía tiene unas determinadas prestaciones de potencia eléctrica y de duración, encontrando que la de radioisótopos es adecuada para bajas potencias eléctricas hasta del orden de un kWe y para una duración de varios años, los reactores nucleares son la única fuente de energía que puede dar una potencia eléctrica del orden de los MWe durante un año o más. Teniendo en cuenta además que la energía solar sólo es factible para misiones próximas al Sol, ya que se debería aumentar en exceso la superficie de los paneles receptores de radiación solar.

Las ventajas de la propulsión nuclear son las de reducir la masa de combustible a transportar por la nave espacial, lo cual supone una mayor potencia específica, reducir los tiempos de vuelo, y mayor flexibilidad para permanecer el tiempo deseado en el destino, al no tener problemas de abastecimiento de combustible durante un tiempo mayor que si fuera con combustible convencional. Así se estima que el vuelo a la luna dure tres días para cada trayecto Tierra-Luna, para ir a Marte se necesitan 80 días de ida, 160 días de vuelta y unos 30 días de estancia en Marte para la realización de experimentos, esto viene a suponer menos de un año de duración total; sin embargo para ir a Júpiter, Urano y Plutón se emplearán de siete a ocho años.

La utilización de la energía nuclear en el espacio tiene tres grandes aplicaciones: producción de energía eléctrica para abastecer a los equipos de las naves espaciales, producción de energía térmica, esto es la utilización directa del calor producido para calefacción o refrigeración, y producción de energía de propulsión para el transporte de las naves espaciales tripuladas en viajes de larga duración.

Los escenarios de las misiones civiles se pueden agrupar en: misiones al sistema solar externo, que cubre desde los planetas Júpiter a Neptuno; al sistema solar interno, que cubre desde Mercurio a Marte, y por último las misiones en órbitas terrestres *Leo* y *Heo*. Actualmente ya han sido realizados vuelos de reconocimiento a todos los planetas; también se han realizado vuelos de exploración alimentados con fuentes de energía nuclear a Júpiter y Saturno del sistema solar externo.

En agosto de 2006 la Unión Astronómica Internacional recalificó a Plutón como un planeta enano. Estando el nuevo orden cósmico formado por ocho planetas, estos son los que giran alrededor del sol y que tienen una masa suficiente y por tanto su propia fuerza de gravedad, para mantener su órbita y atmósfera, quedando excluido Plutón de esa categoría.

La potencia requerida para las misiones próximas a la Tierra con funciones de radar, información meteorológica o vigilancia es de 10 a 100 kWe, para exploración y ciencia planetaria se requiere de 0,1 a 1 MWe, para plataformas orbitales en las órbitas *Heo* de 0,5 a 1 MWe, para las bases en la Luna y Marte de 1 a 10 MWe, y para los vuelos tripulados se requieren de 10 a 100 MWe.

Haciendo una primera clasificación [1] de los sistemas de energía nuclear para aplicaciones espaciales, en primer lugar nos encontramos la debida al tipo de fuente de calor, que puede ser originada por la desintegración radiactiva en los RTG, o por las fisiones nucleares en un reactor nuclear. En cuanto al sistema de conversión de energía utilizada, puede ser de conversión estática o conversión dinámica; los sistemas de conversión estática pueden ser termoeléctricos o termoiónicos, y los de conversión dinámica pueden utilizar un conjunto turbina-generador con ciclo *Brayton* o *Rankine*, o un generador de ciclo *Stirling*. La combinación de una fuente de calor con alguno de los conceptos de conversión de energía mencionados, es lo que nos dará un cierto sistema (cuadro 5). Teniendo en cuenta además que cada una de estas combinaciones dará una prestación de potencia eléctrica y una cierta eficiencia de conversión térmica, según el objetivo deseado se seleccionará el sistema adecuado.

El combustible apto para los generadores de radioisótopos se caracteriza por el periodo de semidesintegración, la densidad de potencia debida a la emisión de partículas radiactivas, el coste y sus propiedades físicas. Después de haber hecho una selección de entre los 1.300 radioisótopos existentes, nos quedamos con ocho

posibles radioisótopos que cumplen los requerimientos del combustible: de ellos los más adecuados son el polonio 210, que tiene un periodo de semidesintegración de 138,4 días y una densidad de potencia de 140 W/gr. y el plutonio 238 que tiene un periodo de semidesintegración de 89 años, y una densidad de potencia de 0,5 W/gramo. Periodo de semidesintegración es el tiempo que tarda en reducirse la cantidad inicial del radioisótopo a la mitad.

Cuadro 5.- Clasificación de los sistemas de energía nuclear para el espacio.

Tipo de sistema	Potencia eléctrica	Conversión de potencia	Rendimiento (porcentaje)
Generador de Radioisótopos (RTG)	< 500 We	Estática: Termoeléctrica	4-8
Generador de Radioisótopos (DIPS)	< 500 We-10 kWe	Dinámica: Brayton Rankine orgánico	25 23
Reactor nuclear: núcleo sólido	10 kWe-100 kWe órbita terrestre 10 kWe-1000 kWe sonda planetaria	Estática: Termoeléctrica (100kWe) Termoiónica In-Core Ex-Core Dinámica: Brayton Rankine Stirling	4-8 4-8 9-15 16-18 23 28
Reactor nuclear: núcleo sólido	1 MWe-10 MWe misión a la Luna carga a Marte	Dinámica: Brayton Rankine Stirling	16-18 23 28
Reactor nuclear: núcleo sólido núcleo líquido	10 MWe-100 MWe misiones pilota- das	Dinámica: Brayton abierto Ranking MHD	16-18 28

El polonio 210 es el combustible utilizado por la antigua Unión Soviética y el plutonio 238 es el utilizado por Estados Unidos, en forma de metal u óxido. El plutonio 238 es un radioisótopo artificial y es obtenido mediante captura radiactiva por el neptunio 237 en un reactor nuclear, y su cadena de desintegración presenta varias desintegraciones *alfa* y *beta*, acabando en el plomo 206 que es estable.

El reactor nuclear para aplicación espacial debe ser compacto en peso y volumen, lo cual supone la utilización de un combustible muy enriquecido, (93%), de manera que para una determinada densidad de potencia al ser menor el flujo térmico que en el

caso de combustible poco enriquecido, se reduce la formación de plutonio 239, y el blindaje que es un elemento limitativo por su peso y volumen, en un diseño compacto. Una alta relación de flujo rápido a flujo térmico reduce el pico del xenón que aparece después de la parada del reactor, necesario en una fuente de energía de propulsión que no puede estar limitada en el tiempo para comenzar el próximo ciclo de operación.

La liberación del calor residual se realiza por placas de radiación cuyo rendimiento termodinámico es proporcional a la cuarta potencia de su temperatura, esto implica unas condiciones de funcionamiento de alta temperatura. El refrigerante del reactor, debe ser por tanto de alta conductividad, por ello se utiliza un metal líquido que puede ser NaK, un gas como el helio con xenón, o hidrógeno líquido.

El fluido del circuito secundario debe ser también de alta conductividad, como potasio o mercurio, el sistema de control debe ser compacto y consta de unos tambores giratorios de carburo de boro que van situados en el reflector del reactor. El reflector del reactor utilizado suele ser de berilio en bloques, que pueden ser desplazados para modificar el poder reflector, y el blindaje se realiza mediante hidruro de litio para los neutrones, y wolframio para los fotones.

Los requerimientos de seguridad de estos reactores implican que, el combustible debe ser de alta retención de productos de fisión para que se reduzca la posibilidad de emisión de estos productos a la atmósfera en caso de accidente, deben tener un coeficiente negativo de potencia, y el combustible debe resistir altos grados de quemado.

En cuanto a las características de diseño de los sistemas de conversión de energía estáticos utilizados, el convertidor termoeléctrico está formado por un termopar de telurios, o de germanio-silicio, que se calienta por un extremo y se refrigera por el otro, produciéndose una corriente eléctrica. Un ejemplo de convertidor termoeléctrico es el utilizado en los generadores térmicos de radioisótopos, donde el combustible es óxido de plutonio 238 que está situado en el centro de un cilindro, que va rodeando por su superficie externa con toda una serie de termopares de germanio-silicio. Cuando se aplica la conversión termoeléctrica para una fuente de calor de reactor nuclear se precisa un circuito de refrigeración que transfiera el calor generado en el reactor hasta el sistema convertidor termoeléctrico. El otro sistema de conversión de energía estático es el termoiónico, que está basado en la

utilización de un par de materiales emisor-colector, el emisor es un material que es calentado por la fuente de calor y al calentarse emite electrones que son recogidos por el colector que es refrigerado, generándose entre ambos materiales una corriente eléctrica. Como material emisor se utiliza el wolframio o el molibdeno, y como material colector el niobio o el molibdeno.

Cuando se utiliza conversión dinámica, por ejemplo con un ciclo Rankine, es necesario un intercambiador de calor, a donde mediante un circuito primario que puede contener una aleación de sodio-potasio se transfiera el calor generado en el reactor. Mediante un segundo circuito de mercurio, se transporta el calor desde el intercambiador de calor a la turbina, y por último un tercer circuito con una aleación de sodio-potasio que lleva el calor extraído del condensador a la superficie de radiación. Estos tres circuitos actúan mediante bombas electromagnéticas, ya que se trata de circuitos de refrigeración, por donde circulan metales. Este sistema de refrigeración por convección forzada es necesario en los escenarios con microgravedad de los viajes espaciales.

Mencionando algunas características particulares del diseño de un reactor nuclear en el espacio tenemos que hacer especial mención al blindaje ya que es un componente importante en peso y volumen. Su diseño puede tener distintas formas, puede rodear todo el núcleo, puede ser semiesférico y rodear la mitad del núcleo, o puede ser exclusivamente de sombra, siendo este último el diseño más utilizado. Este es el que únicamente lleva materiales de blindaje entre el reactor y la nave espacial donde viajará la tripulación. La superficie de radiación es la componente más visible de una nave espacial, y está formada por un compuesto de carbono, que puede tener distintas formas, cilíndrica, cónica, o plana. La forma cilíndrica o cónica es la más adecuada cuando se utiliza un reactor nuclear, dada la forma que presenta el propio reactor.

SISTEMAS DE PROPULSIÓN NUCLEAR ESPACIAL EN DESARROLLO

Las prestaciones de un cohete espacial con propulsión nuclear son mejores que las de un cohete químico basado en la combustión hidrógeno-oxígeno, dado que la velocidad de exhaustación es directamente proporcional a la raíz del peso molecular del propelente. Un cohete nuclear con propelente hidrógeno líquido, cuyo peso molecular (2) es menor que el peso molecular en el caso del cohete químico de H_2O (18), y teniendo en cuenta que las temperaturas que se alcanzan son mayores,

produce una velocidad de exhaustación mayor. Esto supone que para el mismo empuje, el cohete nuclear adquiere un mayor impulso específico, ya que es proporcional a la velocidad de exhaustación, aunque requiera un sistema de mayor potencia. La utilización de un reactor nuclear para propulsión espacial, presenta dos opciones tecnológicas posibles, la Propulsión Nuclear Térmica (NTP) y la Propulsión Nuclear Eléctrica (NEP), que a continuación se describirán de forma resumida.

La NTP más sencilla tecnológicamente que la NEP consiste en que, el propio refrigerante del reactor (hidrógeno líquido) después de pasar por el reactor, se exhausta en la tobera, y por tanto precisa únicamente de un tanque de almacenamiento del hidrógeno en forma líquida, que se exhausta en forma gaseosa en la tobera después de haber refrigerado el núcleo del reactor. La NEP es más compleja, y su tecnología requiere más componentes, así consta de un reactor nuclear y de un sistema de conversión a energía eléctrica, esta energía eléctrica es utilizada para acelerar un plasma iónico que actúa como propelente (argón), y que es acelerado entre un par de rejillas cargadas eléctricamente.

La NTP nos da una mayor potencia, ciclos de operación cortos, mayor consumo de propelente por unidad de tiempo, y mayor empuje, además es más eficiente y está más desarrollada en la actualidad y es la adecuada para salir de la proximidad de un planeta. Por otro lado, la NEP nos da una mayor energía a base de ciclos de operación largos, mayor impulso específico y mayor aceleración, sin embargo es adecuada para tránsito entre órbitas de distintos planetas en ambientes de microgravedad.

Las combinaciones tecnológicas posibles son: híbrida (eléctrica-térmica), utilizando la NTP para salir de la proximidad de un planeta y la NEP para el tránsito entre planetas; y misiones divididas, primeramente una misión de carga con propulsión eléctrica para llevar los equipos, y el propelente necesario para la vuelta, y otra misión con propulsión térmica para transportar a la tripulación. El objetivo que se plantea es el desarrollo de una tecnología NTP y otra NEP, que solas o en combinación con otras tecnologías permitan llegar a Marte en un tiempo de vuelo razonable.

De los combustibles aptos para su uso en un reactor nuclear espacial, hay que seleccionar materiales que admitan alto grado de quemado y alta temperatura, del orden de los 2.700 °K (grados Kelvin) a los 3.100 °K, así los materiales combustibles

posibles son compuestos con carbono: combustible prismático compuesto mezcla de carburo de uranio y carburo de zirconio, combustible de partículas mezcla de carburos, o combustible refractario tipo cermet, formado por una mezcla de UO_2 y wolframio.

De los conceptos o tecnologías posibles para NTP, actualmente podemos mencionar que existen 11 conceptos posibles, de ellos podemos destacar tres, como los que se encuentran más desarrollados en la actualidad, estos son el *Nerva* avanzado que está basado en el concepto *Nerva* ya desarrollado en el año 1964 por Estados Unidos dentro del Programa Rover que utiliza un combustible mezcla de carburo de uranio y carburo de zirconio disperso en una matriz de grafito, y que es el concepto que está desarrollando Westinghouse, el cermet que utiliza el combustible cerámico y que está siendo desarrollado por General Electric, y en tercer lugar el reactor con combustible de partículas, que utiliza carburo de uranio recubierto por una capa fina de carburo de zirconio, y que está siendo desarrollado por el Laboratorio Nacional de Brookhaven.

Como hemos dicho el reactor *Nerva* refrigerado por hidrógeno líquido ya fue desarrollado en la década de los años sesenta, y se realizó una prueba en tierra en el emplazamiento de pruebas nucleares en el desierto de Nevada, durante cinco minutos y produciendo una potencia de 1.100 MWt.

Dentro de los conceptos posibles para la NEP se manejan 15 opciones posibles, que se agrupan en: reactores refrigerados por metal líquido, refrigerados por gas, termoiónico incore, termoiónico excore, y núcleo de vapor. De ellos el que tiene más posibilidades para estar disponible es el que se encuentra más desarrollado en la actualidad, el SP-100, que es refrigerado por metal líquido (litio), y es un reactor rápido cuyo combustible son barras cerámicas de nitruro de uranio enriquecidas al 89%, su conversión de potencia es realizada con un ciclo Rankine de potasio y está siendo desarrollado por General Electric.

Los sistemas que utilizan NEP son más complejos que los NTP, y por tanto van a requerir más etapas en su desarrollo, teniendo en cuenta además que de ellos aún no se ha realizado ninguna prueba en tierra, mientras que del de propulsión nuclear térmica existe ya el precedente de la prueba con el reactor tipo *Nerva*, que se ha mencionado anteriormente. Los sistemas de que consta un sistema de NEP son: el propio reactor, el blindaje, el sistema de transporte de calor, el sistema de

conversión de potencia y el sistema de liberación de calor. Cada uno de ellos con sus propios subsistemas que habrá que probar y comprobar si dan las prestaciones y características deseadas, mediante unas instalaciones de prueba en tierra, en primer lugar de forma independiente y por último de manera acoplada.

Los conceptos actualmente en desarrollo son el reactor para el proyecto JIMO. El reactor *Safe-400* para producir 400 kWt y usar un Sistema NEP para propulsión, y el *Homer-15* para producir 15 kWt para un robot sobre la superficie de Marte, que son todos ellos, reactores rápidos refrigerados por sodio con combustible de nitruro de uranio de alto enriquecimiento 97% y conversión dinámica Brayton a energía eléctrica para propulsión durante diez años.

En cuanto a la seguridad nuclear de las misiones se puede decir que después del accidente del *Cosmos* en el año 1978, y tras 13 años de negociaciones se acordaron unos principios de seguridad para el uso de la energía nuclear en el espacio, que se recogen en la resolución 47/68 de Naciones Unidas emitida el 14 de diciembre de 1992, en donde se establece que, la dosis al público en operación normal debe estar cubierta dentro del objetivo de dosis máxima marcado por la Comisión Internacional sobre Protección Radiológica, y en caso de accidente la dosis debe ser menor de un mSv/año (miliSievert/año). Para la dosis a la tripulación, la dosis total al cuerpo máxima permitida será de 500 mSv/año, de los cuales 50 mSv/año serán procedentes de las fuentes de radiación a bordo, dejando el resto para la dosis procedente de la radiación cósmica ambiental.

Distinguiendo entre RTG o reactor nuclear, a las misiones con RTG se les permite entrar en operación al salir de la tierra, o en órbita terrestre, pero su almacenamiento debe realizarse en una «órbita profunda» con mínimo riesgo de choque con otras misiones, no debe producirse dispersión de material radiactivo en caso de impacto terrestre, y se deben reducir las misiones con energía nuclear a las necesarias y que tengan como objetivo el beneficio común de los estados miembros, además se establecen unas obligaciones en caso de accidente como son, información a los países afectados, asistencia técnica mutua y unas condiciones de responsabilidad.

Para las misiones con reactor nuclear a bordo los requerimientos son más estrictos, así se establece que el reactor se haga crítico cuando se encuentre ya en órbita, de manera que si hay un fallo en el lanzamiento al no haber productos de fisión no exista riesgo de contaminación radiactiva, la altitud mínima de la órbita denominada

“suficientemente segura” para la operación del reactor es de 50 kilómetros, el combustible utilizado debe ser de alta retención de productos de fisión y por tanto de alto enriquecimiento para reducir la irradiación neutrónica y la formación de plutonio 239, el reactor debe mantenerse subcrítico e intacto en caso de reentrada accidental en la atmósfera, de impacto terrestre, o de sumersión en agua, debe conservar su integridad en caso de choque con meteoritos, la refrigeración debe ser adecuada en condiciones accidentales, y debe quedarse parado en una órbita profunda de unos 300 años de recorrido, para que decaiga su actividad por debajo de la de los actínidos.

Por último se pueden hacer algunas consideraciones generales en torno al futuro de las misiones espaciales, dado que actualmente Rusia y Estados Unidos son socios en lugar de competidores en la carrera espacial, y que hay una reducción del presupuesto por países para los programas espaciales, nos encontramos ante una cooperación internacional entre los países involucrados, estos son Estados Unidos, Rusia, Japón, Canadá y Europa, esta última a través de la Agencia Espacial Europea, además se desea mantener un equilibrio presupuestario entre los vuelos tripulados, y no tripulados, teniendo en cuenta que los tripulados son bastante más costosos y hay un cambio general de la idea de “prestigio” de este tipo de misiones espaciales, por la de la “utilidad” que supone cada misión en particular, considerando que siempre se debe apoyar la defensa del medio ambiente, y no dañar por tanto el medio ambiente espacial.

Asuntos estratégicos para seguridad y defensa

España no dispone de ningún buque o submarino con propulsión nuclear, pero si los tienen dos países de la OTAN, estos son Inglaterra y Francia. En ocasiones navegan y atracan cerca de nuestras costas los ingleses y americanos, y por tanto se debe disponer de los conocimientos básicos sobre la tecnología de estas instalaciones, en relación con ello se recuerdan los casos de los submarinos ingleses *Tireless* y *Sceptre* que fueron reparados en Gibraltar, a donde llegaron tras sendas averías.

Son asuntos de interés estratégico en cuanto a los submarinos y portaaviones para la seguridad y defensa los siguientes:

- Utilizan diseños avanzados y con información clasificada para su reactor nuclear de fisión.

- Utilizan combustible muy enriquecido en uranio 235 (97,3%), muy costoso y sólo disponible en los países que son potencias nucleares militares. Además es combustible proliferante, con posible derivación a fabricación de armamento nuclear.
- Su mantenimiento y reparación sólo es posible en puertos preparados para ello.
- El armamento nuclear se encuentra fundamentalmente a bordo de los submarinos balísticos SSBN, que están continuamente de patrulla por los océanos.
- Su desmantelamiento debe realizarse correctamente (Estados Unidos), y no abandonarlos sin seguridad (algunos rusos).
- Existen submarinos accidentados hundidos difíciles de recuperar (dos de Estados Unidos, siete de Rusia).

España no dispone de RTG, pero forma parte de la Agencia Espacial Europea que los puede emplear, para alimentar eléctricamente a los equipos a bordo de las naves o satélites espaciales que pone en órbita.

Son asuntos de interés estratégico para la seguridad y defensa en cuanto a la energía nuclear en el espacio los siguientes:

- Los reactores nucleares utilizan diseños con materiales avanzados de muy alta temperatura y de muy eficiente transmisión del calor.
- Los reactores utilizan combustible muy enriquecido en uranio 235 (97%). Por tanto es combustible proliferante.
- A los países que disponen de esta tecnología les da gran capacidad de vigilancia militar.
- Existe el riesgo de reentrada en la atmósfera de material radiactivo en misiones con RTG accidentadas en su despegue.
- Posible derivación del material combustible radiactivo para otras aplicaciones (recordar el caso del polonio 210 ruso).

Referencias

1. A. Angelo Jr. & D. Buden, "*Space Nuclear Power*". Orbit Series (1985).
2. T. Clancy, "*Submarine, a guide tour inside a nuclear warship*" Berkeley Books. 1993.
3. Cols Bleus, "*Le propulsion Navale Nucleaire*". Paris 1990.
4. H.F. Crouch, "*Nuclear Ship Propulsion*". Cornell Maritime Press. 1960.
5. J. de Ladouchamps y J.J. Verdeau, "*Reacteurs Nucleaires a Eau Pressurisée*" Masson & Cie. 1972.

6. Meisner, "*US Nuclear Submarines*". Concord (1990)
7. D. Miller, "*Submarines of the World*". Crown Publishing Group, Inc. (1990).
8. A. Radkowsky, "*Naval Reactors Physics Handbook*". USAEC (1960).
9. Sampson Low, "*Jane's fighting ships*".

Normativa

Provisional Rules for the Classification of Nuclear Ships. Part 7, Chapter 1. Rules and Regulations for the Classification of Ships. Lloyd's Register of shipping.

Código de seguridad para buques mercantes nucleares. Resolución A.491 (XII). Organización Marítima Internacional. 1981.

International Convention for the Safety of Life at Sea (SOLAS). Edición refundida 1997. Capítulo VIII: Buques nucleares.

Rules for classification of Nuclear Ships. American Bureau of Shipping.

Conditions techniques generales concernant les navires nucleaires. Bureau Veritas.

Safety considerations in the use of Ports and Approaches by nuclear merchant ships. Safety Series no. 27, IAEA (1979).

La fusión nuclear

Por JOSÉ MANUEL PERLADO MARTÍN

Resumen

La fusión nuclear se ofrece en este momento como una alternativa a medio plazo (entendiendo por tal mediados de este siglo XXI) realista y válida para la generación masiva de energía. Además, La fusión nuclear se propone como una opción clara de disponer de una fuente de energía inagotable, limpia y segura. La *forma* secundaria/final/útil de dicha fuente de energía es la energía eléctrica. La inagotabilidad del combustible necesario (isótopos de hidrógeno) y la gran dispersión geográfica de su fuente (agua del mar), su elevadísima densidad de energía (la más alta entre todas las fuentes conocidas), su seguridad intrínseca, y la baja magnitud de los residuos radiactivos de corta vida generados la sitúan en primer plano dentro de las opciones para resolver el problema de generación de energía a nivel mundial respetando todos los condicionantes ecológicos. Su actual aspecto “negativo/condicionante” es la complejidad de sus sistemas tecnológicos que precisan de una mayor investigación y desarrollo.

La fusión nuclear se encuentra en fase de demostración de su viabilidad tecnológica, asumida ya su viabilidad científica. En ese camino queda aún una distancia *no corta* por recorrer para demostrar los sistemas tecnológicos de una planta de potencia. Eso podría situar a las opciones por las que se consigue el calentamiento necesario de la materia para lograr las reacciones de fusión nuclear y el confinamiento suficiente de la misma (magnética e inercial), en una fase de reactor real en los años 2050. La sociedad ha abordado la investigación en fusión nuclear de una manera coordinada, modélica y única internacionalmente como pocos macroproyectos se conocen, y con una gran cantidad de recursos, que se concretan en instalaciones (de miles de millones de euros) como ITER, NIF, LMJ, ya en construcción. Su logro conseguiría resolver la generación de energía eléctrica en un esquema centralizado con distribución en red, lo que no compite sino que se complementa con las alternativas de generación basadas en fuentes de baja densidad de energía pero con capacidad para una localización individualizada más flexible.

Principios físicos básicos de la fusión nuclear

Cuando dos núcleos ligeros, del hidrógeno al hierro en el sistema periódico, colisionan entre sí, de modo que “entren en contacto” (cuánticamente esto significa estar separados menos de unos 10^{-13} centímetros), las fuerzas nucleares que actúan entre ellos son lo suficientemente intensas como para compensar las de repulsión *coulombiana* debidas a sus cargas eléctricas positivas, pudiéndose producir la llamada fusión nuclear.

Esa aproximación necesaria de los núcleos se puede conseguir aumentando significativamente su energía cinética (*calentamiento* de la materia), lo que da lugar a lo que es la *fusión termonuclear*, o mediante algún otro mecanismo que nos ofrezca la física, como por ejemplo conseguir la sustitución del (de los) electrón cortical en el átomo (hidrógeno) por una partícula de mucha mayor masa como el muón (206,7 veces más) que orbita entonces mucho más cerca del núcleo, permitiendo a los mismos aproximarse lo suficiente como para que actúen las fuerzas nucleares de corto alcance (*fusión a temperatura ambiente catalizada por muones*). En este texto, y en toda la bibliografía que habitualmente menciona el término *fusión nuclear* siempre se habla de la *fusión termonuclear*, única opción que nos aproxima a una realización práctica en estos momentos.

Naturalmente la materia a las energías cinéticas (*temperaturas*) que se precisan en ese calentamiento no se comporta como un sólido, ni un líquido, ni siquiera un gas, sino como un *fluido gaseoso*, en el que los electrones han sido *arrancados* de sus órbitas y se mueven libres junto a un conjunto de iones (denominación dada a los átomos originales sin esos electrones, y por lo tanto cargados positivamente), que se denomina *plasma*. Conocemos que un “gas constituido por partículas cargadas” como el descrito tiende a expandirse naturalmente en su entorno; de manera que para que las reacciones de fusión nuclear tengan lugar en el número suficiente para generar la energía que se necesita, es preciso confinar dicho plasma el tiempo suficiente. La distinta forma de lograr combinar esos dos términos (*calentar* y *confinar*) da lugar a las dos opciones hoy en día planteadas de manera realista. Mientras que en el caso del confinamiento magnético la densidad de la materia es baja (vacío industrial) y el tiempo de confinamiento es prolongado, en el confinamiento inercial la densidad es muy elevada (hasta miles de veces la densidad nominal de la materia sólida) mientras que el tiempo de confinamiento es muy

reducido (inferior a los nanosegundos; es decir una 1.000 millonésima de segundo), siempre cumpliendo un criterio mínimo para que el proceso sea rentable en cuanto a la generación de energía (como se va a cuantificar posteriormente) tal que el producto de ambos factores sea superior a un valor dado (criterio de Lawson, que en el caso de reacciones de fusión de deuterio y tritio a una temperatura equivalente a $\cong 100$ millones de grados (10 keV con $1 \text{ eV} \leftrightarrow 11.605 \text{ K}$) debe de ser de 10^{14} segundos/centímetros cúbicos, ver Figura 1.

El resultado que nos interesa aquí de la fusión nuclear es la producción de núcleos y partículas cuya masa total es entre 0,1 y 1% menor que la de los dos núcleos que se fusionan. Esta pérdida de masa se transforma en energía cinética de los productos de fusión, y ésta es la que es rescatada en el sistema tecnológico del reactor, mediante el calentamiento de un fluido y el ciclo termodinámico necesario. En el caso de la fusión de dos núcleos de hidrógeno se produce una pérdida de masa del 0,4%, y como la transformación directa de un gramo de masa en energía (recordar la manida relación entre masa y energía de *Einstein*) produce 1 (gigavatio por día; donde un gigavatio es 1.000 millones de vatios) GWd (24 millones de kilovatios por hora, kWh) en la fusión de los núcleos comprendidos en un gramo de hidrógeno se producirán cuatro (Megavatios por día; donde 1 megavatio es un millón de vatios) MWd (96.000 kWh). Esta energía supone unos diez millones de veces la energía obtenida en la combustión de un gramo de carbón. El tremendo potencial de *densidad de energía* de los combustibles de la fusión nuclear se visualiza bien si se tiene en cuenta que para alimentar anualmente a una central termoeléctrica de 1 (gigavatio) GW eléctrico, se necesitan 200 trenes de 100 vagones cada uno llenos de carbón, o diez superpetroleros de fuel-oil, o un solo vagón de ferrocarril de uranio, pero *solamente una furgoneta de hidrógeno*. Esto supone la friolera de $3,4 \text{ por } 10^{14}$ julios por cada kilogramo de combustible (deuterio).

Los procesos de fisión y fusión nuclear son radicalmente distintos, pero complementarios en el sistema periódico. Mientras que la fusión nuclear se produce entre los núcleos ligeros, anteriores al hierro, la fisión nuclear se produce en los pesados, posteriores al hierro en el sistema periódico, de modo espontáneo o inducida por partículas (fotones, neutrones, etc.). También se diferencian en la contaminación radiactiva que producen. Todos los procesos de fisión nuclear originan intrínsecamente fragmentos altamente radiactivos, mientras que en los

aparatos de fusión nuclear la dosis radiactiva, en el peor de los casos, es miles de veces inferior a la debida a los fragmentos de fisión, para igual energía producida.

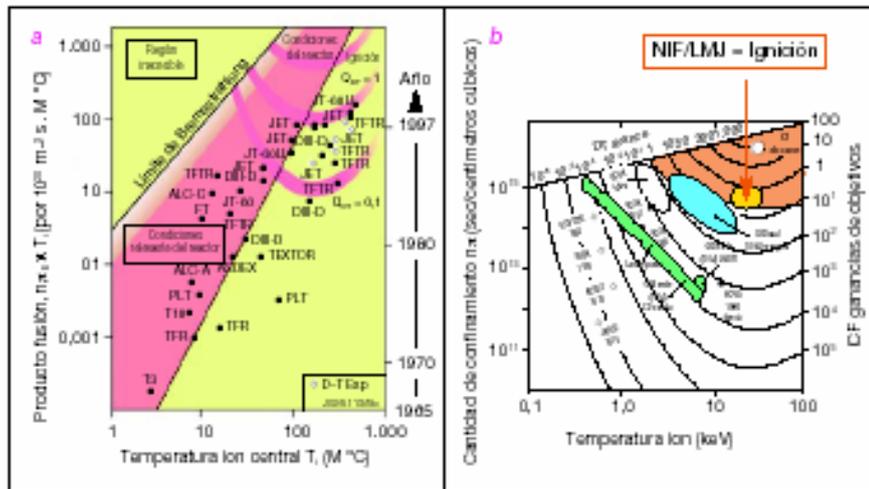


Figura 1.– Parámetro de calidad de confinamiento en función de la temperatura de la materia confinada, (a) magnético y (b) inercial. En cada caso se llega al mismo parámetro con densidad baja y tiempo largo e magnético y densidad muy alta y tiempo muy corto en inercial.

FUSIÓN CONFINAMIENTO MAGNÉTICO: PRINCIPIOS FÍSICOS

A las temperaturas de interés para la fusión (decenas de millones de grados <> kiloelectronvoltios) cualquier gas se encuentra totalmente ionizado en el estado que ya hemos definido como plasma que, como ya se explicó, puede entenderse como un agregado en estado neutro electrostáticamente de partículas cargadas positiva y negativamente, pero sin una estructura atómica que les ligue y en el cual se estima que se encuentra casi un 99% de la materia conocida en el Universo. El confinamiento magnético de la fusión explota el mecanismo por el que las partículas cargadas ven conducido y restringido su movimiento cuando están sometidas a un campo magnético. La fuerza de Lorentz, les permite moverse libremente a lo largo de las líneas del campo magnético pero les impide su desplazamiento perpendicular, estando obligadas a describir una trayectoria circular alrededor de estas líneas de campo, con un radio llamado de *Larmor*, y a una frecuencia de giro llamada *ciclotrónica*.

En ausencia de colisiones, el problema del confinamiento podría estar resuelto fácilmente creando una configuración magnética tal que sus líneas de campo se

cierren sobre sí mismas en una configuración toroidal. Su materialización práctica sería muy sencilla, bastaría con colocar en un toroide unas bobinas circulares que al hacer pasar una corriente eléctrica por ellas formarían la deseada configuración magnética. Desgraciadamente el sistema descrito no está en equilibrio y, en consecuencia, inevitablemente las bobinas, perpendiculares al toroide, se encuentran más cerca unas de otras en la parte interior del *donut* que en su parte exterior, por lo que se genera un gradiente en el campo magnético toroidal que introduce una deriva en las partículas en la dirección perpendicular al campo y su gradiente, cuyo sentido depende del signo de la carga de la partícula, introduciendo por tanto una separación de carga en el interior del toroide. De esta manera, las partículas positivas tenderán a migrar a la parte superior del toro y las negativas a la inferior, generando un campo eléctrico. Este campo eléctrico combinado con el propio campo magnético toroidal, introduce una nueva deriva, perpendicular a ambos campos, hacia el exterior del toro, independientemente del signo de la carga, empujando a todas las partículas fuera de la zona de confinamiento. La solución a este problema es relativamente simple. Si las líneas de campo no se cierran sobre sí mismas, sino que cubren ergódicamente una superficie, las líneas de campo viajarán por las partes superiores e inferiores del toro cortocircuitando y haciendo desaparecer el campo eléctrico.

La deriva producida por el campo eléctrico E inducido ($E \times B$) desaparece y el equilibrio es restablecido. Esto es posible simplemente superponiendo un campo magnético poloidal (en la dirección del radio menor del toro) al campo básico toroidal (en la dirección del radio mayor del toro), que resultará en un campo magnético cuyas líneas describirán trayectorias helicoidales. Con un diseño adecuado, las partículas ligadas a las líneas de campo pueden dar una gran cantidad de vueltas al toroide antes de chocar con las paredes de la vasija debido al efecto de colisiones y/o turbulencia, consiguiendo el confinamiento magnético del plasma donde se producen las reacciones de fusión. Para todos los efectos habremos creado una “botella magnética” capaz de contener el plasma mientras las reacciones de fusión se producen.

La presión cinética del plasma (debido a su densidad y temperatura) es de esta manera contrarrestada por la presión magnética (proporcional al campo magnético existente al cuadrado), cuyo límite vendrá dado por las restricciones tecnológicas

asociadas a la creación de campos magnéticos y cuya magnitud no puede exceder ahora mismo los 16 Teslas (T) en los conductores de las bobinas productoras del campo magnético. El valor máximo que puede alcanzar la razón entre estas dos presiones (cinética/magnética), conocido como el parámetro β , es de hecho uno de los parámetros que caracterizan la bondad de un diseño particular y está limitado por razones de estabilidad a unos pocos porcentajes. Teniendo en cuenta que la presión del plasma es proporcional al producto de su densidad y temperatura, y ésta está fijada en el orden de los cientos de millones de grados (decenas de keV) para que la fusión se produzca, un sencillo cálculo nos lleva a que la densidad característica de estos plasmas estará en el orden de 10^{20} partículas/metros cúbicos o lo que es lo mismo del orden de 10^{-7} la densidad del estado sólido. Si llevamos estos números a la condición de ignición ya mencionada por la que existe una relación mínima que debe de cumplir el producto de la densidad de la materia y el tiempo en el que está confinada (que en el caso de fusiones de deuterio y tritio a \cong cientos de millones de grados (10 keV) de temperatura debe ser superior a 10^{14} segundos/centímetros cúbicos), deducimos que el tiempo de confinamiento típico en plasmas de fusión confinados magnéticamente deberá ser del orden de segundos.

TIPOS DE APARATOS DESARROLLADOS: TOKAMAK-STELLARATOR

Las dos principales familias de dispositivos de fusión por confinamiento magnético, *Tokamaks* y *Stellarators*, utilizan el esquema básico descrito anteriormente para conseguir el efecto confinante, pero se diferencian conceptualmente en la forma en la que generan una de las dos componentes del campo magnético. Ambos sistemas utilizan una serie de bobinas colocadas alrededor de la cámara de confinamiento. Las intensas corrientes eléctricas que son introducidas en estas bobinas crean aditivamente el campo magnético toroidal (a lo largo del toroide) típicamente en el rango de los T. Los *Stellarators*, como el existente en el Centro de Investigaciones Estratégicas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) (denominado TJ-II), utilizan también bobinas externas, más o menos complicadas en su manufactura tecnológica, para generar el campo magnético poloidal, mientras que los *Tokamak* usan el propio plasma como secundario de un circuito transformador para inducir en él una corriente eléctrica que es la que se encarga de producir la componente poloidal del campo magnético (figura 2). En esta sutil diferencia en la forma de la generación del campo poloidal subyacen las ventajas e inconvenientes de ambos

sistemas de confinamiento y aunque es justo reconocer que el concepto Tokamak es sin duda alguna el concepto magnético más avanzado y desarrollado, ello no quiere decir que no esté exento de dificultades en su camino para llegar a la construcción de una planta productora de energía eléctrica basada en este método. Mientras que el *Tokamak* funciona en un régimen pulsado, el *Stellarator*, al ser producidos todos los campos mediante bobinas externas, lo hace en un régimen continuo, mucho más apropiado para la producción industrial de electricidad. Curiosamente ambos conceptos fueron concebidos prácticamente de forma simultánea y de alguna manera fueron un reflejo de la competición política del momento. El primer *Tokamak*, acrónimo de las palabras rusas *Toroidalnaya Kamera ee Magnitnaya Katushka* (cámara toroidal y bobina magnética), fue propuesto por A. Sakharov y I. Tamm en 1951 y fue construido en el Instituto Kurchatov de Moscú, aunque no fue hasta la total desclasificación de este campo de investigación en la Conferencia de Ginebra de “Átomos para la Paz” del año 1958, que el concepto fue descrito y sus excelentes resultados hechos públicos. Desde entonces, el *Tokamak* es el sistema de confinamiento magnético más investigado y desarrollado en el mundo.

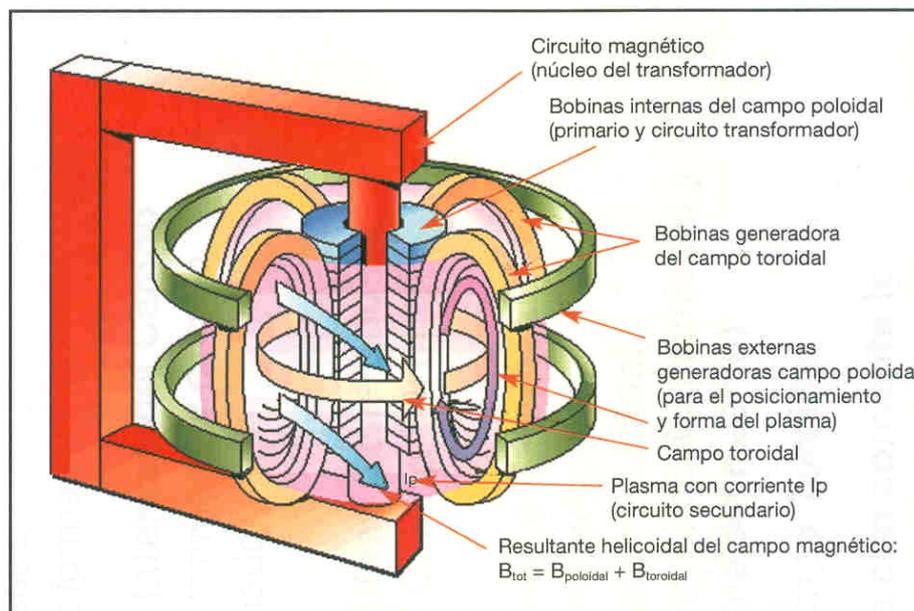


Figura 2.- Partes de un Tokamak.

Los Stellarators sin embargo han tenido que seguir un camino más difícil. El primer dispositivo de este tipo fue prorápidamente construido secretamente en el campus

de Princeton. El científico Lyman Spitzer, no sin un cierto sentido grandilocuente, acuñó la palabra *Stellarator* para describir a este tipo de máquinas que intentan imitar a las estrellas. Pero la realidad fue que los resultados de este dispositivo y sus sucesores no fueron tan buenos como sus creadores esperaban y cuando en 1958 L. Artsimovich anunció que en el *Tokamak T-3* del Instituto Kurchatov de Moscú habían obtenido temperaturas del orden de decenas de millones de grados (1 keV) y tiempos de confinamiento de la energía de diez milisegundos (ms), Princeton convirtió su *Stellarator* en un Tokamak, después de no haber conseguido superar el millón de grados (100 eV) de temperatura y un ms de tiempo de confinamiento. Afortunadamente para el concepto, no todo el mundo estuvo de acuerdo con la percepción de Princeton, investigadores alemanes, japoneses e incluso rusos, comprendieron que el problema de los Stellarators era su geometría tridimensional: si queremos confinar un combustible calentado a millones de grados, la Naturaleza nos impone unas reglas muy estrictas en la perfección de la estructura magnética que está destinada a confinarla. Los errores no están permitidos ni en la idea ni en su materialización. Varias máquinas pequeñas, pero con una ingeniería muy controlada, fueron construidas en todos estos países y probaron que los Stellarators eran capaces de obtener plasmas con propiedades semejantes, si no superiores, a *Tokamaks* equivalentes, aunque el tiempo perdido en el desarrollo del concepto todavía no ha sido recuperado.

MÉTODOS DE CALENTAMIENTO DE LA MATERIA EN LA FUSIÓN POR CONFINAMIENTO MAGNÉTICO

Una vez que el confinamiento ha sido conseguido, en un *Tokamak* o *Stellarator*, para que la fusión se produzca deberemos llevar al plasma a las temperaturas necesarias que, como se ha descrito anteriormente, son del orden de centenares de millones de grados. Los métodos que tradicionalmente se están utilizando para conseguir estas temperaturas en fusión por confinamiento magnético son el calentamiento óhmico, la inyección de haces de neutros y la radiofrecuencia.

El calentamiento óhmico, o efecto Joule, no es nada más que el aumento de temperatura que se produce en un conductor como consecuencia de su resistencia al paso de la corriente eléctrica. El plasma, aunque un excelente conductor, tiene una resistividad finita y haciendo pasar por el mismo corrientes de megamperios su temperatura se eleva al rango de las decenas de millones de grados (keV).

Desgraciadamente la resistividad del plasma disminuye cuando aumenta la temperatura de los electrones del plasma ($T_e^{-3/2}$), por lo que la eficiencia de este método se va reduciendo con el aumento de la temperatura llegando a la saturación, en la mayoría de las situaciones, sin conseguir las temperaturas de ignición. Este método, natural en los dispositivos Tokamak, no se puede utilizar en los Stellarators.

En los años setenta se desarrollaron los sistemas de inyección de haces neutros NBI (*Neutral Beam Injection*). Estos sistemas aceleran iones positivos de isótopos del hidrógeno (H, D y T) a energías de \cong trescientos a mil quinientos millones de grados (30-150 keV) que, tras atravesar una cámara de neutralización, son inyectados en el plasma. Los átomos neutros acelerados no son desviados por el campo magnético (y éste es su gran valor) y penetran en línea recta provocando un calentamiento interno en el plasma. Al atravesar el plasma estos átomos colisionan con las partículas del plasma y se reionizan, quedando atrapados y cediendo al plasma su energía. Con los sistemas NBI se han alcanzado temperaturas de hasta 50 keV (550 millones de grados) y de hecho la mayor parte de los experimentos que han dado lugar a producción significativa de energía de fusión tanto en Europa como en Estados Unidos se han llevado a cabo con calentamiento por NBI.

La otra gran familia de sistemas de calentamiento auxiliar son los sistemas de radiofrecuencia. Para entender este método debe de saberse que los iones y electrones en el plasma oscilan de manera colectiva cada especie en sí misma como si fuese un muelle. El calentamiento por radiofrecuencia aprovecha la existencia de esas oscilaciones naturales en el plasma para inyectar ondas electromagnéticas que resuenen a esas frecuencias características: acoplamiento con los iones del plasma (iónica/40-100 millones de oscilaciones por segundo/MHz; siendo un Herzio/Hz \ll 1 pulsación/oscilación por segundo), con los electrones del plasma (electrónica/50-170 mil millones de oscilaciones por segundo/GHz; siendo un Herzio/Hz \ll 1 pulsación/oscilación por segundo), o híbridas (dos-seis mil millones de oscilaciones por segundo/GHz). El método de calentamiento por ondas a la frecuencia electrónica es el mecanismo utilizado por omisión en *Stellarators* tanto para la formación del plasma como para su posterior calentamiento.

Fusión confinamiento inercial: principios físicos

Esta opción de conseguir la fusión nuclear para generar energía ha estado basada convencionalmente en la consecución de manera simultánea y mediante el mismo proceso físico del calentamiento y confinamiento la materia. En la fusión por confinamiento inercial un *haz de iluminación* (*terminología inglesa "driver"*) que puede ser un láser muy intenso, un haz de iones (pesados o ligeros) acelerados, o una fuente intensa de rayos X incide en un *blanco* (*terminología inglesa "target"*) *esférico* compuesto por el hidrógeno (DT) que actúa de combustible (fusión). El proceso de *calentar* tiene que ver con el mecanismo de *compresión*, de manera que nos encontramos frente a un "clásico": $P\Delta V \ll n T$. ¿Quién lo hace? Un láser o un haz de iones ó de rayos X que deposita energía; ¿Cómo lo hace? Siguiendo el elemental *Efecto Cohete* a través de un simultáneo mecanismo de *ablación* (*expansión de la capa exterior*) y *aceleración* provocada en el blanco combustible que se encuentra en el interior de dicha cápsula esférica. La compresión de la materia hasta valores elevadísimos provoca el aumento de su temperatura hasta la deseada de fusión; ahora bien este hecho tiene el inconveniente de que la materia en esas condiciones se mantiene confinada tan solo el tiempo *inercial* que pasa cuando una onda de sonido se mueve desde el interior al exterior de esa materia; y eso supone algunos cientos de picosegundos (una millonésima de millonésima de segundo $\ll 10^{-12}$ segundos). En ese tiempo el número de reacciones de fusión (energía) debe de ser lo suficientemente elevado como para compensar la energía invertida en el proceso. Un campo de radiación X, de una densidad de potencia de unos 10^{14} - 10^{15} W/cm² incide uniformemente sobre la superficie de una microbola de deuterio y tritio que tiene solo un diámetro de milímetros y contiene una masa combustible de miligramos, en un tiempo de decenas de nanosegundos (una 1.000 millonésima de segundo/ 10^{-9} segundos), se produce la ablación (expansión externa) de su superficie, generándose una onda de presión que se propaga hacia el interior/centro, alcanzando presiones de gigabares ($\sim 10^9$ kilogramos/centímetro cuadrado), con velocidades de movimiento de la materia de 3 por 10^7 centímetros/segundo, la cual comprime y calienta la microbola a cien millones de grados (10^8 K). Si este proceso es efectivo, usando una energía de iluminación de unos cinco megajulios (un millón de julios \ll un MJ) se puede obtener una ganancia de energía de 100-200, lo que supone una energía por cada proceso de 1.000 MJ. Si se provocan unas cinco microexplosiones por segundo, se puede obtener una central termoeléctrica de fusión nuclear por confinamiento inercial de 1.000 MW

eléctricos. En la FCI se obtienen condiciones nunca alcanzadas en nuestro sistema solar, presiones de miles de millones de atmósferas, densidades de potencia de 10 exavatios por metro cuadrado, temperaturas de 100 millones de grados, etc., las cuales sólo pueden obtenerse en los procesos finales de la vida de una estrella. Aparte de las inestabilidades hidrodinámicas que se producen en la implosión, para que la onda de presión sea esférica, es necesario que la luz del láser (u otra fuente de iluminación) llegue uniformemente sobre la superficie de la microbola, por lo que el haz del láser original, debidamente amplificado a través de una larga cadena de sistemas debe finalmente llegar al blanco esférico en un número elevado de haces, tal como se verá al describir las instalaciones ya en construcción como NIF y LMJ.

El esquema original hasta ahora explicado, en el que la compresión y calentamiento de la materia se logran mediante esos mecanismos con un solo elemento de iluminación (láser, iones o rayos X) se denomina esquema de *ignición central*, explicando este término que los fenómenos físicos generan simultáneamente la compresión hasta esas fabulosas densidades procurando el calentamiento isoentrópico de una pequeña masa central de la microbola comprimida donde se inician los procesos de fusión nuclear, propagándose hacia el exterior una onda térmica que va situando la materia más fría pero muy densa de las capas adyacentes en las condiciones de temperatura necesarias para la fusión nuclear.

Esta uniformidad en la iluminación puede evitarse empleando lo que se denominan blancos indirectos (*hohlraum*). Los blancos indirectos precisan para su iluminación de un número muy limitado de haces, de manera que se formen grupos de los mismos que penetren en el interior de una cavidad hueca de material de alto número atómico a través de los agujeros existentes en ambos extremos de la misma y en cuyo interior y centro hay una microbola de deuterio-tritio. Los fotones absorbidos por dicho material calientan el mismo hasta valores de los millones de grados de temperatura (equivalente a energías cinéticas de cientos de electronvoltios) provocando la emisión de rayos X de baja energía (blandos) que, *ahora sí*, inciden uniformemente sobre la superficie de la microbola siguiendo la ley de uniformidad de la emisión de un cuerpo negro conocida desde los tiempos de Planck. Análogamente, puede realizarse con dos haces de iones. Naturalmente este proceso tiene sentido si el rendimiento de la conversión de los fotones del láser en rayos X es lo suficientemente elevado, lo que está demostrado experimentalmente alcanzando

valores del 50 al 80%. Ya se ha mencionado que la energía del pulso láser en los futuros reactores de FCI productores de energía eléctrica, debe ser de tres a cinco MJ; éste es un dato fiable, estando en la actualidad el valor de la construcción de estos dispositivos en 1,8 MJ como NIF y LMJ. Una manera de rebajar este requerimiento es reducir la longitud de onda de la luz láser empleada dado que la probabilidad de absorción de la luz del láser por la microbola es inversamente proporcional al cuadrado de su longitud de onda. De esta suerte parece que es preciso de la tecnología usada originalmente en los láseres de potencia (Nd: cristal con longitud de onda de 1,06 micras (μm) y pasar a emplear láseres de menor longitud de onda, preferentemente en el rango de la luz azul ($\sim 0,3 \mu\text{m}$). Para ello se emplean los multiplicadores de frecuencia consistentes en cristales de KDP (fosfato de potasio di-hidrogenado). Cuando dos fotones de un láser de Nd de longitud de onda de 1,05 μm atraviesan un cristal de KDP se obtiene un fotón de 0,527 μm ; y cuando este fotón en unión de otro de 1,05 μm atraviesan un segundo cristal de KDP se obtiene un único fotón de 0,351 μm ; es decir, tres fotones de 1,05 μm dan lugar a uno de 0,35 μm , con un rendimiento de un 60%.

El segundo procedimiento es el de la *ignición rápida*, figura 3, que supone conseguir de manera desacoplada el efecto de la compresión del blanco del calentamiento de una pequeña zona central del mismo, tal y como se ha justificado en las secciones anteriores. La idea original proviene de Tabak y colaboradores en el Laboratorio Nacional Lawrence Livermore en Estados Unidos, y ha cobrado en los últimos años una importancia creciente con un gran número de pequeños experimentos demostradores de la idea que hoy en día han pasado a ser instalaciones de demostración ya en construcción o en fase de diseño (véase posteriormente desarrollo de tecnologías). La idea consiste en provocar de manera *convencional* la compresión de la esfera combustible hasta los valores requeridos (*era lo más barato*), para que en la última fase se ilumine un cono (o la capa más externa del propio blanco u otras opciones aún por concretar) figura 4 con láseres de femtosegundos de muy alta intensidad 10^{16} W/cm^2 (hoy en día disponible) de manera que la interacción de la radiación de tal alta intensidad consiga provocar electrones supratérmicos que abren una canal en el plasma exterior a través del cual se ilumina el centro de la esfera con otro láser ultrarápido como los mencionados. La misma idea ha sido también propuesta para conseguir este efecto con iones

como medio compresor y de generación del canal de iluminación central y final. El efecto ha sido demostrado experimentalmente por un equipo conjunto del Institute of Laser Engineering (Japón) y el Rutherford Appleton Laboratory (Reino Unido) usando una combinación del láser de potencia GEKKO-XII con un haz de gran intensidad especialmente construido para este experimento (figura 4). Experimentos similares se están realizando en LLNL o en LULI (*L'Ecole Polytechnique* en el *Laboratoire pour l'utilisation de Laser Intense*) en Francia y se describirán a continuación.

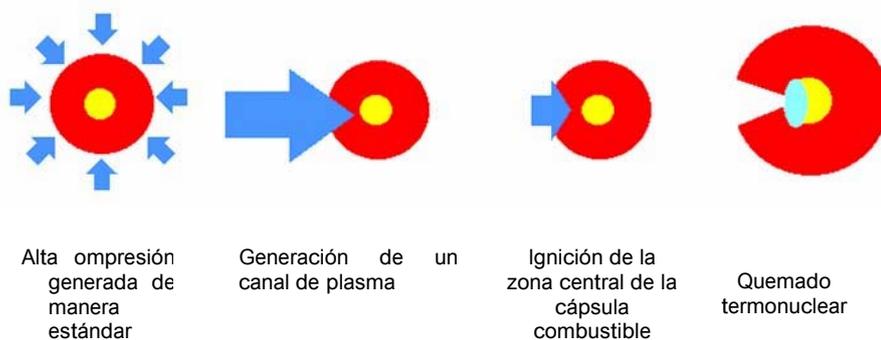


Figura 3.- Esquema de funcionamiento de la ignición rápida.

Estado actual de las instalaciones de fusión nuclear

En estos momentos de la investigación y desarrollo de la fusión nuclear como fuente de energía, el estado de su tecnología es, en buena medida, el de un área de conocimiento que precisa aún de elementos básicos para su implantación efectiva.

Bien es cierto que, sin embargo, *las líneas fundamentales en las que estará asentada esa tecnología están ya establecidas de manera firme*. La descripción crítica de los elementos que configuran los sistemas, próximos y futuros, para generar energía mediante la fusión nuclear es lo que se desea transmitir ahora junto a sus líneas de investigación y desarrollo a largo plazo.

Bueno será recordar que, como ya se ha descrito, 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, aún reconociendo en su desarrollo diversos componentes comunes.

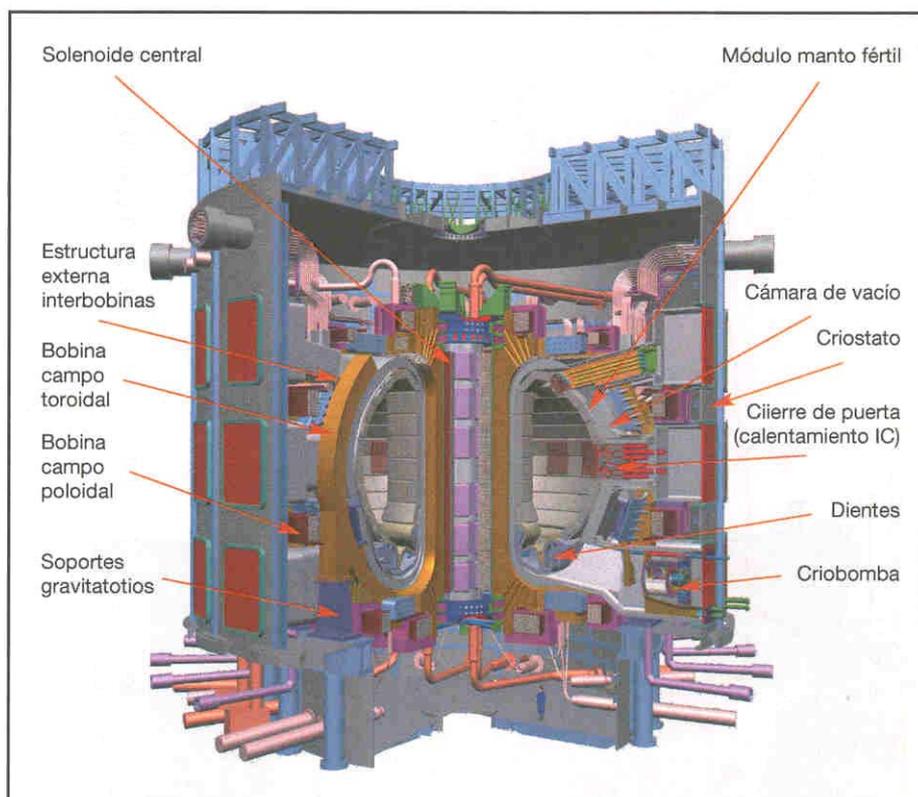


Figura 4.- Esquema del dispositivo ITER.

Si nos situamos en el *aquí y ahora*, las siglas clave son: Reactor Termonuclear Experimental Internacional (ITER) (confinamiento magnético), y el programa de acompañamiento (financiado en estos momentos, 2007, sólo por la Unión Europea y Japón, *Broader Approach*), y NIF (*Nacional Ignition Facility*) (Estados Unidos) y LMJ (Francia) (confinamiento inercial), las cuales determinan los sistemas que ya se han decidido construir y que se están construyendo. Una diferencia separa ambas aproximaciones: en el caso del ITER la tecnología componente de un posterior reactor que *demuestre* la Ingeniería y la proyecte hacia un *aparato* comercial está integrada y contemplada 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 en una pequeña fracción 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.

Es por lo tanto imprescindible que otros experimentos de menor escala deban demostrar los principios físicos de otros (*los muchos*) componentes tecnológicos que compondrán el dispositivo de generación de potencia, así como otras opciones de

confinamiento *no tan en el mercado* como puede ser la línea de los grandes dispositivos *Stellarators* helicoidales, ó los *Tokamaks Esféricos* (en magnético); o el uso de láseres mucho más eficientes, la combinación de láseres de alta potencia con los de alta intensidad (en lo que se ha dado en llamar *ignición rápida*) ó el uso de dispositivos *Z-pinch* que generen intensos campos de *radiación* (en el caso de la inercial).

PROYECTOS EN CONSTRUCCIÓN O DECIDIDA SU CONSTRUCCIÓN

PROYECTO ITER

El ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*) que se construirá con apoyo de Europa, Japón, Rusia, Estados Unidos, China, Corea del Sur, India, hasta donde llega el acuerdo alcanzado originalmente a fecha de septiembre de 2003 y finalmente *firmado el 21 de noviembre de 2006 por todos esos socios*, deberá demostrar la viabilidad científica y *tecnológica* de obtener energía mediante la fusión por confinamiento magnético. Para lograrlo, ITER tendrá que probar la producción de potencia (500 megavatios/MW) con una ganancia de un 10 sobre la invertida en los procesos de calentamiento y confinamiento, y las tecnologías esenciales necesarias para ello, en un sistema integrado, así como realizar la prueba de todos los elementos claves para utilizar la fusión como fuente práctica de energía. ITER será el primer dispositivo de fusión capaz de producir energía térmica al nivel de cualquier central eléctrica comercial con el tamaño de la misma, con un periodo de operación de 20 años y un coste estimado de cinco billones (1.000 millones) de euros en sus nueve años de periodo de construcción y otros cinco billones (1.000 millones) de euros en sus 20 años de operación. La distribución de costes -su construcción se está realizando en Cadarache (Francia)- es de 5/11 por parte de Europa y 1/11 para cada uno de los otros seis socios.

Su esquema de construcción pasa por tener la licencia de construcción en cuyo proceso se está ahora a finales del año 2008; acabar la edificación y comenzar la instalación/ensamblaje de la máquina (*Tokamak*) en sí misma en los primeros meses del año 2012 y generar el primer plasma en los meses finales del año 2016.

A través de los componentes que se describen a continuación, nos proponemos mostrar los elementos claves que constituirán la tecnología asociada a un reactor de fusión nuclear por confinamiento magnético, dejando para una sección posterior la

descripción de la investigación, que en su mejora hacia el sistema comercial, se plantea en este momento.

El ITER está diseñado como una enorme configuración toroidal (*como una rosquilla*, ya explicada y denominada *Tokamak*) en la que se crean y mantienen las condiciones para las reacciones controladas de fusión. El volumen del plasma en el ITER, debe ser suficientemente grande como para asegurar que se alcancen altas condiciones de la multiplicación de energía. Los imanes superconductores, confinan y controlan el plasma que reacciona, además de inducir en él la corriente eléctrica responsable de otra componente de confinamiento. La energía generada de las reacciones de fusión, es absorbida por los componentes que envuelven la superficie interior de la vasija. Teóricamente, la cámara de reacción absorberá la energía transportada por los neutrones del plasma a través de un dispositivo de refrigeración, y debe de regenerar el tritio que ha sido consumido, de manera que se mantenga el balance positivo neto de dicho elemento combustible; ahora bien en el ITER, teniendo en cuenta su forma de operación estos elementos no son necesarios. La extracción de calor es por pura disipación radiativa (transmisión de calor) a través de los elementos estructurales que se calentarán de la primera pared, y no existirá un sistema de generación de tritio intrínseco. Bien es cierto que estos dos elementos serán verificados en experiencias dedicadas en zonas limitadas del sistema como módulos experimentales pero no como cobertura total de la pared.

Es preciso disponer de un dispositivo crítico (*divertor*), figura 5, que desvíe el flujo de las partículas cargadas producidas en las reacciones de fusión hacia paredes de sacrificio debidamente refrigeradas; este elemento se contempla como crítico en este momento. La vasija y las bobinas superconductoras están dentro de una *coraza* criogénica térmicamente protegida para mantener las temperaturas que son necesarias para la superconductividad. Existen puertos de acceso al plasma para calentarlo, diagnosticarlo, y realizar pruebas en la cámara del reactor, además de su mantenimiento remoto. Objetivo fundamental de ITER es demostrar la seguridad y control completo de una planta de potencia de fusión. Todas estas características se dan en su visualización final, tanto en su forma fotográfica como en su descripción técnica en la figura 5. De su lectura se observa que los componentes principales son:

- Sistemas de confinamiento magnético tanto poloidales como toroidales, y el solenoide central, todos de naturaleza superconductora.
- Cámara o vasija de vacío estructural.
- Sistemas de envoltura para la refrigeración y reproducción de tritio.
- Divertores y limitadores.
- Dispositivos de calentamiento.
- Criostatos.

Los sistemas magnéticos superconductores del ITER se componen de 18 bobinas de Campo Toroidal (TF), 6 bobinas de Campo Poloidal (PF), un Solenoide Central (CS), y de Bobinas de Corrección. El Solenoide Central (CS) pesa cerca de 840 toneladas, y su altura es de 12 metros, posee cuatro metros en su diámetro. Se compone de un conjunto de módulos independientes eléctricamente (seis son los módulos) que permiten un buen control de la forma del plasma contenido. Cada bobina del TF pesa cerca de 290 toneladas, y posee 14 metros de altura por nueve metros de anchura. El superconductor es un cable de Nb₃Sn, con cerca de unos 1.100 elementos, de 0,7 milímetros de diámetro, que se tuercen junto y dentro de un tubo de metal de aproximadamente 4 centímetros de diámetro para formar un conductor con una longitud de 820 metros. Se usa helio supercrítico que fluye dentro del tubo alrededor de los alambres; el Nb₃Sn es frágil, de manera que inicialmente los cables contienen Nb y Sn separados (así como también una matriz de cobre), que reaccionan después de un tratamiento térmico a 650 °C durante 200 horas. Las bobinas del campo poloidal, PF, ocupan una región de campo donde el hilo de NbTi se puede usar, ayudando a bajar los costos. Las bobinas PF son, sin embargo, complicadas geométricamente haciendo su reemplazo difícil.

La cámara de reacción del ITER, figura 5, está formada por módulos que están conectados a la vasija. Por cada módulo circula un refrigerante, en este caso agua, con paso múltiple. El acero y el agua presurizada proporcionan la protección necesaria contra el flujo neutrónico (promedio/pico, 0,6-0,8 megavatios por cada metro cuadrado de superficie/MW/m²). Los módulos se componen de una primera pared separada, hecha de entrepaños planos, unidos al bloque protector del acero. Cuando los módulos se reparan, a menudo sólo la primera pared o la parte de ella

que lo necesite, será reemplazada, así que este enfoque aminora el desecho operacional. La primera pared está compuesta por una aleación de cobre que difunde el calor al líquido refrigerante, acero para la estructura, y de un material de blindaje frente al plasma para el que el berilio es el principal candidato. Además, se requieren módulos especializados, limitadores, insertados a través de los puertos ecuatoriales y alrededor de los puertos de haces neutros, para tolerar cargas térmicas más altas ($3-8 \text{ MW/m}^2$) que los módulos normales de la cámara ($0,25-0,5 \text{ MW/m}^2$).

El divertor, figura 5, supone el elemento clave para conseguir que el efecto térmico que tendrían las partículas cargadas en su deposición en la cámara pase a ser algo a disipar en elementos de sacrificio debidamente refrigerados, donde tasas de 20 megavatios por cada metro cuadrado de superficie (MW/m^2) pueden ser admitidas.

Los métodos de calentamiento son: calentamiento óhmico, radiofrecuencia, radiación ciclotrón de iones y electrones y el más potente como es la inyección de haces neutros.

NIF (NATIONAL IGNITION FACILITY) Y LMJ (LASER MEGAJOULE)

La respuesta a este nivel en la fusión inercial la dan la NIF, en LLNL, Estados Unidos y LMJ, en CESTA/CEA Burdeos (Francia). Ambas tienen como propósito conseguir demostrar experimentalmente la Ignición del Combustible (DT) e incluso una pequeña ganancia energética en la instalación (10-30), entendida como la relación entre la energía generada por fusión en blancos de iluminación indirecta y directa y la *energía depositada en dicho blanco*. Obsérvese en estas últimas cursivas donde no se menciona la energía total consumida en el parque eléctrico para hacer funcionar el láser. Esto es así porque los láseres que ya se construyen en ambas instalaciones, y parte de los cuales (algún haz) ya está operativa, responden a un concepto muy evolucionado de los *clásicos* de Nd cristal con grandiosas agrupaciones de excitación por lámparas, para poder dar la energía tan elevada que se les solicita ($\approx 2 \text{ MJ}$) en tiempos de nanosegundos. De manera que ya sabemos por lo anterior que su eficiencia y repetición es baja. Pero es que el objetivo no es el toda la tecnología de la planta sino la demostración, en pulso de iluminación simple y no repetitivo, que es cierto que se puede obtener del blanco más energía que la que se deposita en él. En la investigación de fusión inercial se mantiene abierta por otro lado el área de desarrollo de la iluminación eficiente

(como se ha demostrado) y el de la tecnología de la cámara. Los datos más fundamentales del NIF son la ganancia energética de 10-30 usando un número total de haces de 192 y la energía total liberada por el láser en el blanco de 1,8 MJ, y se investigarán ambas opciones de iluminación directa e indirecta.. En el caso del LMJ francés el número total de haces será de 240 siendo la energía total liberada aproximadamente la misma. En el caso del experimento francés, la aproximación al sistema final ha sido algo distinta puesto que el CEA ha decidido construir primero, en un espacio y cámara aparte, un solo haz prototipo con las mismas características que los del dispositivos final conocido con el nombre de LIL (*Ligne d'Integration Laser*). LIL está ya operativo con una energía en el tercer armónico del Nd cristal ($0,35 \mu\text{m}$) de 60 kJ. NIF se aproxima de una manera más integral dentro del mismo espacio físico que será la cámara del dispositivo, pero tendrá (tal y como están planteados en la actualidad ambos proyectos) la ventaja de disponer de una flexibilidad tal en la disposición de los 192 haces que le permitirá la realización de experimentos muy uniformes (iluminación directa) ó solo por dos conos opuestos (iluminación indirecta). Esta característica no está contemplada en este momento en LMJ.

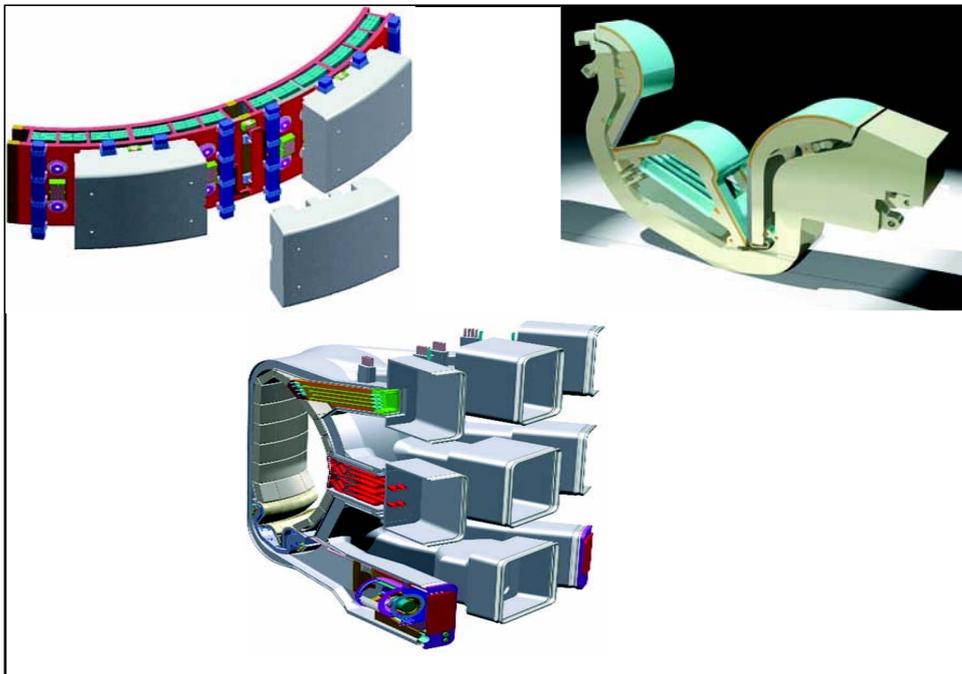


Figura 5.- *Dispositivo* divertor.

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 corresponden con los elementos claves ya mencionados en la sección dedicada al ITER.

Toda una serie de componentes que se describen en las ventajas y desventajas posteriores, donde aparecen las tecnologías críticas por desarrollar, precisan de importante investigación aún. Es por eso que es preciso indicar que ITER siendo un paso mayúsculo, debe de ser considerado como una etapa en el proceso de lograr una planta de potencia económica. En este sentido es preciso que las estrategias “con/post ITER” estén ahora definidas en buena medida. De los distintos componentes, todos con la búsqueda de su óptimo diseño en términos de eficiencia y comercialización, quizás sean las envolturas responsables de la extracción de la energía del sistema y de la reproducción de tritio, las que deberán sufrir una mayor “puesta a punto” desde ITER a la comercialización.

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 para las mismas:

1. Sistema reproductores sólidos cerámicos (por ejemplo *gamma*-LiAlO₂) en forma de bolas y refrigerados por gas (helio) HCPB (*Helium Cooled Pebble Bed*).
2. Sistemas de refrigeración y reproducción de tritio líquidos basados en eutécticos de PbLi fundamentalmente DCLL (*Dual Coolant Lithium Lead*).

Un aspecto clave en la configuración de estas envolturas es la duración de los materiales sometidos a la irradiación neutrónica prevista en ellos y que se estima pueda estar en una primera fase en 75 dpa (dpa=desplazamientos por átomo, *el número de veces en que cada átomo de la red es desplazado de su posición original por colisiones atómicas inducidas por la irradiación*) para pasar a 150 dpa y llegar en un sistema comercial muy avanzado a 750 dpa. 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 LAM, (*Low Activation Materials*) o de Activación Reducida, RAM (*Reduced Activation Materials*). 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 ODS (*Oxide Dispersion Steels*) que nos conduce a una estructura de granos nanocristalinos. El uso del otro gran candidato como material de baja activación, materiales compuestos basados en el SiC, aumentaría el punto de funcionamiento en otros 150 K y la eficiencia se situaría en 45%. EL uso de las aleaciones de vanadio (por ejemplo V4Cr4Ti, V3TiAlSi, V4Ti, V4Ti3Al, V4TiSi) o China tanto como materiales estructurales como refractarios adolece de un problema de compatibilidad con los metales líquidos limitando 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, ganado en experiencia para llegar a las aleaciones de W últimas.

Un elemento fundamental discutido desde hace ya muchos años en el ámbito de la fusión y que supone un paso crítico en el programa de investigación tecnológica, y desde el punto de vista de inversión futura y quizás paralela a ITER, es el desarrollo de una instalación de irradiación de materiales al nivel en el que la misma se va a dar en los reactores de fusión. Es decir, gran dosis de daño y muy alta irradiación total. Esta instalación no existe, ni una aproximación a la misma, en la actualidad y es imprescindible para el desarrollo y validación experimental de esos materiales nuevos que aparecen en esta tecnología. De entre diversas opciones iniciales (espalación, Z-pinch, tokamaks esféricos, etc.) en estos momentos la comunidad internacional apuesta por la idea de una fuente basada en reacciones nucleares de *stripping*, conocido como IFMIF (*International Fusion Materials Irradiation Facility*), figuras 6, usando D^+ de 40 MeV (generados en dos aceleradores lineales de 125 miliamperios (mA) cada uno) como proyectil sobre un blanco líquido de Li que fluye con una velocidad de 15 metros por segundo (m/s), flujo de 130 litros por segundo,

siendo el área de impacto de 5 centímetro por 20 centímetro y debiendo extraerse una potencia de 10 MW con una temperatura de entrada de 250 °C. El sistema dispone, según diseño, de un volumen de irradiación (donde se colocarán muestras) de 0,5 litros con una tasa de 20-55 dpa/año a plena potencia, otra de 6 litros con una tasa de 1-20 dpa/año, y una muy grande > 100 litros con una tasa de <1 dpa/año. En todo caso los sistemas de control permitirán controlar la temperatura en el rango correcto entre 250- 1.000 °C. Compárese con lo previsto en un reactor y mencionado anteriormente.

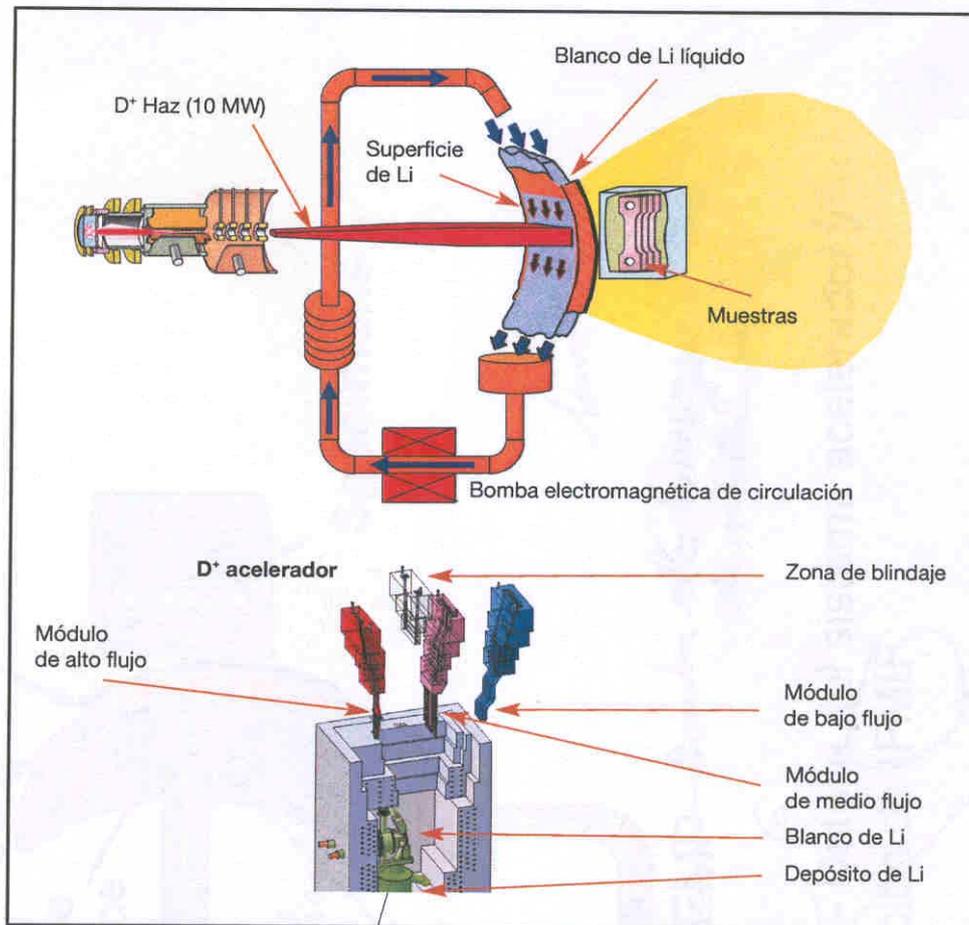


Figura 6.- Detalle del sistema scelerador y de irradiación de IFMIF.

FUSIÓN POR CONFINAMIENTO INERCIAL

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

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

Mencionemos los logros que hay que alcanzar para justificar esta opción desde el punto de vista de generación de energía.

Se deben conseguir densidades en un blanco de milímetros de 600-1000 g/cm⁻³ para lo que se necesita una energía depositada en el blanco de $\approx 5-10$ MJ. Se obtendrá una ganancia de ≈ 100 lo que representa una energía de ≈ 1000 MJ. Si conseguimos repetir dicho proceso con una frecuencia de 5-10 Hz, se obtendría una planta de potencia de ≈ 1000 MWe. La física ya estudiada de la implosión indica que se precisa una duración de pulso del haz iluminación de ≈ 10 ns con una potencia en el haz emisor de ≈ 1.000 teravatios (millones de millones \leftrightarrow TW) y una Intensidad en el blanco de $\approx 10^{14} - 10^{15}$ vatios por cada centímetro cuadrado de superficie (W/cm⁻²).

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. Básicamente 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 dichos blancos, en el diseño, las 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 cinco-diez Hz. Este dispositivo (aún no existente a la escala de energías necesaria) se está investigando siguiendo la línea de los láseres de excímeros (KrF/0,25 micras)) en el Naval Research Laboratory con los Sistemas Nike y Electra, también en el Rutherford Appleton Laboratory con la construcción de Sistema Gemini. Además existe otra línea de investigación consistente en la iluminación del medio activo (Nd) mediante láseres bombeado por diodos con lo que se consigue una excitación selectiva de la población atómica del medio generando al final el efecto láser de manera más eficiente y con capacidad de repetición; un ejemplo de esto es el láser Mercury de LLNL aunque también el Institute Laser Engineering de la Universidad de Osaka está introducido en esta línea de investigación.
- Fabricación de blancos de bajo coste (se estimaba hasta hace poco de 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.

Dentro de la línea de la ignición rápida todo un cúmulo de instalaciones están aflorando en estos momentos en diversos laboratorios del mundo. Japón está completando la instalación Firex I está proponiendo una segunda fase Firex II. Francia ha aprobado un Proyecto en la Región de Aquitania de 45 millones de euros para construir el sistema Petal que consta de un sistema de ocho haces cada uno de los cuales libera 17 kJ de energía para la compresión de la cápsula combustible en tiempos de nanosegundos 1.053 μm y 8 kJ a 351 nm y un sistema de calentamiento central de 3,5 kJ de energía liberados en 0,5-5 ps, lo que supone una potencia de 7 PW. Por otra parte en el año 2007 se presenta a la Unión Europea una iniciativa liderada por el Rutherford Appleton Laboratory (Reino Unido) al Programa de Grandes Infraestructuras Europeas (ESFRI) junto a un gran significativo grupo de laboratorios y universidades europeos (también con participación internacional) para preparar un diseño en tres años cuya construcción se someterá a decisión al cabo de dicho tiempo; el proyecto se llama Hiper y consiste en un sistema de 44 haces liberando 200 kJ a 0,35 micras en 5 ns para la compresión y un sistema de calentamiento de petavatios de 70 kJ en 1 o 3W en 10 ps todo en una cámara del

tamaño de la del NIF, donde se pueda demostrar la factibilidad y ganancia del sistema.

En Estados Unidos también se están ya construyendo instalaciones en esta línea en el Laboratory Laser Energetics de la Universidad de Rochester (Omega-EP) y en el Laboratorio Nacional Lawrence Livermore sobre la base del láser Titan (petavatios) ya operativo que libera 150 J en 500 femtosegundos combinando dicho pulso con pulsos de alta energía y larga duración, justo lo necesario para realizar los experimentos de ignición rápida. Ideas similares aparecen para la combinación del Z-pinch de Sandia N.L con estos sistemas de petavatios.

Pasemos a describir una última idea en fusión inercial a la hora de conseguir energía: uso de rayos X generados por Z-pinch. La implosión de blancos de gran tamaño guiados indirectamente por rayos X es una idea generada en el Laboratorio Nacional de Sandia (Estados Unidos) y que surge de su gran experiencia en potencia pulsada. Como se ve en la figura, independientemente de la opción prototipo elegida, el objetivo es conseguir el calentamiento y compresión de un plasma mediante el efecto electromagnético de potencia pulsada Z-pinch de manera que se genere un muy intenso campo de rayos X que ilumine la cápsula que se puede visualizar en el centro del dispositivo. La característica fundamental de esta idea es que se podría conseguir pulsos de rayos X de ≈ 16 MJ para el caso de fusión inercial para energía que con los rendimientos ya conseguidos darían generaciones de energía de unos pocos Gigajulios (GJ), lo que permitiría relajar las condiciones de repetición en el sistema de potencia pasando a $\approx 0,1$ Hz.

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 ≈ 1.000 MJ, se debe de 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 producido 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 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.

Un dispositivo que representa este concepto es el Hylife-II, figura 5, p. 00, 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 centímetros 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 Xe como protección de la primera pared.

Ventajas y dificultades en la consecución de la fusión nuclear

VENTAJAS DE LA FUSIÓN NUCLEAR PARA LA GENERACIÓN DE ENERGÍA

La fusión nuclear de los nucleidos ligeros tiene una serie de ventajas y dificultades que son necesarios analizar. 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. Existe un átomo de deuterio por cada 6.500 de hidrógeno, en números redondos, por lo que en un metros cúbicos se contabilizan 10^{25} átomos de deuterio, aislables por el procedimiento de producción de agua pesada más subsiguiente electrolisis. Admitiendo que se puede por fusión obtener una energía de 5 millones de electronvoltios de energía cinética por cada núcleo de deuterio (MeV/deuterón), el total de energía extraíble de 1 metro cúbico (m^3) de agua a través de fusión sería de 8 por 10^{12} J (en números redondos) lo que equivale a algo menos de 200 toneladas de petróleo. Si el contenido total de agua de mar es de unos $1,5 \text{ por } 10^9$ kilómetros cúbicos, se dispondría de un potencial energético del deuterio total de $1,2 \text{ por } 10^{31}$ julios (J). Una sencilla división de esta magnitud de recurso con la demanda mundial en el año 2000 nos sitúa en periodos de los 30.000 millones de años de duración.

Póngasele la reducción que se quiera a esta burda estimación, que la magnitud es del orden de la duración de nuestro planeta. En otras palabras, la fusión del deuterio contenido en un litro de agua es energéticamente equivalente a la energía producida en la combustión de 300 litros de gasolina. 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 cual se encuentra en la tierra y 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 (en su producción de tritio) se puede estimar en 14.1 por 10^3 kWh/tonelada, lo que supone al ritmo de consumo del año 2000 de 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 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) a diferencia de la de fisión nuclear. 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 se está en un punto de la investigación en la que el desarrollo de materiales que

minimicen dicha generación de isótopos radiactivos es uno de los programas más importantes en el desarrollo actual de la fusión, y las perspectivas experimentales indican que es perfectamente factible reducir al mínimo dicho impacto. Existen investigaciones actuales sobre el empleo de aceros ferrítico-martensíticos 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 disminuirían aún más la misma hasta hacerla mínima y despreciable tras un periodo de decenas de años. Por otra parte, asumiendo estos materiales de baja activación (SiC) y como consecuencia de la tecnología de protección admisible en conceptos actualmente previsibles de reactor, los de fusión nuclear por confinamiento inercial podrían producir en el material estructural una dosis radiactiva entre 10 y 100 mil veces inferior a la de un reactor de fusión nuclear por confinamiento magnético de igual potencia. Actualmente se están investigando otros combustibles para la fusión nuclear, no radiactivos y que no produzcan neutrones, como el protón-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 operación 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 de 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.

En un reactor de fusión nuclear, al establecer el balance entre la energía consumida, empleada en el confinamiento y calentamiento del deuterio-tritio, y la producida (tanto perdida como aprovechable), se obtiene el llamado criterio de Lawson, figura 7. Para una temperatura de ignición de 100 millones de grados, se obtiene en el caso de la Fusión por Confinamiento Magnético (FCM), una densidad del plasma de 10^{14} iones/centímetros cúbicos (equivalente al vacío industrial) y un tiempo de confinamiento de unos segundos; mientras que, en el caso de la Fusión por Confinamiento Inercial (FCI), se obtiene una densidad del plasma de 10^{25} iones/centímetros cúbicos y un tiempo de confinamiento del orden de décimas de nanosegundo (10^{-9} segundo).

PUNTOS DÉBILES/DIFICULTADES ACTUALES DE LA FUSIÓN NUCLEAR

Las dificultades actuales para el uso de la fusión nuclear como generador de energía pasan por la complicación científica en la obtención del proceso en sí mismo (hoy en día demostrado pero no eficiente) y los retos tecnológicos (y éste sí es el principal problema) que aún quedan por resolver para conseguir la planta de potencia comercialmente competitiva.

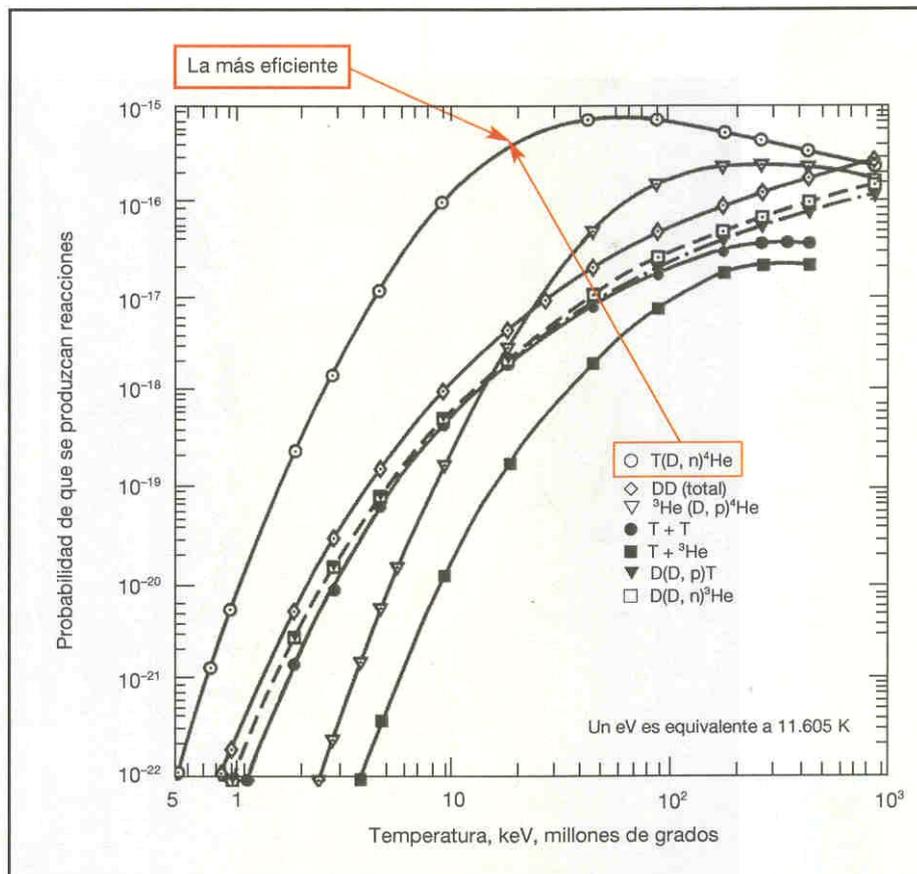


Figura 7.- Mecanismo de fusión nuclear de la reacción más probable DT.

Científicamente, el primer problema aparece cuando se quiere unir, es decir, fusionar dos núcleos, que al estar cargados positivamente se repelen electrostáticamente. El procedimiento más fácil para superar esa repulsión, llamado fusión en caliente o termonuclear, consiste en “calentarlos” a una temperatura, llamada de ignición, tal que la energía cinética que adquieren compense la repulsión coulombiana, 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 sólo 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 protónboro 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 emplearán 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 sólo 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 sólo radica en calentar el plasma a estas elevadas temperaturas; el verdadero problema consiste 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.

Desde el punto de vista tecnológico tanto en las opciones de fusión magnética como inercial es necesario aún comprobar una gran parte de sus tecnologías para una planta de potencia. En el capítulo relativo a la aproximación al reactor (escala comercial) se mencionan con detalle esas carencias por demostrar. En este punto ejecutivo se resumen las mismas aunque resulte repetitivo.

Fusión confinamiento magnético:

- Funcionamiento estacionario continuo (alargamiento del ciclo=¿otros aparatos?).
- Materiales resistentes a una fluencia térmica muy elevada (por efecto de la interacción con las partículas cargadas y radiación), así como resistentes a la irradiación neutrónica.

- Materiales que sean de activación neutrónica reducida o muy baja, de manera que se minimicen los residuos al final de vida de la planta generando un muy pequeño volumen controlable en pocos años en superficie.
- Diseño final efectivo y demostrado de las envolturas responsables de la extracción segura de energía y de la reproducción de tritio en la planta.
- Diseño final efectivo del elemento *divertor* capaz de aguantar las cargas térmicas a las que estará sometido durante una vida lo más larga posible.
- Comprobación de los sistemas en general y del mantenimiento remoto en particular (incluyendo diagnosis) bajo condiciones extremas de radiación.
- Demostración de los sistemas superconductores.

Fusión por confinamiento inercial:

- Elegir la opción óptima entre ignición central y rápida y las tecnologías involucradas.
- Demostrar las fuentes de iluminación láser de alta eficiencia (al menos > 10%) y de alta capacidad de repetición (1-5-10 pulsos por segundo \leftrightarrow Herzio=Hz), con energías de algunos Megajulios en el caso de ignición central y de algunos cientos de kilojulios para la ignición rápida combinado, en este caso, con un láser de algún Kilojulio y con potencia de Petavatios. La otra opción sería la demostración de una fuente de iluminación de esas características pero basada en iones pesados.
- Demostrar la capacidad de fabricación de las cápsulas combustibles de una manera masiva y con alta capacidad de repetición, junto a sus sistemas de inyección y seguimiento para su posicionamiento correcto en el interior de la cámara de reacción.
- Demostrar las envolturas de los reactores (como en magnético) pero en este caso quedaría la posibilidad de alcanzar desarrollos tecnológicos capaces de proteger la primera pared estructural del reactor mediante dispositivos fluidos.

Aplicaciones no energéticas de la energía nuclear

Por RAFAEL CARO MANSO
y RICARDO MANSO CASADO

Resumen

La energía nuclear típicamente para el gran público se considera protagonista en el entorno de la producción energética, lo que actualmente conlleva un cierto contenido peyorativo; sin embargo, hay muchas otras aplicaciones, cada día más, en los campos de la medicina, la tecnología e investigación y Desarrollo (I+D). En este artículo se presenta en primer lugar, y con un cierto detalle, la primera de las aplicaciones, (la medicina), y se le antepone una cierta presentación histórica de todo lo nuclear, por cuanto los rayos x y la radiactividad natural, que irrumpieron en la física casi simultáneamente, tuvieron sus primeras aplicaciones de cara al público en los dominios diagnóstico y terapéutico, y por otra parte fueron el pistoletazo de salida de la exploración íntima de la materia, que aún no ha concluido. Temas tales como la Tomografía por Emisión de Positivos (PET), la tomografía computerizada; la Boroneutroterapia (BNCT), etc se describen con un cierto detalle; y, como no, el uso de los radioisótopos.

A continuación se hace una descripción muy somera de las aplicaciones, en la industria, la agricultura, etc., temas estos que de uno en uno dan de sí lo suficiente para escribir un tratado, pero que habida cuenta de los límites que tiene este trabajo hay que conformarse con una leve descripción.

Medicina nuclear

PRESENTACIÓN

Aunque la energía nuclear para el gran público es protagonista solamente en el capítulo energético, con todo el contenido peyorativo que tal noción conlleva a cuenta de su carácter contaminante y bélico, sus aplicaciones en el dominio de la medicina, de la industria y de la Investigación son también notables y cada vez más frecuentes.

En este libro, sin embargo, la aplicación preferente corresponde a la producción energética, y en este artículo solamente se resumirán, de forma necesariamente breve, sus aplicaciones médicas y algunas industriales.

Ciertamente, los orígenes de la medicina nuclear se encuentran a finales del siglo XIX cuando Wilhelm Roentgen (1895) descubrió los rayos X., Henry Becquerel (1896) la radiactividad natural y Marie Curie (1898) el radio. Estos tres descubrimientos, casi coincidentes en el tiempo, tenían como denominador común la emisión de una energía misteriosa que la electrodinámica clásica, que estaba muy bien establecida desde tiempos de Maxwell (1865), era incapaz de explicar. En realidad este fue el origen de las investigaciones que llevarán a la exploración y análisis de la naturaleza íntima de la materia, (el conocimiento detallado del átomo y de componentes, la fisión, la fusión, etc. Cuando Becquerel descubrió la radioactividad natural y sus componentes (núcleos de helio, electrones y radiación electromagnética que él bautizó como *alfa*, *beta* y *gamma*, respectivamente, porque ignoraba la naturaleza de dichas partículas, no hizo sino mostrar su desconocimiento de qué era *aquello*, de la misma manera que Roentgen llamó rayos X a la radiación que acababa de descubrir, para recalcar su naturaleza desconocida.

En este capítulo, pues, se pretende mostrar como el conocimiento detallado del átomo ha permitido desarrollar herramientas y procedimientos de gran aplicación en la medicina. Este es un campo enormemente amplio y multiforme, en el que a cuenta de la necesidad ineludible de poner algún orden, se ha subdividido en las siguientes secciones:

1. Una presentación histórico-científica global donde se muestran los orígenes de toda esta ciencia.
2. Los rayos X; usos diagnósticos y terapéuticos; y la tomografía computerizada.
3. Los radioisótopos.
4. La BNCT.
5. La PET.
6. Los procesos industriales.

INTRODUCCIÓN HISTÓRICA

En el año 1816 el físico francés Becquerel, un poco por casualidad, había descubierto la radioactividad. Este francés, padre sin saberlo de todo lo nuclear, dejó inadvertidamente en la mesa de su laboratorio unas sales de uranio con las que estaba trabajando, junto a unas placas fotográficas que aparecieron después misteriosamente veladas, a pesar de estar protegidas de la luz. La estupefacción inicial dejó paso al espíritu científico, y después de algunos ensayos vino a concluir que el uranio era el responsable del fenómeno. Aparentemente, este elemento emitía una radiación análoga a la luminosa, puesto que velaba la placa fotográfica, pero mucho más poderosa, ya que era capaz de atravesar la envoltura protectora.

Este hecho acostumbra a aceptarse como la primera vez que la radiación ha hecho acto de presencia en el mundo de la física, lo que no es estrictamente cierto por cuanto la radiación luminosa -la luz- venía requiriendo la atención de los físicos, o mejor llamados los que se dedicaban a la filosofía natural, desde mucho tiempo atrás. Además Roentgen en el año 1895 había descubierto los rayos X, y alguna de sus maravillosas propiedades. Sin embargo, el descubrimiento de Becquerel, la radioactividad, inexplicable con los conocimientos de la física disponibles a la sazón, desencadenó entre los científicos de todo el mundo un interés tal, que al cabo de muy pocos años ya se habían sentado las bases para una nueva concepción del Universo. Fue, sencillamente, el principio de una de las aventuras más fascinantes de la humanidad: La exploración de la naturaleza íntima de la materia.

Dos años más tarde el matrimonio Pierre y Marie Curie, que compartieron el premio Nobel de Física con Becquerel, encontraron que el torio emitía el mismo tipo de radiación que el uranio, y que su intensidad era independiente del compuesto químico en el que se encontrara; es decir, se trataba de una propiedad a nivel fundamental, a nivel atómico. En este mismo año, los esposos Curie detectaron en un mineral del uranio, la pechblenda de St. Joachimstal, una radiación de intensidad mucho más elevada que la que correspondía a su contenido en uranio, lo que les llevó a pensar en la posible existencia de otro elemento radiactivo. Sus investigaciones tuvieron éxito, y mediante técnicas de separación química obtuvieron un gramo de un nuevo elemento, el radio, cuya actividad era un millón de veces superior a la del uranio.

Aparece en escena a continuación la colosal figura del físico británico lord Rutherford, premio Nobel de 1908. Este hombre fue el creador de un equipo que en

el Cavendish Laboratory de Cambridge, junto con su ilustre discípulo el danés Niels Bohr, premio Nobel en el año 1922, mantuvo a Inglaterra durante muchos años en la vanguardia de la investigación del átomo. En este mismo periodo Marie Curie había fundado en el año 1906 el Institut du Radium en la Facultad de Ciencias de París. En sus laboratorios se realizaban magníficos trabajos en competencia con el Instituto Max Planck de Berlín, que bajo la dirección de Otto Hahn había de jugar un papel trascendental en la historia de la física nuclear.

Rutherford fue el primero en analizar la naturaleza de las radiaciones emitidas por los cuerpos radiactivos. En su experimento, la radiación emitida por una pequeña cantidad de una sal de radio se descomponía en tres componentes bajo la acción de un campo eléctrico. Estas tres componentes fueron bautizadas con los nombres de *alfa*, *beta* y *gamma*, simplemente por ser, al principio, de naturaleza desconocida. La desviación experimentada por los rayos *alfa* indicaba que se trataba de partículas cargadas con electricidad positiva; por el mismo tipo de razones, los rayos *beta* deberían constar de partículas cargadas con electricidad negativa. La radiación *gamma*, que no experimentaba ninguna desviación en el campo magnético, seguramente carecería de naturaleza corpuscular y sería más bien ondulatoria, como la luz o los rayos X.

Posteriores investigaciones en este campo indicaron que las partículas *beta* eran sencillamente electrones, y que las partículas *alfa* eran núcleos de helio.

Una vez conocida la naturaleza y propiedades de las partículas *alfa*, Rutherford, pensó en utilizarlas como herramienta para obtener un mejor conocimiento de la estructura de la materia. Así, en el año 1911 realizó una serie de experiencias extremadamente ingeniosas, que han sido fundamentales para el conocimiento interno del átomo. Aprovechando la velocidad con que dichas partículas son emitidas por los cuerpos radiactivos, las utilizó como proyectiles para bombardear laminillas metálicas muy finas. Rutherford pensaba que el análisis de la interacción entre las partículas *alfa* y los átomos de la laminilla permitiría deducir algunas características básicas de aquellos. Sus conclusiones no pudieron ser más brillantes ni más acertadas. Los átomos, según su interpretación, debían estar constituidos por una región central, el núcleo, donde debía residir la casi totalidad de la masa del átomo; su carga eléctrica, positiva, había de estar neutralizada por una nube de electrones situada a su alrededor a modo de diminuto sistema solar. Esto significaba

que los átomos no eran macizos, que la materia estaba llena de huecos, lo que explicaba porqué en sus experimentos la mayoría de las partículas *alfa* eran capaces de atravesar las laminillas, sin sufrir ninguna interacción.

Por otra parte, Rutherford suponía que los electrones debían mantenerse girando alrededor del núcleo, para que la fuerza centrífuga de su rotación impidiera que fueran atraídos por el núcleo, como corresponde a cargas eléctricas de distinto signo. En pocos años, los investigadores nucleares demostraron la divisibilidad de lo considerado indivisible hasta entonces, y Albert Einstein estableció que el espacio y el tiempo eran una propiedad de la materia-energía, y además no eran independientes entre sí. Todas estas ideas y sus consecuencias, cada vez más interrelacionadas, hablaban de una nueva física que venía a sustituir a otra cuyos hitos forman una magna crónica de los tres siglos transcurridos entre Galileo y Roentgen.

Rutherford y sus colaboradores en el Cavendish Laboratory de Cambridge; los Curie y su equipo en París; Niels Bohr en Copenhague; y un notabilísimo grupo de jóvenes físicos italianos en la Universidad de Roma, se habían empeñado en la reestructuración del edificio de la física clásica, en el que los descubrimientos de Planck, Einstein, Rutherford, Bohr, los Curie y muchos otros habían puesto de manifiesto grandes grietas.

Fue en Göttingen donde durante la década de los años treinta, se realizaron los máximos avances en la Interpretación teórica de la nueva física, y allí, se reunió un poco por azar, un grupo de jóvenes y brillantes físicos, que colaboraron entusiásticamente en la tarea de encontrar la armonía del nuevo universo.

Estos hombres fueron Heisenberg, premio Nobel de 1932. cuyo principio de incertidumbre condicionaría los fenómenos del microcosmos; Paul Dirac, premio Nobel de 1933, y estructurador formal de la mecánica cuántica; Fermi, premio Nobel del año 1938 y primero, sin él mismo saberlo, en fisiónar un átomo, y constructor en 1942 del primer reactor nuclear del mundo; el vienés Pauli, premio Nobel de 1945 y, el ruso George Gamow. Otra figura excepcional en este grupo fue el americano de origen judío J. Robert Oppenheimer. A este hombre, interesante por tantos conceptos, la historia le tenía reservado el papel de director científico del programa de construcción de las primeras bombas atómicas.

Cada día surgían descubrimientos inesperados y fascinantes. En el año 1919 Rutherford describía en el *Philosophical Magazine* como al bombardear nitrógeno con partículas *alfa* se producía oxígeno e hidrógeno. Entre los años 1930 y 1932 los físicos alemanes Bothe y Becker observaron que al bombardear berilio con partículas *alfa*, se producía una radiación de gran poder penetrante, pero fue Chadwick, discípulo de Rutherford, quien trabajando en Cambridge encontró la interpretación correcta. Se trataba de una nueva partícula, a la que bautizó con el nombre de neutrón, y que había de tener la máxima importancia en la historia de la física.

Entre los años 1930 y 1934, el matrimonio Joliot-Curie realizó una serie de experimentos análogos a los anteriormente descritos, que les condujo al descubrimiento de la radiactividad artificial. Bombardeando aluminio con partículas *alfa* procedentes de una muestra de polonio, se obtenían neutrones más otro elemento, identificado químicamente como fósforo, no existente en la naturaleza, que se desintegraba a lo largo de un intervalo de tiempo de algunos minutos, emitiendo positrones, partículas éstas que habían sido descubiertas poco tiempo atrás por Anderson. Era esta la primera vez que el hombre construía elementos radiactivos artificiales y, que les valió a los Curie el premio Nobel de 1935.

Y los científicos seguían incansables su trabajo. Fermi en la Universidad de Roma, rodeado de un brillantísimo equipo de jóvenes físicos como Segré, Majorana, Pontecorvo, Amaldi, Rasetti, etc., decidió utilizar neutrones en vez de partículas *alfa* para provocar reacciones nucleares. Así consiguió fabricar gran número de elementos artificiales. En el curso de sus experimentos encontró que disminuyendo la velocidad de los neutrones, se convertían en partículas especialmente dotadas para ser absorbidas por los núcleos, creando así especies nuevas. Como material moderador de la velocidad de los neutrones utilizó el agua de un romántico estanque de la Universidad de Roma, donde confirmó definitivamente este fenómeno. Este hecho habría de ser después de tremenda transcendencia en el Proyecto Manhattan durante la Segunda Guerra Mundial, en la construcción del primer reactor nuclear del mundo, el Chicago Pile 1 (CP-1), en el que la moderación de los neutrones se conseguía con grafito en vez de con el agua de un estanque de su antigua Universidad. Prosiguiendo con sus investigaciones, Fermi imaginó que si

bombardeaba con neutrones el último elemento de la clasificación periódica, el uranio, seguramente conseguiría algún nucleido no existente en la naturaleza.

Sin embargo, el análisis del uranio bombardeado con neutrones revelaba la presencia de una veintena de elementos químicos, situados en la zona intermedia de la clasificación periódica. Ni siquiera la genialidad de Fermi fue capaz de interpretar correctamente lo que había pasado, que no era, ni más ni menos, que una fisión nuclear provocada por primera vez por el hombre.

Entretanto, el nazismo, establecido como doctrina oficial en Alemania en el año 1933, estaba haciendo cada vez más difícil la vida a la comunidad científica a cuenta de su elevado contenido en investigadores judíos. Sólo por motivos raciales fueron acosados físicos notables como Leo Szilard, Eugen Wigner, premio Nobel de 1905, y Edward Teller, futuro “padre de la bomba H”, y todos ellos de enorme significación pocos años después en los proyectos nucleares de Estados Unidos de Norteamérica.

Entretanto, el experimento de Fermi preocupaba sobremanera al mundo científico, que no conseguía encontrar la explicación adecuada al fenómeno. En París, el matrimonio Irene Curie-Frédéric Joliot encontró, mediante análisis químicos muy cuidadosos, trazas de elementos de número atómico intermedio en una muestra de uranio irradiado con neutrones. Estos resultados no fueron aceptados como correctos por Lise Maitner, colaboradora de Otto Hahn en el Kaiser Wilhem Institut de Berlín.

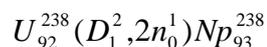
Otro colaborador de Otto Hahn, Fritz Strassmann, leyendo las comunicaciones de Joliot-Curie, comprendió que análisis químicos tan cuidadosos como los allí descritos, no podrían estar absolutamente equivocados. Otto Hahn, entonces, repitió el análisis con los métodos radioquímicos extremadamente precisos de que disponía en su laboratorio, corroborando los resultados de la Curie; Hahn quedó estupefacto. Este hecho transcendental en la Historia de la Humanidad tuvo lugar poco antes de la Navidades del año 1938. Inmediatamente, el investigador alemán escribió un informe de su experimento y, como acto de rebeldía frente al III Reich, se lo hizo llegar como muestra de deferencia a su antigua colaboradora Maitner, a la sazón en Dinamarca. Su sobrino Otto Frish, también huido de Alemania y brillante colaborador del Instituto de Bohr, la acompañaba en aquellas fiestas de Navidad, cuando llegó la carta, y entre los dos encontraron la interpretación adecuada. El uranio, al capturar

uno de los neutrones con que se le bombardeaba, se rompía en dos fragmentos. Esta rotura podía tener lugar de varias maneras diferentes, lo que explicaba la veintena de elementos encontrados en los análisis químico y radioquímica. Además, y eso era extremadamente importante, había una liberación de energía tremendamente superior a la que se daba en las reacciones nucleares conocidas hasta entonces.

Estos resultados, publicados en *Nature*, produjeron una gran conmoción en el mundo de la física. Muy rápidamente, con aportaciones de distintas procedencias, se fue completando el rompecabezas. La tremenda energía que se liberaba en la fisión procedía de la disminución de masa en la reacción, fenómeno que la teoría de relatividad espacial de Einstein explicaba perfectamente. Además, se comprobó que en la reacción se producían algunos neutrones, que a su vez podrían producir nuevas fisiones según un proceso en cadena.

Todas estas investigaciones y resultados fueron puestos en conocimientos de Einstein, a quien urgieron para que apoyándose en su gran prestigio solicitara al presidente Roosevelt de Estados Unidos su participación en estos temas e investigaciones por temor a que la Alemania nazi llegase antes a la meta, y construyese la bomba A, como consecuencia en los años 1940-1941 se empezaron a hacer medidas en sistemas de uranio-grafito, a cuenta de que G. Seaborg había descubierto un nuevo elemento transuránico, el plutonio, en la Universidad de California.

Las reacciones nucleares en que Seaborg fundaba su descubrimiento eran las siguientes:



Y este último nucleido se desintegraba con emisión de una partícula *alfa*, produciendo Pu_{94}^{238} . Después, se vino a comprobar que el isótopo 239 del plutonio tenía características fisionables muy parecidas al U-235, por lo que Estados Unidos puso gran empeño en la fabricación de Pu-239, que sería después utilizado en la bomba atómica que se arrojó sobre Nagasaki.

Se creó el *Metalurgical Project* que fue el nombre en clave de un grupo de investigación que reunía en la Universidad de Chicago a los equipos de Szilard y

Fermi, procedentes de Nueva York, y al de Seaborg de California. Su misión habría de consistir en conseguir una reacción de fisión en cadena automantenida, y producir así el plutonio necesario para la construcción de una bomba atómica.

Fermi, había decidido tiempo atrás marcharse de Italia, y después de recibir el premio Nobel en 1938, desde Suecia se dirigió directamente a Norteamérica. Tenía 41 años cuando en el Proyecto Maniatan fue encargado del problema de la reacción en cadena. Con el mayor secreto, la Universidad de Chicago, empezó a montar un apilamiento de uranio y grafito. Fermi calculaba que cuando el apilamiento que estaba montando, que recibió el nombre de CP-1, llegara a tener aproximadamente siete metros de lado, se alcanzaría el tamaño mínimo necesario para que la reacción en cadena fuera automantenida. Al mismo tiempo, parte de los neutrones del sistema, al ser absorbidos en el U-238, producirían plutonio.

El procedimiento seguido por Seaborg para el descubrimiento del plutonio, utilizaba el ciclotrón de la Universidad de California para acelerar deuterones bombardeando con ellos un blanco de uranio natural, es decir, prácticamente U-238 que constituye el 99,3% del total.

Este procedimiento, científicamente irreprochable tiene el inconveniente de su escasa producción, y por lo tanto, coste elevado. Sin embargo, con la gran abundancia de neutrones que se liberaban en el reactor desarrollado por Fermi, la producción de Pu-239 sería masiva.

El 2 de diciembre de 1942 es una fecha en la historia de la humanidad. El reactor CP-1 funcionó, Consiguiéndose por primera vez una reacción en cadena autosostenida. Seaborg, entre tanto, se ocupaba de poner a punto la química del plutonio, y construir una fábrica que lo obtuviera a partir del uranio parcialmente consumido en los reactores de Hanford.

La gran abundancia de neutrones mencionada, fue también responsable de la producción en masa de radioisótopos aplicables a la medicina y a la investigación.

A partir de aquí se inicio el proceso que junto con la producción del U-235 en Oak Ridge (Tennessee) mediante la separación isotópica del U-238, y la producción de Pu-239 con los reactores nucleares del Hanford. Se construirían las bombas que

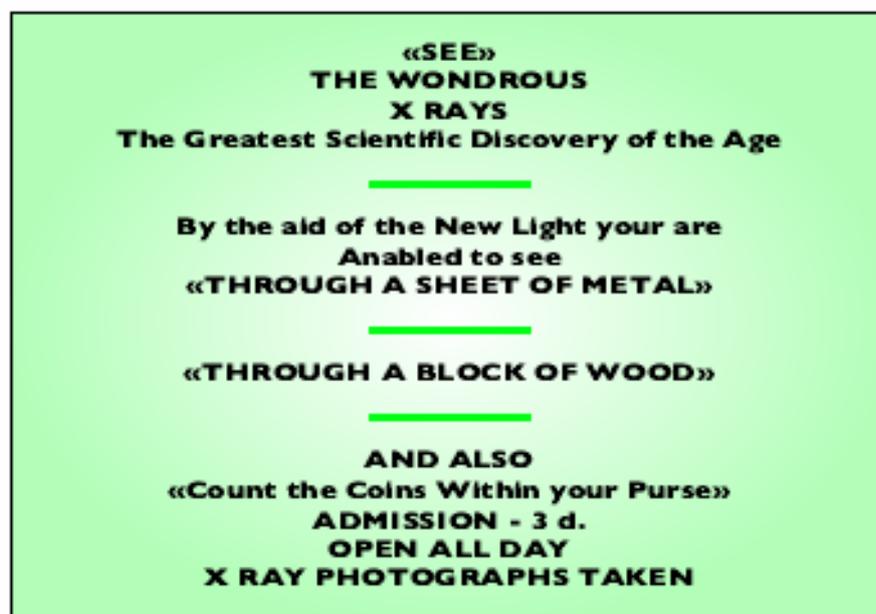
destruirían las ciudades japonesas de Hiroshima y Nagasaki poniendo fin a la Segunda Guerra Mundial.

Y este reactor CP-1 fue el origen del desarrollo de las centrales nucleoelectricas, responsables hoy de aproximadamente el 18% de la producción eléctrica mundial y de la utilización de los radioisótopos en la medicina, la industria y la investigación.

Así como la fisión consistía en la rotura del núcleo de U-235, o del Pu-239, el conocimiento más detallado del núcleo atómico permitió el descubrimiento de la fusión. En este proceso dos núcleos ligeros, por ejemplo el deuterio y el tritio se fusionan para producir He más un neutrón, desprendiéndose una gran cantidad de energía (14,1 MeV).

En este tema también las aplicaciones militares (bomba de hidrógeno) están precediendo a las civiles. De hecho, todavía no se ha conseguido un artefacto para la producción controlada de energía basándose en este fenómeno, aunque la solución cada vez está más cerca.

Y no sólo ha sido la exploración de la naturaleza íntima de la materia y sus subproductos, las energías de fisión y de fusión, los resultados de este proceso, la medicina y la industria también se han beneficiado en gran medida. En lo que sigue se mostrará como la medicina nuclear es mucho más capaz en la actualidad, de lo que era con los procedimientos convencionales, y no solo en procesos de diagnóstico, sino también de terapia.



El impacto de los rayos X sobre el público puede medirse por el hecho de que incluso en ferias se exhiba como una atracción más, como muestra la figura 1.

LOS RAYOS X

Habitualmente, la figura de W. K. Roentgen se simplifica demasiado presentándole como descubridor de los rayos X y ganador del Premio Nobel de Física. Sin embargo había trabajado, y era bien conocido en otros campos de la Física en Zúrich Wurzburg y Giesen.

Roentgen en sus experimentos había envuelto un tubo de vacío, donde estaba produciendo descargas eléctricas, con un cartón negro para eliminar los rayos visibles y los ultravioleta, observando que una pantalla de platino cianuro de bario colocada cerca del tubo, se iluminaba cuando producía una descarga en el tubo, concluyendo que esta iluminación era producida por el flujo de radiación emitido por la porción de superficie alcanzada por los rayos catódicos de la descarga. Prosiguiendo con sus investigaciones Roentgen mostró que si bien los campos electromagnéticos no ejercían efecto alguno sobre esta radiación, en cambio harían conductor al aire interpuesto entre las hojas de un electroscopio, además tenían un gran poder de penetración a través de sustancias opacas a la luz, siendo la absorción tanto mayor cuanto más alto es el número másico de la materia observada. Esta característica tan utilizada desde entonces en medicina diagnóstica fue puesta de manifiesto públicamente en el año 1896 al radiografiar una mano del histólogo de la Universidad de Wurzburg A. Killicker. Ciertamente el descubrimiento de los rayos X, en gran medida fortuito es seguramente uno de los hallazgos que más importancia han tenido tanto en la física básica como en la aplicada, en campos tan diversos como la medicina, la biología, la ciencia de materiales, etc., de hecho, sólo tres meses después de su descubrimiento "oficial" se empezó a utilizar en un hospital de Viena en intervenciones quirúrgicas, hecho basado en el gran poder de penetración de esta radiación. Parecía claro además, que no se trataba de partículas cargadas, por cuanto los campos electromagnéticos no les afectaban.

El experimento que puso de manifiesto la auténtica naturaleza de los rayos X fue realizado por Max von Laue en el año 1912. Este investigador, teniendo en cuenta la estructura cristalina postulada por Bravais años atrás, pensó que en el caso del ClNa el módulo del cristal debería ser del orden de magnitud de 10^{-8} centímetros, es decir,

probablemente el adecuado como red de difracción para un haz de rayos .X., cuya longitud de onda debería ser esa aproximadamente; von Laue ensayó este experimento haciendo incidir un haz de rayos X sobre una superficie cristalina, teniendo lugar claramente un fenómeno de difracción, mostrando inequívocamente la naturaleza ondulatoria de la radiación X.

Atendiendo al contenido científico de los hechos mencionados en los párrafos anteriores, podríamos resumirlos en lo siguiente: cuando se bombardea una sustancia con electrones de alta velocidad se produce una radiación que fue bautizada como rayos X. El montaje típicamente utilizado es un tubo de vacío dotado de dos electrodos entre los que se establecen una diferencia de potencial. El cátodo es usualmente un filamento de tungsteno que emite electrones al ser calentado al rojo blanco; estos electrones a su vez son atraídos por el ánodo, llegando a adquirir una alta velocidad con la que inciden sobre él, provocando la emisión de los rayos X. Obviamente, la corriente electrónica depende, entre otras cosas, del potencial establecido entre los electrodos.

Para bajos voltajes la corriente es pequeña debido a la nube electrónica que se forma alrededor del filamento del tubo, y que por repulsión eléctrica tiende a rechazar hacía el cátodo a los electrones emitidos por su incandescencia. Al aumentar la tensión, este efecto es vencido gradualmente llegándose finalmente a la zona de saturación, en la que prácticamente todos los electrones catódicos producidos llegan al ánodo. Es en esta región donde trabajan los sistemas de rayos .X. tanto diagnósticos como terapéuticos.

Es pertinente describir ahora como las interacciones de los electrones como la materia producen los rayos X. Es este un proceso complejo en el que pueden suceder varios fenómenos, en general, conducentes a la emisión de radiación. Puede suceder que el electrón de alta velocidad que penetra en el material al que está enfocado sufra varias colisiones sucesivas ionizando los átomos con los que colisiona, perdiendo energía y cambiando de dirección en cada colisión hasta llegar al reposo; un electrón de 100 kiloelectrón voltios (KeV) puede sufrir del orden de 1.000 colisiones antes de perder toda su energía por este procedimiento.

Otro proceso que puede tener lugar es la colisión del electrón incidente con otro de la primera órbita electrónica del átomo (capa K) arrancándole de su posición.

Cuando un electrón procedente de otra órbita rellena el hueco así creado, produce la emisión correspondiente de radiación.

También puede suceder, aunque con menor probabilidad, que el electrón incidente tenga su interacción directamente con el núcleo, decelerándose y emitiendo la radiación de frenado (*bremstrahlung*) correspondiente. El electrón continúa su camino con una energía disminuida en $h\nu$ (energía del cuanto de radiación emitida). Finalmente, otra posibilidad es la colisión frontal electrón-núcleo, y el frenado total del electrón; la deceleración correspondiente a este frenado se traduce nuevamente en un cuanto de radiación.

Obviamente lo más probable es que la emisión de radiación por interacción del electrón de alta velocidad con la materia sea un complejo de todas estas posibilidades.

Las propiedades de los rayos X brevemente descritas en los párrafos precedentes sugieren su posible aplicación en medicina tanto en el capítulo del diagnóstico como en el de la terapia. En aquél sus posibilidades fueron inmediatamente descubiertas y utilizadas.

En su uso terapéutico su fundamento reside en la energía transportada por el fotón que adecuadamente conducida, puede depositarse sobre una formación tumoral destruyéndola, al menos parcialmente. Por supuesto, su uso en este entorno exige el conocimiento lo más detallado posible de los mecanismos de deposición de la energía transportada a los tejidos donde ha de producir un cierto “daño” biológico. La fenomenología de la deposición de esta energía, es decir, de la dosis, es muy compleja y no del todo bien conocida. La primera parte del proceso consiste en la colisión entre el fotón y un electrón del organismo irradiado, que produce una cierta dispersión de la radiación y la producción de un electrón de alta velocidad, que a su vez produce a lo largo de su trayectoria, ionizaciones, excitaciones de los átomos y roturas de ligaduras moleculares, es decir, un cierto daño biológico; además, en la interacción de este electrón con un núcleo puede producirse una cierta radiación de frenado que junto con la radiación de la primera fase es relativamente bien conocida, pero los cambios químicos que tienen lugar como consecuencia de la rotura de ligaduras moleculares y el daño biológico contiene todavía algunas lagunas de conocimiento. De hecho, en todo este proceso hay tres tipos de fenómenos

físicamente diferentes que hay que estudiar por separado, a saber: el efecto fotoeléctrico, la dispersión de Compton y la producción de pares. Todos ellos se estudian con detalle en los textos clásicos de la física nuclear.

Por supuesto, el uso terapéutico de los rayos .X ha avanzado mucho desde sus primeras aplicaciones, que consistían básicamente en un dispositivo que enfocaba la radiación hacía el entorno tumoral, hasta el momento actual, en que gracias a una visualización gráfica tridimensional y muy precisa del tumor se puede irradiar una dosis adecuada al volumen tumoral minimizando la irradiación a los tejidos adyacentes. Esto ha sido posible gracias al desarrollo de técnicas, tanto en *hardware* como en *software* como la Tomografía Axial Computerizada (TAC), la Resonancia Magnética (RM) y la PET. Todas ellas serán brevemente descritas en este trabajo. Por supuesto, lo dicho tiene una aplicación casi específica a las otras fuentes de irradiación.

Entre las mejoras en radioterapia externa por métodos convencionales también hay que citar la *gamma-Knife*, los ciclotrones y los aceleradores lineales adaptados. La primera consiste en una unidad de irradiación con varias fuentes de Co^{60} que convergen en un punto con una precisión inferior a 0,5 milímetros; los aceleradores lineales citados (que naturalmente no incorporan fuente encapsulada alguna) producen haces de electrones y fotones de alta energía; tienen una precisión de enfoque análoga a la *gamma-Knife* y además pueden adaptarse para otros usos. Asimismo los ciclotrones, también utilizados en esta tarea general, producen partículas pesadas con mayor rendimiento dosimétrico que los fotones *gamma*.

LOS RADIOISÓTOPOS

La mayoría de los elementos químicos tienen un cierto número de isótopos, entendiendo por tales aquellos elementos que, teniendo el mismo número de protones en su núcleo, tienen masas diferentes debido a que poseen un número distinto de neutrones. De éstos, unos 200 se utilizan de forma habitual en distintos campos de la actividad humana.

Los radioisótopos pueden generarse de formas diversas, La más frecuente es mediante irradiación neutrónica en un reactor nuclear, proceso en el que se produce la captura de un neutrón por el núcleo del elemento inicial, dando origen a otro con un exceso de neutrones (*neutrón rich*). Otros radioisótopos son generados con

aceleradores de partículas, fundamentalmente ciclotrones, en un proceso en que los protones acelerados son absorbidos por los núcleos del elemento inicial, resultando un núcleo con un defecto de neutrones (*protón rich*). En ambos casos esto se traduce en una inestabilidad de la que el nuevo núcleo se libera emitiendo una o varias partículas nucleares. Los fenómenos de generación de radioisótopos y decaimiento radiactivo están bien explicados por la física nuclear y constituyen un campo de gran interés en las distintas áreas de la medicina, la I+D tecnológico de nuestro tiempo.

La medicina utiliza las radiaciones producidas en el decaimiento de los radioisótopos para obtener información que facilite el diagnóstico sobre el funcionamiento de un determinado órgano y, si es preciso, para su terapia, especialmente en el caso del cáncer, mediante la destrucción con dichas radiaciones de células específicas. Estos procedimientos de radiodiagnóstico y radioterapia ahora son una actividad rutinaria en la práctica médica, constituyendo el campo de actuación de la rama conocida como medicina nuclear que comenzó su desarrollo en los años cincuenta, en que los médicos en el área de la endocrinología comenzaron a utilizar I 131 para diagnosticar y tratar enfermedades de la glándula tiroides. Posteriormente, y sobre en las dos últimas décadas del siglo XX, las aplicaciones radiológicas han expandido de forma espectacular el campo de aplicación y la demanda de radioisótopos, sobre todo debido al desarrollo de los procedimientos basados en emisión de positrones CT/PET.

Millones de actuaciones en medicina nuclear se realizan anualmente y, por ello, la demanda de radioisótopos ha ido aumentando de manera continuada. En los países desarrollados (*N* 26% de la población total del planeta) la frecuencia del diagnóstico nuclear en el total de las actividades de diagnóstico alcanza el 2%, y la de terapia con radioisótopos es una décima parte del total de las actividades en terapia.

Dada la peligrosidad de las radiaciones emitidas para los seres vivos, todas las actividades relacionadas con los mismos (generación, transporte, manipulación y desecho) se encuentran reglamentadas al nivel de las distintas administraciones: regional, nacional y europea.

La condición a exigir al radioisótopo a utilizar es la emisión de radiación gamma de energía suficiente como para escapar del cuerpo, y con una vida media lo suficientemente corta como para desaparecer completamente una vez se haya

realizado el tratamiento. El utilizado más frecuentemente es el tecnecio-99m que se emplea en prácticamente el 80% de todos los procedimientos de medicina nuclear. Producido artificialmente, tiene unas características prácticamente ideales para su uso en medicina nuclear:

- Tiene una vida media de seis horas que es suficientemente larga para examinar los procesos metabólicos, pero lo bastante corta para minimizar la dosis recibida por el paciente.
- Decae según un proceso que emite rayos *gamma* y electrones de baja energía. Al no existir radiación de alta energía la dosis recibida por el paciente es reducida.
- La radiación *gamma* emitida escapa fácilmente del cuerpo humano, y se detecta también fácilmente con una *gamma*-cámara.
- La química del tecnecio es muy versátil, permitiendo formar trazadores en un amplio rango de sustancias activas biológicamente, asegurando su concentración en el órgano o tejido de interés.

Además del tecnecio muchos otros radioisótopos son utilizados en medicina nuclear. En este capítulo se detallan los radioisótopos utilizados en medicina nuclear que se generan en reactores nucleares y los obtenidos con el uso de ciclotrones.

Los radioisótopos se utilizan también en numerosas áreas de investigación. La mayoría de los sistemas físicos, químicos y biológicos tratan de forma idéntica las formas inertes y radiactivas de un elemento, por lo que el sistema puede ser investigado en la seguridad de que la aplicación de un radioisótopo para el seguimiento del proceso en nada altera su comportamiento. Un extenso rango de productos químicos orgánicos pueden ser generados con un átomo, o átomos, de su estructura sustituidos por el correspondiente radiactivo.

La aplicación de radioisótopos exige su generación previa al no existir de forma natural. Dicha generación puede realizarse mediante aceleradores de partículas o reactores nucleares; en esta circunstancia el ciclotrón es la alternativa al reactor nuclear para la producción de radioisótopos artificiales aunque en la inmensa mayoría de los radioisótopos a generar, incluidos los utilizados médicamente, el ciclotrón complementa al reactor nuclear, no lo sustituye.

Los reactores nucleares son la fuente exclusiva para la generación de Tc. Para ello se utilizan reactores experimentales, donde también se generan otros radioisótopos: cromo, cobalto, cobre, disprosio, oro, yodo, iridio fósforo, samario, molibdeno (precursor del tecnecio), etc. La creciente demanda hace que los reactores experimentales se encuentren al máximo nivel de producción y que incluso se estén sustituyendo por nuevas unidades que mejoren la producción. Este es el caso de Australia, donde ANSTO (*Australian Nuclear Science and Technology Organisation*), que durante más de un cuarto de siglo tanto en el reactor HIFAR (*High Flux Australian Reactor*), situado en el Centro Nuclear de Lucas Heights, como en el ciclotrón ubicado en el Royal Prince Alfred Hospital, sustituirá HIFAR, en operación desde el año 1958 por un nuevo reactor experimental, OPAL (*Open Pool Australian Light-water*), que permitirá la generación en mayor cantidad y de forma más eficiente de radioisótopos, además de utilizarse para la irradiación de silicio para aplicaciones electrónicas y en ensayos no destructivos de materiales. La entrada en operación de OPAL, está prevista para este año (2007).

Hasta principios de los años sesenta no se construyó el primer ciclotrón totalmente dedicado a la producción de isótopos comerciales en el Radiochemical Centre Amersham Internacional (Reino Unido). Entre los años 1965 y 1978 se construyeron varios ciclotrones de “primera generación” que eran básicamente ciclotrones de investigación simplificados para operaciones industriales. Desde el año 1975 los avances de la ingeniería hicieron posible la aparición de una “segunda generación” de ciclotrones, caracterizados por ser máquinas más compactas y más sencillas de manejar. En el año 1988 se dio un gran salto tecnológico al desarrollar IBA en Bélgica un ciclotrón de alta intensidad y bajo coste que aceleraba iones negativos, con alta eficiencia de extracción, y controles totalmente automatizados. Las instalaciones modernas de producción de radioisótopos consisten en un ciclotrón compacto que acelera iones H^+ , en el intervalo de energía de 10 a 30 MeV, con corrientes de extracción de hasta 350 μA microamperios. Además disponen de alta tecnología de sistemas de irradiación de blancos, y sistemas sofisticados de tratamiento radioquímica, por la necesidad de manejo de las elevadas actividades que han de ser incorporadas a un fármaco por vía estéril. Los aceleradores de partículas permiten generar radioisótopos tales como galio, bromo, rubidio, indio,

yodo, talio y cobalto y además suministran los isótopos precisos para los sistemas PET; carbono, nitrógeno, oxígeno y, fundamentalmente flúor.

Todos estos hechos explican que el mercado mundial de radioisótopos alcance un volumen anual de 120 billones de dólares, en el total de sus aplicaciones. Dicha cifra es solo una estimación ya que no existen datos detallados, sino análisis de economía de escala, fundamentalmente para Estados Unidos y Japón, cuadro 1.

Cuadro 1.– Economía de escala de la utilización de radioisótopos en Estados Unidos y Japón.

Conceptos	Economía de escala (millones de dólares estadounidenses)	
	Estados Unidos	Japón
Suministros médicos	4.800	2.300
Semiconductores	37.200	28.400
Radiografía industrial	650	260
Industria neumáticos	13.500	8.400
<i>TOTAL</i>	<i>56.150</i>	<i>39.360</i>

Respecto a España, no existen estudios detallados sobre el consumo de radioisótopos. El consumo global para el año 2003 viene dado en los cuadros 2 y 3.

Cuadro 2.– Venta de equipos radiactivos y fuentes encapsuladas en España en el año 2003.

Tipo de equipo o fuente	Cantidad
Equipos y fuentes radiactivas de aplicación industrial	115
Detectores de humos	205.198
Detectores de polvo	2
Equipos de rayos X de aplicación industrial	5
Aceleradores de partículas de uso médico	14
Fuentes radiactivas de iridio 192 para gammagrafía industrial	303
Fuentes radiactivas de iridio 192 para gammagrafía industrial reexportadas	279
Fuentes encapsuladas de cobalto 60 para uso médico (radioterapia)	13
Fuentes radiactivas encapsuladas de iridio 192 para uso médico (radioterapia)	97

Cuadro 3.– Suministros de fuentes no encapsuladas en España, año 2003.

Isótopo	Actividad aproximada en GBq
Molibdeno 99/Tecnecio 99 m	364.836
Yodo 131	19.300
Talio 201	1.414
Galio 67	6.171
Xenón 133	61
Iridio 192	635

Estos consumos son inferiores a los correspondientes a países con un nivel industrial y desarrollo similar al de España, al menos en un factor dos, por lo que es previsible un crecimiento importante de los mismos.

En el campo de la medicina nuclear, en España existen 130 centros con un servicio de medicina nuclear; con más de 200 *gamma*-cámaras, con lo que se dispone de aproximadamente cinco *gamma*-cámaras por millón de habitantes, frente a las 10 recomendadas por la Unión Europea. Existen 30 centros PET en funcionamiento.

Las previsiones de demanda de radioisótopos para el año 2008 alcanzan en el caso de España, supuesto un crecimiento mínimo del orden de un 3% anual, una cantidad del orden de 5 por 10 Gigabequerelios (GBq) en el caso del isótopo más utilizado (Tc^{99m}). Para los Sistemas PET, en particular para los 18F-fluorodeoxiglucosa o molécula equivalente, la previsión es una demanda de 1.650 GBq anuales, esto es unos 45 Ci/día (Curios/día).

En la actualidad los isótopos que se utilizan en las unidades de medicina nuclear de los hospitales españoles se tiene que importar del exterior, con lo que ello supone desde el punto de vista económico y de aplicación. Desde el punto de vista económico, la importación implica un encarecimiento de los tratamientos, y desde el punto de vista de aplicación supone la utilización de isótopos de vidas medias tales que permitan su transporte, con lo que se incrementa la dosis media que reciben los pacientes en su tratamiento, debido al tiempo de persistencia del isótopo inoculado, frente a lo que supondría utilizar isótopos de vida muchos más corta. Por tanto, al previsible crecimiento de la demanda hay que sumar la posibilidad de generar los radioisótopos demandados en prácticamente su totalidad, respecto a la situación

actual, en instalaciones nacionales, posiblemente regionales en los nuevos escenarios que se van definiendo en otros países.

Por tanto, el volumen económico implicado en la utilización de los radioisótopos, que sólo en el campo de la medicina nuclear podría alcanzar un valor anual de 30 millones de euros, unido a la carencia de generadores en España, justifica la consideración de la creación de un servicio de generación y distribución de radioisótopos, lo más regionalizado posible, en nuestro país. El estudio sugiere la realización de las siguientes actuaciones:

1. Estudio detallado del uso sectorial de los radioisótopos en España y su origen.
2. Análisis de la viabilidad de generar algunos de los isótopos requeridos en reactores de países vecinos, dada la carencia de reactores nucleares experimentales en España.
3. Análisis detallado de la posibilidad de construir y explotar un ciclotrón dedicado en exclusiva o con otras aplicaciones experimentales, a la fabricación de radioisótopos.

A continuación en los cuadros 4 y 5 se dan los radioisótopos de uso medio producido en reactores nucleares y en aceleradores, respectivamente. En el mismo cuadro se describen sus aplicaciones y periodo de semidesintegración.

ISÓTOPOS UTILIZADOS EN MEDICINA NUCLEAR

Se resumen en los cuadros adjuntas los radioisótopos de posible utilización en medicina nuclear, con indicación de su vida media y su aplicación específica.

Cuadro 4.– Radioisótopos de uso médico generados en reactores nucleares.

Radioisótopo	Vida media	Aplicaciones
Molibdenu 99	66 horas	Utilizado como precursor en los generadores de tecnecio 99 m.
Tecnecio 99 m	6 horas	Utilizado para imaging del esqueleto y músculo cardíaco y también para cerebro, tiroides, pulmones (perfusión y ventilación), hígado, riñones (estructura y ritmo de filtración), próstata, médula glándulas salivares y lacrimales y otros muchos estudios médicos especializados.
Bismuto 213	46 minutos	Utilizado en TAT.
Cromo 51	28 días	Utilizado para marcar glóbulos rojos y cuantificar pérdidas proteínicas gastrointestinales.
Cobalto 60	10,5 meses	Utilizando en los comienzos de la radioterapia para irradiación exterior.
Cobre 64	13 horas	Utilizado para el estudio de enfermedades que afecten el metabolismo del cobre, como las de Wilson y Menke.
Disprosio 165	2 horas	Utilizado como un agregado para el tratamiento de artritis mediante sinovectomía.
Erbio 169	9,4 días	Utilizado para el alivio del dolor artrítico en las articulaciones sinoviales.
Holmio 166	26 horas	En fase de desarrollo para el diagnóstico y tratamiento de tumores de hígado.
Iodo 125	60 días	Utilizado en braquiterapia de próstata y cerebro y en diagnóstico del ritmo de filtración en riñones y tromboflebitis. También ampliamente utilizado en ensayos inmunológicos para la detección de hormonas en cantidades mínimas.
Iodo 131	8 días	Ampliamente utilizado en el tratamiento del cáncer de tiroides y en su imaging. También se aplica en el diagnóstico de funcionamiento anómalo del hígado y flujo sanguíneo renal y obstrucción de del tracto urinario Siendo un fuerte emisor gamma, puede ser también utilizado para terapia con betas.

Cuadro 4.- (Continuación).

Radioisótopo	Vida media	Aplicaciones
Iridio 192	74 días	Suministrado en forma de alambres para su utilización como fuente interna de radioterapia para tratamiento de cánceres, se retira una vez alcanzada la dosis requerida.
Hierro 59	46 días	Utilizado para el estudio del metabolismo del hierro en la médula.
Lutetio 177	6,7 días	De creciente importancia dado que emite la radiación <i>gamma</i> justa para realizar imaging a la vez que emite radiación beta para la terapia de tumores pequeños. Su vida media es lo suficientemente larga como para permitir sofisticadas preparaciones antes de su uso.
Paladio 103	17 días	Utilizado para braquiterapia mediante la implantación permanente de semillas en las etapas iniciales del cáncer de próstata.
Fósforo 32	14 días	Emisor beta utilizado en el tratamiento de la policitemia vera (generación excesiva de glóbulos rojos).
Potasio 42	12 horas	Utilizado para la determinación de intercambio de potasio en el flujo sanguíneo coronario.
Rhenio 186	3,8 días	Utilizado para el alivio del dolor en cáncer de huesos. Emisor beta con débil radiación <i>gamma</i> para <i>imaging</i> .
Rhenio 188	17 horas	Utilizado para irradiación beta de las arterias coronarias mediante globos de angioplastia.
Samario 153	47 horas	Emisor beta muy efectivo en el tratamiento del dolor del cáncer de huesos y con aplicación en terapia de cánceres de próstata y mama.
Selenio 75	120 días	Utilizado para el estudio de la producción de enzimas digestivos.
Sodio 24	15 horas	Para el estudio de electrolitos en el cuerpo.
Estroncio 89	50 días	Emisor <i>beta</i> muy efectivo en el tratamiento del dolor en cánceres de próstata y huesos.

Cuadro 4.- (Continuación).

Radioisótopo	Vida media	Aplicaciones
Xenón 133	5 días	Utilizado en estudios de ventilación pulmonar.
Yterbio 169	32 días	Utilizado para el estudio de fluidos cerebroespinales en el cerebro.
Yterbio 177	1,9 horas	Precursor del Lu-177.
Ytrio 90	64 horas	Puro emisor beta utilizado para braquiterapia de cánceres y como reductor del dolor en artritis de grandes uniones sinoviales.
Cobalto 57	272 días	Utilizado como marcador para estimar el tamaño de órganos y en invitro kits de diagnóstico.
Galio 67	78 horas	Utilizado para imaging de tumores y localización de lesiones inflamatorias (infecciones).
Indio 111	2,8 días	Utilizado para diagnósticos especializados: estudios de cerebro, tránsito de colon, etc.
Iodo123	13 horas	De creciente uso en el diagnóstico del funcionamiento del tiroides. Es un emisor <i>gamma</i> sin la emisión beta del I-131.
Kriptón 81 m	13 segundos	Obtenido a partir del rubidio 81 (4,6 horas), permite obtener imágenes de ventilación pulmonar en pacientes asmáticos y el diagnóstico precoz de enfermedades pulmonares.
Rubidio 82	65 horas	Utilizado en estudios PET de perfusión de miocardio.
Estroncio 92	25 días	Precursor del Rb-82.
Thalio 201	73 horas	Utilizado para el diagnóstico de enfermedades coronarias y otras anomalías del corazón y para localización de linfomas de bajo nivel.

Mediante ciclotrones se pueden generar isótopos como carbono¹¹, nitrógeno ¹³, oxígeno ¹⁵ y flúor ¹⁸. Todos ellos son emisores de positrones utilizados en PET para estudios de fisiología y patología, en particular para la localización de focos epilépticos, psiquiatría y neurofarmacología. Juegan también un importante papel en cardiología. En particular el flúor ¹⁸, en forma de fluorodesoxiglucosa (FDG), ha adquirido un papel preponderante en la detección de cánceres y el seguimiento de su tratamiento.

Cuadro 5.– Radioisótopos de uso médico generados en ciclotrones.

Radioisótopo	Vida media	Aplicaciones
Carbono ¹¹	20,4 minutos	Emisor beta (99,8%) decae a Boro, ¹¹ .
Nitrógeno ¹³	9,96 minutos	Emisor beta (100 %) decae a Carbono, ¹³ .
Oxígeno ¹⁵	2,03 minutos	Emisor beta (99,9%) decae a Nitrógeno, ¹⁵ .
Flúor ¹⁸	109,8 minutos	Emisor beta (96,9%) decae a Oxígeno, ¹⁸ .

España, que había comprendido enseguida el importante papel de los radioisótopos no sólo en la medicina sino también en la Industria y en la Investigación, se incorporó relativamente pronto a la tarea de su producción y distribución.

Es obligado recordar, por otro lado, que antes de que se produjeran los primeros isótopos en la Junta de Energía Nuclear (JEN), las aplicaciones médicas realizadas con isótopos importados tenían ya un largo historial en España, y que estas aplicaciones jugaron un papel decisivo en la promoción por la JEN de las aplicaciones en general. De hecho, en atención a la importancia alcanzada en medicina, se había creado, en el año 1955, una Comisión Nacional de Sanidad sobre Aplicaciones de la Energía Atómica, que indujo a la creación en la JEN de la Comisión Asesora de Medicina y Biología Animal.

Con la entrada en funcionamiento del reactor experimental JEN-1, cuya actividad empezó el 1 de octubre de 1958, comenzó a haber en España radioisótopos de *producción nacional*. Las características técnicas del reactor limitarán su producción al P-32, S-35, Co-58, I-131, Na-24, Br-82 y An-198, con algunos otros de menor importancia. Hay que resaltar el caso del isótopo estable N-15 cuya producción en España alcanzó un nivel sobresaliente a nivel internacional

Sin embargo, el antinuclearismo hizo su aparición en el mundo, y las instalaciones de radioquímica e isótopos de la JEN hubieron de cerrar definitivamente en el año 1983. Para entonces se habían totalizado unos 95.000 “envíos”, mayormente a centros hospitalarios, que hoy dependen de la importación, lo que es particularmente difícil, o imposible, por razones obvias, dado el decaimiento inevitable del producto en cuestión.

BNCT

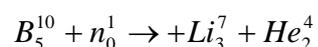
INTRODUCCIÓN

La terapia por captura neutrónica del boro BNCT es uno de los tratamientos potenciales que se pueden aplicar para la eliminación de ciertos tipos de tumores malignos. Esta técnica, que se encuentra aún en proceso de desarrollo, podría complementar los tratamientos actuales, basados en cirugía, radioterapia y quimioterapia, actuando de forma más eficaz sobre algunos tipos de tumores.

A continuación se presentan sus fundamentos teóricos para después realizar unos breves apuntes. Sobre la reciente historia de desarrollo de esta técnica. También se hará un repaso a los campos mas interesantes para su desarrollo, como son el proceso de absorción de compuestos de boro en el organismo y la aplicación de aceleradores de partículas.

FUNDAMENTOS DEL BNCT

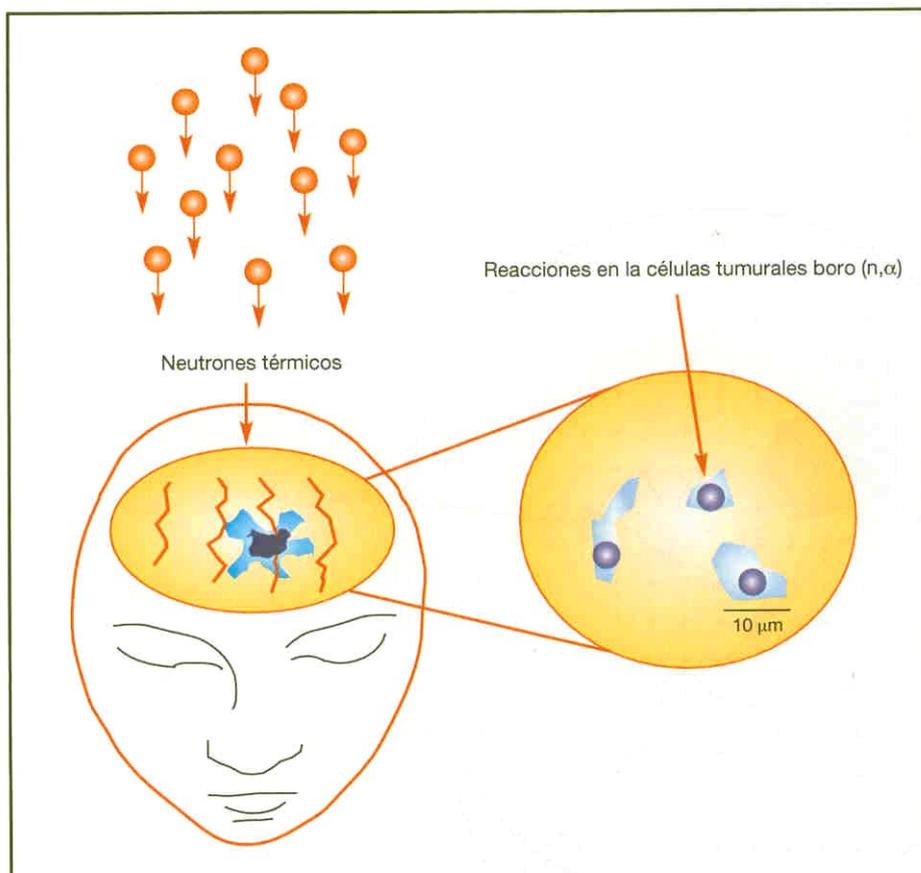
La terapia por captura neutrónica del boro está basada en la alta sección eficaz de la reacción:



Al paciente se le inyecta un fármaco que contenga boro y presente una adsorción preferente en tejidos cancerígenos. Cuando se irradia la zona del tumor con neutrones, las partículas liberadas (un átomo de litio y otro de helio), tienen muy corto alcance y una Transferencia Lineal de Energía (LET) muy alta, produciendo una ionización local muy intensa, capaz de destruir a las células cancerígenas y al tejido inmediatamente circundante a una distancia de unos pocos μm .

De entre los varios nucleidos que tienen alta probabilidad de absorber neutrones de baja energía (neutrones térmicos), el B-10 es el isótopo elegido por las siguientes razones:

- Su alta sección eficaz de reacción con neutrones térmicos.
- Es un isótopo no radioactivo y abundante (aproximadamente el 20% del boro natural).
- Las partículas emitidas en la reacción de captura B-10 (n, α) Li-7. tiene una transferencia lineal de energía muy alta, es decir, en su corto recorrido en el tejido depositan una gran cantidad de energía, con lo que su poder de destrucción es mayor.
- El alcance de estas partículas es aproximadamente el diámetro de una célula (menos de $10 \mu\text{m}$) limitando teóricamente los efectos de la radiación a las células tumorales que hayan absorbido suficiente cantidad de B-10.
- La posibilidad de incorporar el B-10 en diferentes estructuras químicas, debido al avanzado conocimiento de la química del boro.



Cuadro 2.- Representación de la terapia de células cancerosas con BNCT.

En la figura 2 se muestra esquemáticamente los principios del BNCT para el tratamiento de tumores cerebrales; la zona afectada por el tumor en el paciente es irradiada con un haz de neutrones epitérmicos (con una energía mayor de unas décimas de eV), que rápidamente se convierten en neutrones térmicos (con una energía próxima a 0,025 eV) al atravesar los tejidos, debido a la pérdida de energía por colisiones elásticas. Los neutrones térmicos así formados, son capturados por los átomos de B-10, que se rompen a continuación dando lugar a una partícula alfa (He^4_2), un ion de Li-7. De esos productos de la reacción, la partícula α es la que más contribuye a la destrucción del tejido circundante al contar con más energía y con mayor penetración (unos 9 μm). Ese B-10 es previamente suministrado al paciente en forma de compuestos selectivos que se asimilan principalmente en las regiones ocupadas por las células cancerosas.

HISTORIA

La reacción de captura de los neutrones térmicos por el B-10 fue descubierta por Goldhaber en el año 1934. Inmediatamente Oler (1935) apreció las posibilidades terapéuticas de la misma si se lograba incorporar el boro a las células cancerosas. En el año 1951, Sweet sugirió que la terapia por captura neutrónica podría utilizarse para el tratamiento de tumores cerebrales, en particular, para el Tratamiento del Glioblastoma Multiforme (GBM), el tumor cerebral más maligno y terapéuticamente persistente.

Tras una serie de experiencias en este sentido, las primeras pruebas clínicas en pacientes humanos se realizaron entre 1951 y 1962 en BNL (*Brookhaven National Laboratory*) y MIT (*Massachusetts Institute of Technology*) utilizando en este último el reactor de investigación MITR-I. En este periodo se trataron tumores cerebrales empleando compuestos borados no especialmente afines por las células cancerosas pero con un acceso a las mismas facilitado por el mal funcionamiento de la barrera hematoencefálica. No se produjeron resultados destacables por lo que las actividades BNCT quedaron muy reducidas.

El fracaso de estos primeros ensayos clínicos se atribuye a que en la década de los cincuenta no se tenían todavía los conocimientos suficientes y la tecnología era inadecuada. Por ejemplo, en los primeros ensayos clínicos los investigadores no sabían cuanto B-10 se concentraba en el tumor y cuanto en los tejidos sanos que lo

rodeaban. Además, el compuesto de boro empleado, borax, tetraborato de sodio ($\text{Na}_2\text{B}_4\text{O}_7 \cdot 10\text{H}_2\text{O}$), se difundía fácilmente y no se localizaba selectivamente en el tumor. Al irradiar con neutrones se producía daños importantes en los tejidos sanos.

El éxito del BNCT también dependía de la disponibilidad de un haz de neutrones con determinado espectro de energía y suficiente intensidad. Los haces de neutrones empleados para los primeros ensayos provenían de los reactores nucleares, de MIT y BNL. Estos reactores producían neutrones de baja energía o neutrones térmicos que no eran capaces de penetrar al interior del cerebro, ya que se atenúan rápidamente o se absorbían en los tejidos. El resultado era un “sobre-radiación” de la piel y los tejidos sanos y una *intra-radiación* del tumor.

En el año 1967 se descubrió en el MIT una sal sódica del BSH (NaBHSH) [7] con mayor afinidad por las células cancerígenas. Hatanaka, que había participado en esas experiencias, marchó al Japón y desde el año 1968 hasta su fallecimiento en 1994 empleó la técnica BNCT con más de 140 pacientes. Obtuvo un alto incremento en la supervivencia a cinco años que llegó a alcanzar el 58% para determinado tipo de tumores (frente al 4,7% con las terapias tradicionales) y con ello un reconocimiento de la utilidad de la técnica. Gracias a estos resultados muchos centros de investigación han iniciado o retomado el desarrollo de la BNCT. En la actualidad existen varios centros dedicados al tratamiento de humanos con BNCT y muchos más centros dedicados a la experimentación y desarrollo de dicha técnica.

Entre los primeros destacan el programa de Nueva York (BNL, Stonybrook Medical Center) y el Programa de MIT y Hospital Beth Israel Deaconess, donde se han tratado tumores cerebrales con gliomas y melanomas y melanomas en piernas y pies. En el programa del MIT se producían los neutrones con un espectro epidérmico en el reactor de investigación MITR-II.

ABSORCIÓN SELECTIVA DEL BORO

La sección eficaz de captura de neutrones térmicos es dos órdenes de magnitud menor para los elementos de los tejidos sanos que para el B-10. Sin embargo, debido a la alta concentración de hidrógeno y nitrógeno en los tejidos normales, sus capturas neutrónicas contribuyen significativamente a la dosis total absorbida. Para reducir esta dosis en tejidos sanos es necesario que en el tumor exista la mayor

concentración posible de B-10, reduciendo así el flujo de neutrones que tienen que ser suministrados, y minimizando, por tanto, la reacción (n, p) con el nitrógeno.

En los procesos de termalización con el hidrógeno que sufren los neutrones epitérmicos al atravesar los tejidos, se producen protones energéticos que depositan una dosis significativa los mismos. En la dosis total también hay que tener en cuenta la radiación que procede del reactor o acelerador. Esta radiación γ contribuye, en cualquier caso, muy poco a la dosis recibida en los tejidos sanos.

Una de las ventajas de que el BNCT sea una terapia binaria (inyección B-10 irradiación neutrónica) es que cada una de sus partes se puede manipular de forma independiente. Con el BNCT se puede ajustar el intervalo de tiempo entre la administración del compuesto que contenga B-10 y la irradiación neutrónica, para que esta última se realice cuando exista la mayor diferencia de concentración de B-10 entre el tumor y los tejidos normales. Además el haz de neutrones puede ser colimado y bombardear selectivamente la zona del tumor, intentando excluir del tratamiento los volúmenes de tejidos sanos.

El éxito de la BNCT depende en gran medida de disponer de un compuesto borado que se fije selectivamente en las células cancerígenas. Los compuestos más utilizados son el BSH y el BPA (*p-boronofenilalanina*). En el Lawrence Berkeley National Laboratory se está estudiando como el BOPP (*boronated protoporphyrin*) se absorbe y distribuye en las células tumorales. En experimentos en animales (perros y ratones) se ha conseguido una concentración 400:1 de BOPP entre las células cancerígenas y las sanas. También se están buscando otros compuestos borados con tendencia a fijarse selectivamente en otro tipo de tumores como: melanomas, sarcomas y tumores de páncreas y cuello.

TRATAMIENTO CON ACELERADORES

Aunque en el pasado la BNCT se ha basado más que nada en la utilización de reactores nucleares, hay actualmente una fuerte tendencia y progresos importantes encaminados a desarrollar fuentes de neutrones basadas en aceleradores. Parece haber una percepción bastante generalizada en el sentido de si la BNCT se convierte en una opción en oncoterapia sería necesario contar con fuentes de neutrones basadas en aceleradores. No sólo por su coste menor, mayor facilidad de instalación y larga tradición de presencia de aceleradores en centros hospitalarios

sino porque la instalación de un reactor nuclear en un hospital no sería aceptable, dada la percepción pública en relación a este tipo de instalaciones.

Un aspecto importante de la investigación de la BNCT basada en aceleradores de protones es la evaluación de diferentes reacciones nucleares para producir haces de neutrones epitérmicos. La reacción $\text{Li}(p,n)$ parece ser la más prometedora, debido a su alto rendimiento de producción y baja energía de los neutrones generados.

La reacción $\text{Be-9}(p,n)$ ha sido propuesta como fuente alternativa de neutrones. El berilio parece más adecuado que el litio, como blanco de alta intensidad por su mayor punto de ebullición y conductividad térmica. Para evaluar adecuadamente el potencial del berilio para producir neutrones epidérmicos clínicamente útiles, se ha intentado obtener datos precisos experimentales sobre esta reacción; Sin embargo la mayoría de las futuras instalaciones de BNCT basadas en aceleradores como las que están en fase de estudio o construcción en el Lawrence Berkeley National Laboratory y MIT y la Universidad de Birmingham, tienen previsto utilizar blancos de litio.

CONCLUSIONES

Se ha mostrado en este capítulo los principios fundamentales del BNCT, una técnica de tratamiento con neutrones orientada a la cura de ciertos tipos de tumores que ofrecen una enorme resistencia a los tratamientos con otros tipos de técnicas convencionales. El estado en el que se encuentra esta técnica es experimental, habiéndose realizado contadas experiencias con personas. No obstante, la mejora en la tecnología de los aceleradores, de las fuentes de producción de neutrones y, sobre todo, de los procesos bioquímicos de adsorción selectiva de Boro en los tumores malignos está provocando un avance muy significativo de cara a una utilización clínica del BNCT en el futuro.

TOMOGRAFÍA POR EMISIÓN DE POSITRONES (PET)

Entre las múltiples aplicaciones de la medicina nuclear, la PET es una técnica funcional de diagnóstico por imagen que se utiliza preferentemente con fines clínicos en neurología, cardiología y oncología. Además representa la técnica más avanzada en el estudio en vivo de procesos metabólicos.

Una de las razones de mayor importancia para justificar el interés de la PET es su capacidad para suministrar información de carácter molecular, funcional y

bioquímico, inalcanzables con las técnicas de imagen anatómica o estructural, ya sea la resonancia magnética nuclear, la ecografía, la radiografía convencional o la tomografía computerizada. Mediante la PET se puede llegar a clasificar las patologías, no sobre la base de criterios anatomó-clínicos, sino como alteraciones moleculares, lo que permitirá su diagnóstico.

Esta técnica utiliza isótopos emisores de positrones, los cuales en su proceso de aniquilación emiten simultáneamente y en sentidos opuestos), dos *gamma* con una energía de 511 keV, Esta emisión de positrones estabiliza el núcleo al eliminar la carga positiva mediante la conversión de un protón en un neutrón, transformándose el radioisótopo inicial en otro elemento con un número atómico una unidad menor. En los radioisótopos utilizados en la PET, los elementos que se forman tras la emisión de positrón son estables.

La instrumentación utilizada para obtener imágenes a partir de la localización de esos puntos de aniquilación consiste en un sistema de detección de coincidencia que registra sólo los fotones procedentes de ese proceso.

La ventaja principal de esta técnica frente a otras similares se encuentra en las propiedades de los isótopos que se utilizan como emisores de positrones son las siguientes:

- Tienen una vida media muy corta, con lo que su absorción en los tejidos vivos da lugar a dosis de radiación comparativamente bajas y pueden utilizarse con menos riesgo que los radionucléidos ordinarios.
- Son muy fáciles de utilizar para marcar elementos comunes del organismo (agua, glucosa, aminoácidos, medicamentos, etc.), lo que posibilita el estudio de múltiples funciones dentro de este.

Por tanto, la tomografía por emisión de positrones permite obtener imágenes usando compuestos biológicamente activos, fármacos marcados con radionucléidos de vida corta emisores de positrones.

Estos agentes marcados se administran normalmente por vía intravenosa, distribuyéndose según el flujo sanguíneo. El resultado es la obtención de imágenes e índices de flujo sanguíneo, metabolismo de la glucosa, transporte de aminoácidos, metabolismo de proteínas, estado de neuroreceptores, consumo de oxígeno, división

celular, etc. Con ello se ofrece información bioquímica y metabólica de los sistemas y sus patologías.

ISÓTOPOS UTILIZADOS EN TÉCNICAS PET

Los nucleidos utilizados en la diagnosis PET tienen por una vida media muy corta, lo que supone administrar al paciente una menor dosis radiactiva respecto a otros métodos de la medicina nuclear. Esta vida corta implica también la necesidad de tener el centro de producción de estos isótopos cerca del centro de diagnosis.

Los isótopos empleados se muestran en el cuadro 6, p. 00, siendo el F18 el más empleado, entre otras cosas porque su mayor vida media posibilita su transporte a los centros hospitalarios que no cuentan con su propio centro de producción. En el cuadro se muestra el modo de producción, la vida media, la energía máxima del positrón emitido y el rendimiento de producción de positrones de la desintegración de cada nucleído.

La mayor parte de estos nucleídos se fabrican mediante la utilización de un acelerador de protones (p) o deuterones (d). Estas partículas son dirigidas hacia un blanco de un material adecuado para producir el isótopo emisor de positrones mediante reacciones (p,n), (p, *alfa*) , (d,n) o (d, *alfa*). Las reacciones utilizadas para este propósito se resumen en el cuadro 7, indicándose también el rendimiento de producción obtenido por unidad de corriente de partículas del acelerador.

La razón por la que se utilizan ciclotrones es el reducido volumen que éstos ocupan respecto a otros tipos de aceleradores para lograr las energías necesarias de los protones o deuterones para una producción significativa de radionucleído.

Una vez producido el isótopo emisor de positrones se tiene que proceder a la fabricación del radiofármaco, cuyas características dependerán del tipo de diagnosis que se vaya a realizar en función del paciente en el que se va a administrar.

Cuadro 6.- Radionucleidos empleados en técnicas PET.

Elemento	Obtención	Tiempo	E _{max}	Más
C	Ciclotrón	20,40	960	99,80
N	Ciclotrón	10,00	1.190	100,00
O	Ciclotrón	2,050	1.720	99,90
F	Ciclotrón	109,60	635	97,00
Cu	Generador Zn (9,2 horas)	9,70	2.930	98,00
Ga	Generador Ge (271 días)	68,30	1.900	90,00

Cuadro 7.– Rendimientos (mCi/”A) de reacciones de producción de isótopos para PET con ciclotrones para blanco grueso y energía efectiva en el blanco.

Reacción nuclear	Protones		Deuterones	
	8 MeV	16 MeV	8 MeV	16 MeV
<i>Carbonos</i>				
N (p,) C	40	171
B (d,n) C	43	53
B (p,n) C	79	302
<i>Nitrógeno</i>				
C (p,n) N	76	160
O (p,) N	< 1	45
C (d,n) N	45	65
<i>Oxígeno</i>				
N (p,n) O	47	93
N (d,n) O	50	72
<i>Flúor</i>				
O (p,n) F	110	232
Ne (d,) F	51	69

ADMINISTRACIÓN DE COMPUESTOS EMISORES DE POSITRONES

El radiofármaco más utilizado hoy en día es la desoxiglucosa marcado con flúor 18 (FDG), que es un análogo de la glucosa que se produce habitualmente en módulos de síntesis automáticos, a partir de F producido por bombardeo en un ciclotrón sobre un blanco de agua enriquecida con O. Su periodo es de 110 minutos, lo que obliga a una administración en el lugar de producción o en lugares separados a distancias no superiores a dos o tres horas de viaje. Se administra por vía intravenosa y, la glucosa llega al interior de las células, pasando a FDG-6-fosfato. La aniquilación de los positrones emitidos por la FDG da lugar a una radiación de fotones de 511 KeV, emitidos en direcciones opuestas (180 grados), que son captados por los detectores de cámara PET.

Las imágenes PET se comienzan a adquirir entre los 45 y 60 minutos posinyección cuando la mayor parte de la FDG se encuentra atrapada los tejidos como el tejido cerebral, el miocárdio, el músculo esquelético y los tumores. La hipoxia, frecuente en los tejidos tumorales, estimula el transporte a través de las membranas celulares de FDG y su fosforilación, lo que origina un incremento de captación de FDG respecto a otros tejidos, un atrapamiento metabólico que da lugar a un contraste suficientemente elevado como para permitir la detección de los mismos mediante imágenes.

Aunque la captación de FDG no es específica de los tumores malignos, la intensidad de fijación en tumores benignos es más baja que en lesiones malignas, por lo que los estudios cuantitativos o semicuantitativos permiten un diagnóstico correcto en la mayoría de los casos.

La creciente cantidad de información de relevancia clínica obtenida por la PET ha generado demanda de nuevas vías de producción de los radiofármacos emisores de positrones. Por ello actualmente se está investigando emisores de positrones alternativos a los ya utilizados, en relación a su producción, su aplicación en técnicas de imagen y el impacto de sus propiedades sobre la calidad de imagen.

OBTENCIÓN DE IMÁGENES EN PET

Como ya se ha comentado, para realizar la tomografía por emisión de positrones se administra al paciente con un compuesto marcado con un emisor de positrones que es absorbido en las regiones que se van a estudiar.

Los positrones emitidos por ese radiofármaco en su proceso de estabilización nuclear viajan en el tejido una corta distancia (con pocos milímetros) hasta su aniquilación con un electrón de un átomo vecino. El resultado de esa aniquilación es la generación de dos rayos *gamma*. Estos fotones escapan fácilmente del cuerpo humano y llegan a los detectores externos, que cuando detectan fotones de esas características en coincidencia y en posiciones opuestas, indican que el proceso de aniquilación se ha producido en algún lugar de la línea entre esos dos electrones, cuadro 8.

Cuadro 8.- Recorrido máximo del positrón en función de su isótopo emisor.

Isótopo	Rango máximo del positrón
F-18	2,60
C-11	3,80
Ga-68	9,00

LA CÁMARA DE DETECCIÓN EN PET

Las cámaras de detección están formadas por un conjunto de detectores de radiación convenientemente distribuidos en torno a la posición en la que se sitúa el paciente, y cercanos al mismo para mejorar su eficiencia de detección. Estos detectores están compuestos por cristales de germanio (germanato de bismuto). En estos cristales interaccionarán los fotones externos induciendo la generación de una cascada de fotones más ligeros, que al llegar a unos fotomultiplicadores se transforman en impulsos eléctricos. Estos impulsos son registrados por la electrónica del tomógrafo. La amplitud de esos impulsos nos indica la energía del rayo *gamma* que los origina, y el tiempo en que se detecta permite establecer el análisis de coincidencias con el detector opuesto.

ANÁLISIS DE DATOS DE LA CÁMARA

Una vez recogidas las señales de la cámara de detección se procede a analizarlos con las herramientas informáticas adecuadas.

Las aplicaciones habituales de la PET se enfocan a la diagnosis relacionada con la neurología, oncología y cardiología.

En la Neurología con los siguientes propósitos:

- *Diagnóstico precoz de la enfermedad de Alzheimer.* La concentración del compuesto inyectado es mayor en aquellas regiones del cerebro con mayor actividad metabólica y, por tanto, con mayor consumo de glucosa. En las primeras fases de desarrollo de la enfermedad se produce una disminución del metabolismo en las zonas afectadas. Esta técnica permite detectar este hecho algunos años antes que con otras técnicas de diagnosis.
- *Diagnóstico y seguimiento del tratamiento de la enfermedad de Parkinson.* En esta ocasión el compuesto utilizado para realizar la absorción del F es el aminoácido F-DOPA. De esta forma se pueden observar las deficiencias en la síntesis de la dopamina, que es la característica principal de los enfermos de Parkinson.
- *Diagnóstico del síndrome epiléptico.* Esta técnica se puede utilizar especialmente para la detección de epilepsias multifocales y temporales, susceptibles de tratamiento quirúrgico. Este tipo de epilepsias tienen como una de sus

características un metabolismo anormal de la glucosa en ciertas partes del cerebro, siendo estos los focos de ataques epilépticos.

- *Estudio y diferenciación de las atrofas cerebro-cerebelosas y problemas patológicos en la sustancia blanca.*
- *Estudio de narcolepsia y la anorexia nerviosa.*
- *Estudio de patologías degenerativo-vasculares.*
- *Otros.* Diagnóstico y diferenciación entre tumores malignos y benignos, definición del grado de malignidad del tumor (que depende de la intensidad de captación del FDG), determinación de la extensión tumoral, seguimiento de la misma y análisis de la respuesta al tratamiento.

Además de las aplicaciones diagnósticas se puede utilizar esta técnica para la investigación del sistema nervioso, como, por ejemplo, para determinar relaciones entre fenómenos de bioquímica cerebral y la conducta.

Oncología las aplicaciones se centran en la mejora de los medidos de diagnostico. Son las siguientes:

- *La diferenciación entre tumores malignos y benignos.*
- *El diagnóstico diferencial*, para diferenciar los tumores de otras patologías, como es el caso de un carcinoma de páncreas frente a una pancreatitis aguda.
- *La determinación del grado de malignidad del tumor.* El grado de captación de F18 FDG está relacionado con la agresividad y el rápido desarrollo del tumor.
- *El establecimiento del grado de desarrollo de tumores.* En este caso redetermina la extensión local, regional y la localización exacta del tumor, como paso previo a su tratamiento.
- *El seguimiento y análisis de la respuesta a la terapia.*
- *Estudio de lesiones tumorales residuales.*
- *La diferenciación entre una cicatriz o necrosis y la enfermedad residual o recurrente*, con aplicación en tumores de cerebro, pulmón, cabeza o cuello.
- *El estudio de la actividad metabólica tumoral*, la PET en oncología permite el estudio del flujo sanguíneo tumoral, el metabolismo del oxígeno, aminoácidos,

glucosa y proteínas, la densidad y disponibilidad de receptores de hormonas o de neurotransmisores.

La tomografía por emisión de positrones se ha empleado preferentemente para tumores localizados en cabeza, cuello, pulmón, mama (diagnóstico, detección de ganglios y otras metástasis) y colon-recto (especialmente para detectar recurrencias), así como también para linfomas y melanomas.

Comparada con la medicina nuclear convencional, los centros que disponen de la tomografía PET precisan blindajes mayores debido a que en la producción de los emisores de positrones también se producen campos neutrónicos y de radiación gamma secundaria. Por otro lado, el corto periodo de semidesintegración de los radionucléidos requiere que las actividades sean mayores; además la energía de 511 KeV de los emisores de positrones produce, en las proximidades de los pacientes, tasas de exposición mayores a las producidas por los otros isótopos utilizados en medicina nuclear. Todo ello hace que las medidas de protección radiológica de un centro PET sean más exigentes que en la medicina nuclear convencional, y dependientes del nivel del centro PET.

INSTALACIONES PET EXISTENTES

Instalaciones en el mundo. El número de centros PET existentes en el mundo supera los cientos, localizados sobre todo en los países desarrollados. En el caso concreto de Estados Unidos, en el que se están convirtiendo en uno de los tipos de diagnóstico de crecimiento se cuenta ya con más de 160 centros en los que se utiliza esta técnica.

En Europa se está produciendo un fenómeno similar. La cuota mundial de centros de este tipo en Europa se encuentra en torno al 20%, y se prevé un aumento significativo debido a la elevada edad promedio de la población (la demanda de este tipo de diagnósticos crece con la edad de la población) y la buena aceptación social de los radiofármacos.

Instalaciones PET en España. La aplicación de la diagnosis mediante técnicas PET se realiza en los siguientes centros del territorio nacional:

- El número de instalaciones PET existentes en nuestro país es inferior al de otros países desarrollados (por ejemplo en Estados Unidos hay más de 160 instalaciones PET [5]) y está lejos de las previsiones (Frost and Sullivan, 1996),

según las cuales, en 1999, un 8% de la instrumentación en medicina nuclear deberían ser tomógrafos PET y un 8,9% sistemas de coincidencia, cuadros 9 y 10.

Cuadro 9.- Instalaciones con equipos para diagnóstico PET.

Referencia CSN	Descripción	Nombre de Equipo	provincia
IRA/0003	Hospital La Paz	Madrid	PET
IRA/0006 A	Hospital Central de Asturias	Asturias	PET
IRA/0017		Barcelona	PET
IRA/0075	Hospital Clínico y Provincial FAC Medicina Hospital Insular (Complejo Hospitalario Las Palmas Sur)	Gran Canaria	PET
IRA/0371	Hospital Internacional Medimar, S. A.	Alicante	PET
IRA/0408		Sevilla La	PET
IRA/0510	Hospital Virgen del Rocío	Coruña	PET
IRA/0720	Hospital Clínico Universitario de Santiago	Navarra	PET
IRA/0726		Barcelona	PET
IRA/0744	Clínica Univeresitaria de Navarra	Granada	PET
IRA/0951	Hospital Santa Cruz y San Pablo	Valencia	PET
IRA/1426	Hospital General de Especialidades Virgen de las Nieves	Valencia	PET
IRA/1466		Vizcaya	PET
IRA/1532	Instituto Valenciano de Oncología	La Coruña	PET
IRA/2031	Hospital Doctor Psest	Valencia	PET
IRA/2360	Medicina Nuclear, S. A. (Radiología Clínica Vizcaya, S. L.)	Madrid	PET
IRA/2427		Barcelona	PET
IRA/2446	Sanatorio Quirúrgico Modelo, S. A.	Barcelona	PET
IRA/2447		Málaga	PET
IRA/2448	Hospital 9 de Octubre	Sevilla	PET
IRA/2473		Sevilla	PET
IRA/2476	Focuscan, S. L.	Madrid	PET
IRA/2520		Alicante	PET
IRA/2538	Cetir Centro Médico	Valencia	PET
IRA/2574		Barcelona	PET
		Alicante	PET

Cuadro 10.- Instalaciones con ciclotrón de radioisótopos PET.

Referencia CSN	Descripción	Nombre de provincia	Ciclotrón
IRA/0720	Clinica Universitaria de Navarra	Navarra	Ion Beam Applications Cyclone18/9A
IRA/2113	Centro PET Complutense, S. A.	Madrid	Oxford Instrumentes Oscar
IRA/2468	Centro Andaluz de Diagnóstico PET, S. A.	Sevilla	Ion Beam Applications Cyclone18/9A
IRA/2476	Molypharma, S. A. (Clínica López Ibor)	Madrid	General Electric Mini-trace
IRA/2687	Fundación Privada Instituto de Alta Tecnología PRB	Barcelona	Ion Beam Applications Cyclone18/9A
IRA/2768	Centro de Producción de Radiofármacos PET	La Coruña	General Electric PET Trace
IRA/2193	Universidad de Sevilla (CNA)	Sevilla	Ion Beam Applications Cyclone18/9A
IRA/2451	Barnatrón	Barcelona	General Electric PET Trace
IRA/2691	Centro de Investigaciones Médico-Sanitarias (CIMES)	Málaga	General Electric Mini-trace
IRA/1462	Hospital Infanta Cristina	Badajoz	General Electric Mini-trace
IRA/2658	Hospital Universitario Marqués de Valdecilla	Santander	General Electric Mini-trace
IRA/2538	Red PET (F-Con Pharma Iberia, S. A).	Valencia	Ion Beam Applications Cyclone18/9A

Procesos industriales

Como ya se dice en la presentación de este trabajo, la energía nuclear para el gran público es protagonista solamente en el entorno energético, con todo su contenido peyorativo, sin embargo, son muchas y cada vez más numerosas las aplicaciones en medicina, tecnología, agricultura e investigación.

De todos estos dominios se le presta una atención preferente en este libro a la medicina aunque también en este capítulo se hace una somera descripción de las aplicaciones: de la tecnología, la agricultura y la investigación

Suelen emplearse fuentes encapsuladas, generalmente de baja actividad, para medidas de nivel, humedad, densidad, o también espesores en procesos continuos o lugares de difícil acceso.

Se emplean fuentes encapsuladas de radiación *gamma* (gammagrafía), de actividad mayor que en los casos anteriores, para ensayos no destructivos en construcciones metálicas y en esterilización industrial.

Como en las aplicaciones en medicina, las fuentes de radiación son consideradas residuos a gestionar, cuando su actividad decae por debajo de un límite determinado.

Podemos clasificar las actividades industriales en tres grupos según el tipo de interacción de la radiación con la materia: acción de la materia sobre la

radiación, acción de la radiación sobre la materia y aplicaciones como trazadores.

ACCIÓN DE LA MATERIA SOBRE LA RADIACIÓN

Los fenómenos de absorción y dispersión que experimenta la radiación al interactuar con la materia proporcionan información sobre ésta. Las fuentes radiactivas más empleadas para este tipo de aplicaciones son Co-60, Cs-137, e Ir-192

La gammagrafía o radiografía industrial. Se basa en la absorción diferencial que se produce cuando la radiación gamma atraviesa objetos. La radiación al llegar al otro extremo impresiona una placa fotográfica dejando en ella una imagen. Es de gran aplicación en la inspección de soldaduras, detección de grietas, etc.

Medida de espesores y densidades utilizando fuentes radiactivas. Se basa en que la intensidad o densidad de flujo de radiación que se transmite y se dispersa al atravesar un material depende de la densidad del aire y del espesor de dicho material. Los métodos de operación utilizados se fundamentan en la transmisión y retrodispersión de la radiación incidente.

En el método de transmisión el objeto se sitúa entre la fuente radiactiva y un detector de radiaciones, la radiación detectada será indicativa de la densidad o espesor del objeto.

Por el método de retrodispersión la fuente radiactiva y el detector se sitúan del mismo lado respecto al objeto a medir, de forma que se detecten las radiaciones retrodispersadas. La intensidad detectada será indicativa de la densidad o espesor del objeto.

Medida y control de niveles de líquidos mediante el empleo de fuentes de radiación. Se basa en las variaciones en la intensidad que registra un detector según varía el nivel del líquido que queremos controlar. Estas variaciones se deben a la absorción y dispersión que efectúa dicho líquido al interponerse en el recorrido de la radiación.

La medida de niveles con radionucleidos es especialmente útil en los casos de líquidos a elevada temperatura, líquidos corrosivos, líquidos estériles, tanques o recipientes de presión y, en general, todos aquellos casos donde sea imposible o indeseable la utilización de dispositivos de contacto. Tiene una amplia utilización, por ejemplo, en las refinerías de petróleo para medir el nivel de hidrocarburos en unidades de craqueo, en las industrias químicas para medir el nivel de líquidos en reactores o tanques cerrados, en las industrias siderúrgicas para controlar el nivel del metal fundido, en las fábricas de papel para medir el

nivel de suspensiones de pasta de papel, en las de vidrio para el nivel de vidrio fundido, etc.

Control de envasado. De la misma forma que se controla el nivel de un líquido en un tanque o recipiente, puede controlarse automáticamente el nivel de llenado de un producto sólido o líquido envasado en un recipiente, tanto si éste es transparente, como si es opaco. Esta misión de control puede llevarse a cabo de formas muy diferentes, dependiendo del tipo de envase, principalmente de su tamaño y forma, de las características de la instalación, de envasado y del tipo de control exigido. El caso más general es que se trate de una instalación donde los diferentes envases son arrastrados continuamente por una banda transportadora, interesando separar aquellos envases con llenado defectuoso.

El envase a controlar se coloca entre la fuente y el detector de forma que la intensidad del flujo de radiación que llega al detector experimenta un cambio brusco cuando el nivel de llenado del producto contenido en los envases se modifica con respecto al nivel correcto, pudiéndose actuar sobre la anomalía detectada.

Determinación de la humedad de suelos. La determinación de humedad mediante la utilización de fuentes radiactivas se basa en la disminución en la velocidad de neutrones rápidos al chocar con los átomos de hidrógeno del agua. Este método es de amplia aplicación en análisis de suelos y en construcción de carreteras.

Determinación de la densidad de suelos. En esta aplicación se utiliza una o más sondas con fuentes radiactivas, y un sistema de detección. La radiación tiene que atravesar una capa de suelo de espesor constante para poder ser detectada. En estas condiciones, el número de fotones que llegan al detector por unidad de tiempo y, por tanto, la velocidad de recuento dada por éste varía, en función de la densidad del suelo.

ACCIÓN DE LA RADIACIÓN SOBRE LA MATERIA

Esterilización de materiales. Esta aplicación se basa en la acción bactericida de la radiación al emplear elevadas actividades de emisores de radiación gamma. Se utilizan fuentes encapsuladas generalmente de Co-60 y en ocasiones de Cs-137. Se emplea en la esterilización de artículos médicos fundamentalmente.

La eliminación de la electricidad estática. Se fundamenta en la acción ionizante de la radiación. Se emplean actividades muy bajas de emisores *alfa* y *beta*. Es de gran utilidad en aquellos casos en los que su acumulación provoca grandes

inconvenientes en los procesos industriales: industria textil, de materiales plásticos, de papel, vidrio, etc.; asimismo es de utilidad en aquellas industrias en las que se utilizan grandes volúmenes de material inflamable, y en aquellas en las que existe riesgo de explosión por salto de chispa eléctrica

Detectores iónicos de humo. Se basa en colocar en el interior de una cámara una fuente radiactiva emisora *alfa* de baja actividad, que da lugar a una corriente de ionización constante. La presencia de humo en la cámara provoca una disminución de la corriente de ionización, que se puede detectar con un aparato de medida adecuado. La fuente radiactiva más utilizada es Am-241

EMPLEO COMO TRAZADORES

El material radiactivo no encapsulado, se incorpora o identifica con un material para seguir y estudiar su curso o comportamiento de éste, mediante la detección de las radiaciones emitidas. Las aplicaciones principales son:

- *Transporte de fluidos:* ampliamente utilizado en medidas de caudales, modelos de circulación, control de transporte en oleoductos.
- *Estudios de desgaste y fricción:* estudios sobre desgaste de componentes y piezas metálicas de máquinas como segmentos de pistones, álabes de turbogeneradores, palieres. También son utilizados en el estudio del comportamiento de lubricantes.
- *Contaminación ambiental:* el marcado radiactivo es de gran utilidad a la hora de estudiar la dispersión de determinados contaminantes en la atmósfera y medio acuático.
- Detección y localización de fugas en tuberías y depósitos.

Aplicaciones en agricultura

En las aplicaciones en la agricultura, se utilizan diversos radionúclidos, según el objetivo que se quiera conseguir, los más utilizados son: P-32, Fe-59, Co-60, Cs-137.

Entre las aplicaciones se encuentran:

- Determinar *la eficacia de absorción de los abonos* por las plantas y favorecer la fijación biológica del nitrógeno.
- Utilizar de forma eficaz los recursos hídricos mediante el *control de la humedad del suelo*, que puede llevarse a cabo mediante la utilización de sondas neutrónicas. Estas técnicas pueden dar lugar a ahorros de recursos de hasta un 40%.

- *Desarrollo de variedades de cultivos* mediante la inducción de mutaciones por técnicas de irradiación. Produciendo grandes mejoras en sus propiedades dando lugar a aumentos de los rendimientos de los cultivos, aumentando la resistencia a enfermedades y plagas. La mejora del valor nutritivo o aumentando la resistencia a cambios de temperatura.
- *Lucha contra plagas de insectos*, por irradiación se consigue la esterilización de los insectos machos. Estos insectos estériles al ser liberados compiten con los machos normales y se aparean con las hembras sin producir descendencia. En pocos años la disminución de insectos es notable.
- Prolongación del periodo de *conservación de los alimentos* mediante exposición a radiación gamma, ya que según la dosis se puede conseguir, por ejemplo, la desinfección de insectos, inhibición de la germinación, reducción de la carga microbiana, o la eliminación de virus.

Centros de investigación

Los residuos proceden de:

- Reactores de enseñanza e investigación.
- Aplicaciones metalúrgicas (instalaciones auxiliares de investigación donde se realizan ensayos, manipulaciones, pruebas, etc.).
- Plantas piloto y servicios de descontaminación.

Estos residuos son de naturaleza física, química y radiactiva muy variable debido a la gran diversidad de radionucleidos utilizados y la amplia gama de procesos en que son aplicados

En general la investigación emplea los radionúclidos ensayando en laboratorios, a pequeña escala, el comportamiento de un proceso o actividad que posteriormente podrá aplicarse a gran escala.

Las técnicas de marcado radiactivo de materiales se usan en muchos campos incluyendo la investigación en ingeniería genética e investigación biológica ya que constituyen una herramienta simple y de menor coste que otros métodos. El comportamiento químico de un radionúclido es igual al de uno no radiactivo, de forma que en una molécula se introduce, al menos, uno de los átomos radiactivo y así se puede hacer el seguimiento de ésta molécula marcada.

Referencias

1. Rafael Caro et al (editores). Historia Nuclear de España. Ed. Sociedad Nuclear Española. Madrid 1995.
2. S. Glasstone and A. Sesonske. Ingeniería de Reactores Nucleares. Editorial Reverté S.A. Barcelona 1975.

Rafael Caro. Física de Reactores Nucleares. Publicaciones Científicas de la Junta de Energía Nuclear. Madrid 1976.

CIEMAT. Varios autores. Tecnologías Energéticas e Impacto Ambiental. McGraw-Hill Interamericana de España. Madrid 2001.

Varios Autores; CSN. Aceleradores de partículas. Parte I. Editores: R. Caro et al. CSN, Madrid 1999.

Marco Castiglioni and A. Benco. Advanced Techniques for Radiotherapy. Commission of the European Communities 1992. Brussels.

Harold E. Johns. Univ. of Toronto. The Physics of Radiology. Charles Thomas Publisher. Springfield USA 1983 (4th Edition).

Simon R. Cherry et al. Physics in Nuclear Medicine Saunders, Elsevier. Philadelphia USA 1987.

Residuos radiactivos

Por RICARDO MANSO CASADO

Introducción

En la década de los sesenta del siglo XX la sociedad asume como valor la conservación del medio. En este contexto se desarrolla la tecnología nuclear de múltiples aplicaciones y particularmente la destinada a la obtención de electricidad, lo que conduce a la aplicación de soluciones fiables para el tratamiento de los residuos radiactivos que la actividad genera. No obstante, uno de los argumentos, más comúnmente, usados en contra del empleo de la energía nuclear es la inexistencia de soluciones seguras para el tratamiento de estos residuos, cuando la realidad es todo lo contrario.

La producción de energía eléctrica de origen nuclear tiene su fundamento en las reacciones nucleares de fisión que se producen en los reactores de las centrales nucleares. En el conjunto de operaciones que se realizan para la obtención del combustible nuclear, así como en el funcionamiento de la central y posterior desmantelamiento de estas instalaciones se generan residuos radiactivos, los cuales se clasifican en dos categorías: de baja y media actividad; y de alta actividad o combustible gastado.

Los residuos de baja y media actividad son sometidos a almacenamiento definitivo, basado en la tecnología denominada de barreras múltiples, el cual esta plenamente logrado y cuenta con amplia y dilatada experiencia en el mundo.

El combustible gastado se gestiona en dos etapas, con independencia de que se lleve a cabo o no el reprocesado para la recuperación del uranio y el plutonio: almacenamiento temporal; y tratamiento definitivo.

El almacenamiento temporal, con varias décadas de experiencia en funcionamiento industrial, garantiza un correcto tratamiento, siendo una etapa transitoria hasta dar una solución definitiva. Para el tratamiento definitivo se dispone de la tecnología de Almacenamiento Geológico Profundo (AGP) y está en fase de investigación el proceso denominado de Separación y Transmutación (S y T)

Definición y clasificación de los residuos radiactivos

Residuo radiactivo es cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radionucleidos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.

Existe una amplia variedad de residuos radiactivos. Históricamente, se han realizado diversas clasificaciones atendiendo a diferentes características de los mismos. Así, en un principio se dividieron atendiendo a su estado físico, haciéndolo posteriormente en función de su radiactividad específica y del tipo de radiación que emitían (*alfa*, *beta* o *gamma*).

Actualmente, la clasificación más utilizada es la que se refiere al tipo de tratamiento y almacenamiento que puede utilizarse para los diferentes tipos de residuos, siendo los criterios considerados el periodo de semidesintegración que tienen los diferentes radionucleidos contenidos y la actividad específica de los mismos. En función a estas características los residuos se clasifican como: de baja y media actividad; y de alta actividad.

Los residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad (RBMA) son: los que contienen emisores *beta-gamma* con periodos de semidesintegración de hasta 30 años; no son generadores de calor apreciable por efecto de la desintegración ya que su radiactividad específica es baja; su concentración en emisores alfa (de vida larga) es inferior a 0,37 Gbq/t. Estos residuos, transcurridos 300 años, reducirán su actividad hasta tal punto que, desde ese momento, las dosis derivadas de las mismas son inferiores a las correspondientes al fondo natural.

Los residuos Radiactivos de Alta Actividad (RAA) son: los que contienen emisores alfa de vida larga, con periodo de semidesintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables por encima de 0,37 Gbq/t; son generadores de calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es elevada.

Origen de los residuos radiactivos

Los residuos radiactivos se generan en las aplicaciones de las radiaciones ionizantes -medicina, industria, investigación, etc.- así como en la producción de energía eléctrica de origen nuclear. La gran mayoría de los residuos radiactivos tienen su origen en esta segunda aplicación, lo que unido a la especificidad de esta publicación hace que solamente consideremos los de esta procedencia.

La generación de energía eléctrica de origen nuclear tiene su fundamento en las reacciones nucleares de fisión, en las que se producen cantidades

importantes de calor que es aprovechado para generar vapor de agua que se utiliza en mover turbinas acopladas a alternadores y de esta manera obtener electricidad.

Los residuos se producen a lo largo del denominado ciclo de combustible nuclear, el cual contiene las operaciones que permiten llegar desde el mineral de uranio existente en la naturaleza hasta el combustible que se utiliza en el reactor, así como el funcionamiento de la central y el tratamiento posterior que se da al combustible retirado de la misma.

La parte anterior al reactor se denomina primera parte del ciclo, en la que se consideran los estériles y residuos radiactivos que aparecen en las fases de minería, fabricación de concentrado de uranio, conversión y enriquecimiento y, finalmente, en la fabricación del elemento combustible.

Desde el reactor nuclear la denominación es parte final del ciclo, en la que se contemplan los residuos generados con el funcionamiento de aquel: residuos de operación de la central y combustible gastado para el ciclo abierto (caso español), o residuos de operación y residuos de reproceso para el caso de ciclo cerrado. En ambas situaciones hay que añadir las pequeñas cantidades de desechos originados en la fase de enfriamiento y almacenamiento temporal.

Tras la parada definitiva de una central nuclear se procede a su desmantelamiento y clausura. En esa fase se retiran de la instalación los denominados residuos de clausura, los cuales se han generado durante la etapa de operación fruto de la activación o contaminación de los materiales que componen las estructuras y equipos, figura 1.

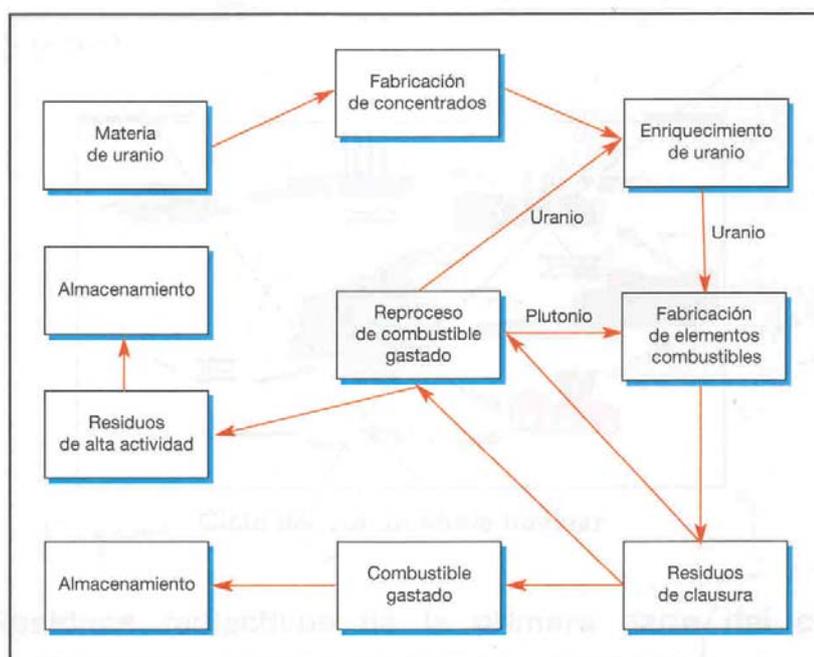


Figura 1.- Ciclo del combustible nuclear.

RESIDUOS RADIATIVOS DE LA PRIMERA PARTE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE

En la minería del uranio los residuos están constituidos por parte de la roca extraída que, por su bajo contenido en uranio, no es económico su aprovechamiento. Para evitar riesgos biológicos, estos estériles se apilan en áreas de la propia mina de forma que la erosión por agentes atmosféricos sea mínima.

La fabricación de concentrados, a partir del mineral de uranio, requiere de un proceso físico-químico en el que se generan estériles con un contenido residual de uranio, éstos se apilan en diques, generalmente en las inmediaciones de la fábrica de concentrados. Aunque los subproductos originados son de muy baja actividad específica y de origen natural, han de ser tratados para evitar su dispersión ya que ha habido una alteración de un medio geológico natural en el que los radionucleidos estaban retenidos.

En la conversión a forma gaseosa del uranio y enriquecimiento en el isótopo U-235, se genera una pequeña cantidad de residuos de uranio empobrecido en forma gaseosa que no necesita ser tratado como residuo radiactivo, aunque sí necesita ser pasado a forma sólida como óxido de uranio por su toxicidad química.

La fabricación de elementos combustibles, da lugar a la aparición de residuos tales como papeles, vidrios, metales, ropas, así como los filtros de los sistemas de tratamiento de gases y líquidos, fruto de la contaminación con uranio. Todo esto es almacenado en bidones sin necesidad de blindaje adicional.

RESIDUOS DE LA PARTE FINAL DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE

Se generan en la operación de la central y pertenecen a los dos grupos en que han sido clasificados los residuos radiactivos: de baja y media actividad; y de alta actividad o combustible gastado.

Los residuos de baja y media actividad tienen diversos orígenes, el principal son las pequeñas cantidades de productos de fisión que pasan al circuito de refrigeración primario del que son eliminados en forma sólida. Otra fuente de residuos, son los productos de activación consecuencia de la irradiación de materiales estructurales. Igualmente se incluyen como residuos los equipos y dispositivos empleados en la limpieza y purificación de los circuitos de refrigeración, así como herramientas, uniformes, trapos, etc., que han sido contaminados durante los trabajos de mantenimiento y reparación.

Los residuos de alta actividad o combustible gastado son el resultado de la transformación sufrida por el elemento combustible, durante su estancia en el reactor, fruto de las reacciones nucleares que se originan, lo que da lugar a variaciones en la composición química de los distintos componentes, combustible, vaina y demás materiales estructurales. Tras la retirada del combustible del reactor es almacenado en las piscinas de la propia central para evacuar el calor residual que produce. A partir de este momento encontramos distintos itinerarios según la opción de ciclo elegida.

CICLO ABIERTO

El combustible gastado es considerado directamente como residuo radiactivo sólido de alta actividad, de manera que tras pasar un periodo indefinido de tiempo en almacenamiento temporal (piscinas o contenedores en seco) se acondicionaría para su almacenamiento definitivo.

CICLO CERRADO

El combustible gastado es enviado a una planta de reproceso para la extracción del uranio y plutonio remanentes, con los que se fabricarán nuevos elementos combustibles. El residuo de la extracción del uranio y plutonio se vitrifica constituyendo un residuo radiactivo sólido de alta actividad que, finalmente, ha de almacenarse de forma definitiva.

RESIDUOS DE CLAUSURA DE INSTALACIONES NUCLEARES

Una vez finalizada la vida activa de estas instalaciones se procede a su desmantelamiento y clausura, entendiéndose por tal el conjunto de operaciones desarrolladas con el objetivo de dejar el emplazamiento en un estado seguro y de posible utilización para otros fines. Esto conlleva la recogida de materiales conteniendo radiactividad, los cuales son clasificados, acondicionados y transportados al correspondiente destino definitivo. Estos residuos radiactivos, de baja y media actividad, son generados durante la fase de operación de la central, pero su retirada se produce en esta etapa de clausura.

El *inventario radiactivo* de la planta una vez retirado el combustible se divide en dos categorías: radiactividad debida a la *activación neutrónica* en los elementos del reactor; *contaminación radiactiva* depositada superficialmente en el interior y exterior de sistemas que han manejado *fluidos radiactivos*. En definitiva, los elementos radiactivos se encuentran contaminando o formando parte de los diferentes materiales que conforman la estructura y equipos de la instalación.

Instalaciones generadoras de residuos radiactivos en España

Los residuos radiactivos se generan en instalaciones en las que se aplica la tecnología nuclear. Éstas, en función de su actividad, se han agrupado en dos categorías: las pertenecientes al ciclo del combustible nuclear, su misión se focaliza en producir energía eléctrica, son las grandes generadoras de residuos; y las denominadas radiactivas, su función es variada y comprende las actividades no incluidas en el grupo anterior, medicina, industria, investigación, agricultura, etc.

Las pertenecientes al primer grupo, ciclo del combustible, son las siguientes: en activo 10 –ocho reactores nucleares, la fábrica de elementos combustibles de Juzgado y el almacén de *El Cabril*; paradas a la espera de ser clausurada una, central nuclear de *Zorita*; en proceso de clausura dos, Centro de Investigaciones Energéticas Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) y las minas de Saelices el Chico. Ya han sido clausuradas veintidós –fábrica de concentrado de uranio de Andújar, instalaciones mineras de La Haba, central nuclear de *Vandellós I* (hasta el nivel dos de clausura), diecinueve antiguas minas de uranio en Andalucía y Extremadura-.

Instalaciones radiactivas, no pertenecientes al ciclo del combustible nuclear, en España existen en este momento del orden de 1.500 (exceptuando rayos X), distribuidas en aplicaciones industriales (56%), medicas (27%), de investigación y enseñanza (12%), y comercializadoras (5%). De ellas unas 500 tienen firmado con la Empresa Nacional de Residuos Radioactivos (Enresa) un contrato de retirada de residuos radiactivos.

Inventario de residuos radiactivos a gestionar en España

Además de en las instalaciones referidas, y ocasionalmente, también se pueden generar residuos radiactivos en otras instalaciones no relacionadas con el campo nuclear, como es el caso derivado de incidentes de contaminación por fundición de fuentes radiactivas, procedentes de chatarras, en hornos de la industria siderúrgica.

La mayor parte de estos residuos generados en España, por sus características de actividad y vida media, son de los clasificados como RBMA, los cuales son susceptibles de almacenarse en las instalaciones de El Cabril (Córdoba).

También se generan cantidades menores de Combustible Gastado (CG) que en estos momentos se gestionan como tal, sin reprocesar. No obstante, si se reprocesó el total del CG de la central nuclear Vandellós I y el consumido por las centrales nucleares José Cabrera y Santa María de Garoña desde su puesta en marcha hasta el año 1983.

El VI Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), basado en un escenario básico de referencia que supone una vida útil de las centrales nucleares de 40 años, su posterior desmantelamiento total y el ciclo abierto del combustible, prevé que el volumen de residuos radiactivos a gestionar en España será:

- Susceptibles de almacenar en las instalaciones de Enresa en *El Cabril*, RBMA ya acondicionados, del orden de los 176.300 metros cúbicos el 72% proceden del desmantelamiento de las centrales, 20% de operación, 3% de instalaciones radiactivas y el resto de otras.
- No susceptibles de almacenar en *El Cabril* unos 12.800 metros cúbicos, de los que un 79% será combustible gastado (6.640 tU), 20% residuos de media actividad y el 1% restante vidrios de Vandellós I. *A priori* su destino sería el Almacén Temporal Centralizado (ATC) y posteriormente un hipotético Almacenamiento Geológico Profundo (AGP).

A finales del año 2005 había almacenados en España un total de unos 37.000 m³ de residuos acondicionados de baja y media actividad y 3.370 tU de combustible gastado.

Estrategia para la gestión de los residuos RBMA

Este tipo de residuos se almacena definitivamente, para ello se emplean tecnologías basadas en crear barreras múltiples entorno a los mismos, con lo que se les blindan y aíslan, impidiendo la posibilidad de irradiación o contaminación de los seres vivos.

Las barreras empleadas son de ingeniería o tecnológicas, pues el tiempo máximo que han de permanecer estables es de 300 años, periodo que tarda la radiactividad de los residuos almacenados en alcanzar los niveles de fondo natural.

En España, el único almacén existente para residuos de baja y media actividad está situado en el término municipal de Hornachuelos (Córdoba) y es conocido por el nombre de la finca en que se encuentra, *El Cabril*.

Los residuos se almacenan en forma sólida y, hasta llegar a su estado definitivo, pasan por las etapas de: acondicionamiento; entrega y transporte de bultos; verificación y aceptación; y almacenamiento.

Acondicionamiento de los residuos de operación de las centrales nucleares

En esta operación los residuos son confinados en bidones metálicos (bultos), normalmente de 220 litros, atendiendo a sus características físicas, químicas y radiológicas. Este envasado se realiza siempre en forma sólida, por lo que los

residuos son sometidos a diferentes tratamientos en función del estado físico en que son generados los mismos: líquidos, gaseosos, sólidos.

Los residuos líquidos tienen distinta procedencia dependiendo del tipo de reactor, pero esencialmente se generan en drenajes, procesos de lavado, purgas, escapes controlados, etc. En general, se clasifican en residuos de baja conductividad (limpios) y de alta conductividad (sucios), en función de la cantidad global de sólidos disueltos, lo que afecta a los métodos de concentración y separación que se utilizan para captar los sólidos o iones contenidos en la forma más densa posible, pues son ellos los que contienen los elementos radiactivos. Las técnicas de tratamiento usuales son: desmineralización, filtración, centrifugación, evaporación, reciclado, desgasificado, ósmosis inversa. El resultado de estas operaciones de purificación es la producción de líquidos concentrados que se solidifican, normalmente, con cemento y se embidonan.

Aunque de forma general las centrales nucleares no precisan verter apenas efluentes líquidos radiactivos, los permisos de explotación contemplan una limitación máxima anual de actividad que puede verterse en forma líquida y diluida. En la práctica esos vertidos radiológicos quedan muy por debajo de los valores tolerables y su impacto es despreciable para el medio ambiente.

Los residuos gaseosos, al igual que los residuos líquidos tienen distinta procedencia dependiendo del tipo de reactor, pero esencialmente se generan en purgas, eyectores, fugas de la turbina, ventilación de edificios, etc. Los métodos de tratamiento más corrientes para captar estos efluentes son: adsorbentes de carbón activo, para halógenos (yodos); almacenamiento de retardo, para gases nobles (Kr y Xe); filtración, para partículas en suspensión; recombinación, para hidrógeno. Tras este tipo de operaciones se obtienen una serie de residuos en estado sólido que son embidonados.

El vertido exterior de efluentes gaseosos radiactivos está limitado en cada central nuclear y se mantiene un estricto control tanto técnico como administrativo sobre los mismos. Además, se utilizan tanto elevados caudales procedentes de las ventilaciones de los edificios para obtener una dilución adecuada, como chimeneas de salida de gases para facilitar la dilución atmosférica. Los valores de efluentes radiactivos de las centrales nucleares españolas están muy por debajo de los límites tolerables y producen un impacto despreciable sobre el medio ambiente.

Los residuos sólidos pueden proceder tanto del tratamiento de efluentes líquidos como de los gaseosos (resinas, filtros, concentrados, lodos), así como

de procesos cuyo resultado ha sido una contaminación superficial (vestimentas, sólidos, etc.) o activación de componentes en zonas de alta irradiación.

El tratamiento consiste en la inmovilización y confinamiento para facilitar su transporte e impedir la migración o dispersión de radionucleidos por procesos naturales. Los métodos más usados para este fin son: cementación, para resinas, lodos y concentrados; compactación mecánica en bidones, para sólidos prensables; almacenamiento en bidones con pared de hormigón, para filtros; almacenamiento en bidones, para sólidos no prensables.

La inmovilización de los residuos sólidos se realiza por mezcla de estos con materiales aglomerantes, formándose un bloque compacto en el que quedan uniformemente distribuidos los materiales radiactivos. Actualmente en España se emplea únicamente cemento como conglomerante.

Entrega y transporte de bultos

De acuerdo con el contrato para la gestión de los residuos, firmado entre Enresa y las empresas eléctricas propietarias de las centrales nucleares, se define la “entrega” como la interfase de responsabilidad entre ambas “partes”, la cual tiene lugar en el momento en que los bultos cargados sobre el medio de transporte de Enresa traspasan la valla de la central en su trayecto de salida.

Para el buen hacer de la entrega es necesario llevar a cabo las siguientes actividades: planificación de retiradas, inspecciones, y el transporte de los bultos desde las centrales nucleares hasta el centro de almacenamiento. Todas y cada una de estas operaciones está regulada, bien por el contrato de gestión de residuos entre Enresa y las centrales nucleares por el Real Decreto de constitución de Enresa o por el *Reglamento de Transporte*.

La planificación de retiradas es efectuada por Enresa. En primer lugar realiza una planificación general a cinco años y, sobre ella, se programan las retiradas anuales y mensuales en función de las variables: situación de saturación de almacenes de las centrales nucleares; optimización de transportes; capacidad de recepción de *El Cabril*.

Para la correcta planificación se ha establecido un flujo de información entre las “partes”. Las centrales nucleares están obligadas a enviar anualmente a Enresa datos de los bultos producidos en el año anterior, así como la previsión de producción para los cinco años siguientes. Enresa está obligada igualmente, con periodicidad anual, al envío de la planificación de retiradas previstas para los cinco años siguientes.

Las inspecciones para controlar la producción de bultos, su documentación y su transporte, las efectúa Enresa de la siguiente forma: seguimiento del proceso de producción de bultos; ensayos sobre residuos simulados y bultos reales; inspección documental y física de cada conjunto de bultos a retirar; inspección de la carga de bultos sobre el medio de transporte; inspección del transporte; ensayos aleatorios sobre bultos recepcionados en la instalación de almacenamiento.

El transporte es la única actividad que se realiza fuera de las instalaciones nucleares y, por tanto, próxima al público en general. En España, los residuos de baja y media actividad generados en las centrales nucleares se transportan, al centro de almacenamiento definitivo, por carretera bajo la responsabilidad de Enresa, la cual cuenta, a su vez, con los servicios de una empresa especializada en este tipo de labores, a la que contrata los elementos tractores y el personal especializado, las cajas (trailers) son propiedad de Enresa por las características específicas de las mismas.

La normativa que regula esta actividad se recoge en el *Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos*, publicado por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), el cual ha sido adoptado por España e incorporado al *Reglamento de Transporte de Mercancías Peligrosas*.

Verificación y aceptación

Todas y cada una de las operaciones que se realizaron los residuos radiactivos necesita una gestión que asegure la protección de las personas y del medioambiente de acuerdo con las recomendaciones de la Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP, en sus siglas en inglés) y los procedimientos de la autoridad nacional reguladora de residuos. Los métodos apropiados de garantía de calidad deben ser aplicados antes y a continuación de la generación de los residuos, para de esta manera asegurar su aceptación en el almacenamiento final y su gestión segura.

Para asegurar que el almacenamiento definitivo de los residuos radiactivos es seguro a largo plazo es preciso saber su composición radiactiva (caracterización), además de conocer las características físico-químicas de la matriz.

Enresa antes de proceder al almacenamiento definitivo de los bultos, comprueba si los mismos se ajustan a los criterios de aceptación previamente establecidos, realizando inspecciones y auditorias en origen. Además de la verificación de la documentación, radiometría, estado físico, etc., se realizan aleatoriamente ensayos de caracterización de los residuos por procedimientos

destructivos y no destructivos, operación que se lleva a cabo en el laboratorio de verificación de la calidad existente en *El Cabril*. En estos análisis se determinan, entre otras, actividades radiológicas, composiciones químicas, resistencia mecánica de los materiales, lixiviabilidad de las matrices de cemento.

Almacenamiento de residuos de RBMA

Los residuos RBMA se almacenan definitivamente empleando la tecnología denominada de barreras múltiples. Este tipo de instalaciones pueden ser superficiales o subterráneas, en el caso de España se dispone de un único almacén en superficie, *El Cabril*, ubicado en sierra Albarrana en el norte de la provincia de Córdoba.

Las barreras son medios naturales o artificiales que se interponen entre la radiactividad y los individuos, confinando los materiales radiactivos y, así, retardando o impidiendo la migración de los radionucleidos a la biosfera.

En este tipo de instalaciones es de uso generalizado la existencia de tres barreras de seguridad:

1. *Barrera*: es artificial y constituida por los materiales que retienen los radionucleidos en los residuos y en las diferentes capas de otros materiales que los envuelven o a los que se encuentran ligados químicamente. Esta primera barrera, llamada así porque es la que se encuentra más cerca de la radiactividad, está diseñada para cumplir unos determinados requisitos de calidad que garanticen que la tasa de salida de radionucleidos no superará determinados valores.
2. *Barrera*: es también artificial y su función es impedir el acceso de agua a los residuos. El agua es el principal vector de movilización de los radionucleidos en el almacenamiento, mediante los procesos de lavado y lixiviación que podrán sucederse en los bultos de residuos almacenados. Son elementos componentes de la segunda barrera la placa base de las celdas de almacenamiento, con su sistema de control de infiltraciones y la cobertura definitiva de las celdas, diseñada para garantizar valores aceptables en la entrada de agua de lluvia al sistema.
3. *Barrera*: es natural y constituida por el medio geológico en el que se encuentra emplazada la instalación. Su objetivo es retardar al máximo la migración, a través del terreno, de la actividad liberada desde los residuos radiactivos almacenados y, por lo tanto, su incorporación a la biosfera.

Una vez que los bultos han sido aceptados en El Cabril, se procede a su almacenamiento definitivo, operación que se realiza en distintas fases, todas ellas mecanizadas y telemandadas.

En primer lugar los bidones se introducen en contenedores cúbicos de hormigón armado (de aproximadamente dos metros de lado), con capacidad para 18 de ellos cuando están cementados, o para unos 30 si han sido compactados. Una vez lleno el contenedor se cierra con una placa de hormigón armado, rellenando con lechada de cemento el espacio libre de este recipiente. Cuando el cemento ha fraguado, el contenedor es transportado en camión hasta las celdas de almacenamiento definitivo donde es depositado. Finalizado el llenado de cada celda se procede a su impermeabilización y cierre mediante una losa de hormigón armado.

Las celdas son construcciones, en superficie, de hormigón armado (con pared de medio metro de espesor) de 24 por 19 por 10 metros, con capacidad para 320 contenedores cada una de ellas. En *El Cabril* existen un total de 28 celdas, ubicadas en dos plataformas diferenciadas (una de 16 y otra de 12). Una vez que se llene cada una de las plataformas se procederá a cubrir esta estructura con diferentes capas impermeables y drenantes, culminadas con tierra vegetal y vegetación autóctona, con el doble fin de dar una mayor protección a los residuos del agua de la lluvia y conseguir la integración paisajística con el entorno.

Cada plataforma cuenta con una galería visitable por debajo de las celdas, para control de las infiltraciones. El sistema permite comprobar si ha entrado agua a través de los residuos y, en caso de que así fuera, tomar muestras y comprobar si el agua es radiactiva. Este agua, en el supuesto improbable de aparecer, se acumularía en unos depósitos previstos al efecto para su posterior tratamiento y, ello, a la vez que se procedería a reparar la instalación en la zona que estuviera dañada.

El sistema de almacenamiento adoptado en *El Cabril* conlleva el concepto de recuperabilidad, esto es, se puede retirar, en caso necesario, cualquiera de los bultos allí depositados.

La seguridad radiológica del almacenamiento de *El Cabril* se basa, fundamentalmente, en las barreras de ingeniería. No obstante, su emplazamiento ha de cumplir unos requisitos mínimos en lo que se refiere a sus características geológicas, tectónicas, sísmicas, hidrológicas e hidrogeológicas. Además las estructuras de almacenamiento han sido construidas bajo diseño

sísmico, con capacidad de soportar terremotos de magnitud superior a la máxima previsible en la zona, figura 2.



INSTALACIÓN COMPLEMENTARIA PARA ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS DE MUY BAJA ACTIVIDAD EN EL CENTRO DE ALMACENAMIENTO DE EL CABRIL

Se consideran residuos de muy baja actividad aquellos materiales sólidos o solidificados, en su mayor parte químicamente inertes o estabilizados previamente, que están contaminados y/o activados y cuyo contenido radiactivo tiene una actividad media inferior a unos límites autorizados.

Estos residuos forman un subconjunto de los de baja y media actividad y, en general, presentan actividades específicas entre 1 y 100 bequerelios por gramo, pudiendo llegar hasta varios miles en el caso de algunos radionucleidos de baja radio toxicidad o tratándose de cantidades pequeñas.

El periodo en el que se requiere la conservación de propiedades óptimas para las barreras de aislamiento de estos residuos es de 60 años.

Los residuos radiactivos que, por sus características físico-químicas y por el proceso de acondicionamiento realizado, son susceptibles de ser considerados residuos de muy baja actividad, básicamente, son: chatarras metálicas; grandes equipos o piezas; escombros, escarificados y polvos; aislamientos; residuos cementados o inmovilizados en matriz sólida; residuos inertizados; sólidos heterogéneos compactables; etc.

De forma mayoritaria este tipo de residuos procederán de: desmantelamientos; operación y mantenimiento de instalaciones nucleares y radiactivas; incidentes

ocurridos en instalaciones aun cuando no estén cubiertas por el *Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas*.

Los tipos de configuraciones que se consideran más comunes para poderlos gestionar, teniendo en cuenta la naturaleza de los mismos, su origen y su gestión final, serian: cajas metálicas conteniendo chatarras, pequeños equipos, componentes, etc.; sacas con escombros, hormigones, material de aislamiento, etc.; sacas con residuos inmovilizados o inertizados; bidones con residuos solidificados o inmovilizados; grandes equipos o piezas; paquetes prensados de material metálico o plástico; haces tubulares o tuberías.

Para el almacenamiento de estos residuos se ha diseñado una instalación menos complicada tecnológicamente que la tradicional de *El Cabril*, lo que conlleva dar un mejor uso al almacén existente y menores costes de tratamiento para los residuos de muy baja actividad.

La zona de almacenamiento del nuevo diseño constará de cuatro celdas que ocuparán una superficie de unas 15 hectáreas. Las barreras de aislamiento y contención de las celdas estarán constituidas por materiales arcillosos, térreos y láminas plásticas, los cuales garantizarán la seguridad necesaria durante el periodo de tiempo requerido, 60 años.

La nueva instalación se ha diseñado con una capacidad de 130.000 metros cúbicos, que se ajusta al siguiente inventario previsto:

- Operación de instalaciones nucleares: 3.000 metros cúbicos.
- Existentes en almacenes temporales de *El Cabril*: 1.000 metros cúbicos.
- Operación de instalaciones radiactivas: 2.000 metros cúbicos.
- Desmantelamiento de instalaciones: 120.000 metros cúbicos.
- Intervenciones, incidentes, etc.: 4.000 metros cúbicos.

Estrategia para la gestión de los residuos RAA

El combustible de las centrales nucleares tras su retirada del reactor es depositado en las piscinas de la propia instalación para evacuar el calor residual que produce. Tras una estancia variable en las mismas, función del tipo de reactor, grado de quemado, etc. El combustible gastado puede seguir dos caminos de cara a su gestión final.

Una vía es la que considera que, del combustible retirado, aún se puede aprovechar el mucho uranio residual (96%) y el plutonio generado (1%), *ciclo cerrado del combustible*. En este caso el combustible es reprocesado para separar el uranio y el plutonio, que serán nuevamente quemados en la central,

de los productos de fisión y elementos transuránicos que carecen de aplicación y son considerados residuos de alta actividad.

La otra alternativa es considerar que lo retirado no tiene ninguna aplicación, *ciclo abierto del combustible* nuclear, caso de España y de la mayoría de los países con este tipo de industria. En esta situación el combustible retirado pasa a ser considerado residuo de alta actividad.

En ambos casos se termina en un residuo radiactivo de alta actividad cuyo destino inmediato es el almacenamiento temporal al que seguirá un almacenamiento a largo plazo o definitivo, AGP.

Con independencia de esta línea de actuación que finaliza en el AGP, en estos momentos está en fase de investigación el proceso de (S y T) que persigue transformar los radionucleidos de vida larga y alta actividad en otros de vida corta o estable. Esta opción sería un complemento al AGP, no una alternativa.

REPROCESO DEL COMBUSTIBLE GASTADO Y ACONDICIONAMIENTO DE LOS RESIDUOS SEGREGADOS

El reproceso del combustible se lleva a cabo troceando las varillas e introduciéndolas en una disolución de ácido nítrico concentrado, en la que se disuelven las pastillas del combustible. Seguidamente, mediante disolventes selectivos se extrae el uranio y el plutonio que contienen, quedando como residuo radiactivo un líquido que contiene los productos de fisión y los actínidos minoritarios. También aparecen como residuos las vainas del combustible en las que se han generado radionucleidos de activación. El contenido de los Residuos Líquidos de Alta Actividad (RLAB) es acondicionado e incorporado a una matriz sólida de vidrios borosilicatados o fosfatados que es confinada en contenedores metálicos. Los restos de vaina resultantes del troceado son prensados y depositados en contenedores metálicos como los usados para los vidrios.

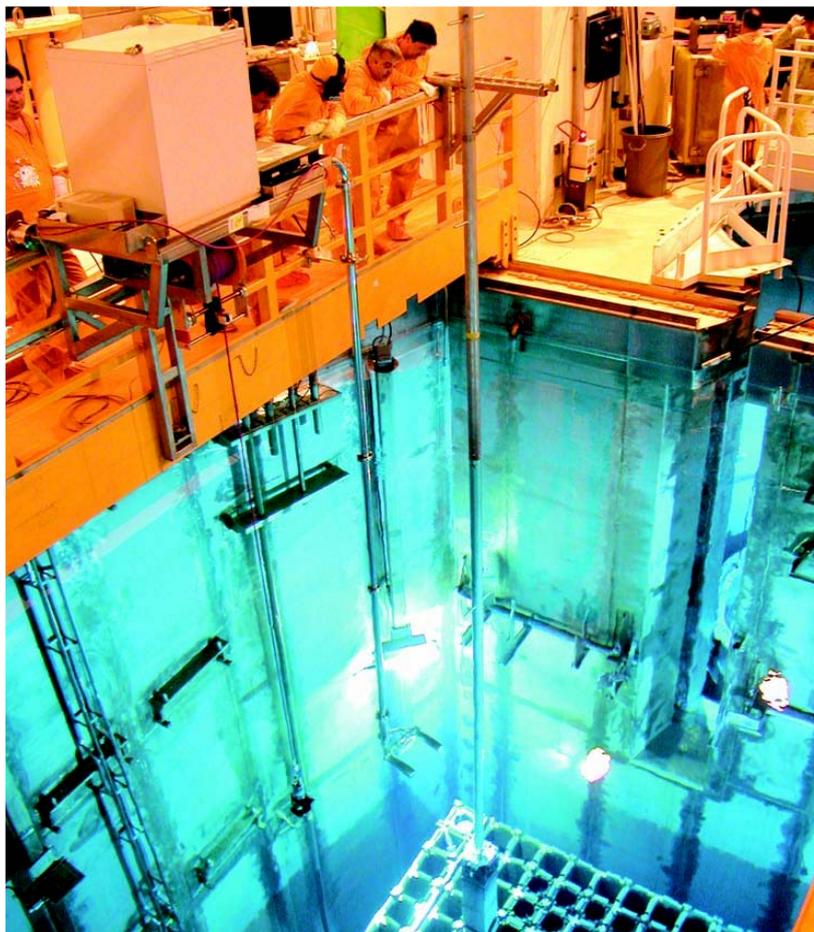
El proceso de acondicionamiento de los líquidos del reproceso se efectúa a través de las operaciones de concentración y solidificación, lo que constituye un fuerte reto tecnológico dadas las características químicas y radiotóxicas de los mismos.

Concentración. El volumen de residuos líquidos de actividad alta procedentes de la reelaboración es de aproximadamente cinco metros cúbicos por tonelada de uranio. Estos residuos se concentran por evaporación con factores de concentración variables entre 10 y 20, para obtener como mínimo 0,25 metros cúbicos por tonelada de uranio.

Solidificación. Estos residuos líquidos concentrados, de actividad muy alta, se deben inmovilizar mediante procesos de solidificación o incluso en matrices sólidas, con vistas a su almacenamiento definitivo. El producto resultante de la solidificación de estos residuos debe reunir una serie de características como: estabilidad química; estabilidad frente a la radiación; estabilidad térmica.

La calcinación de los residuos es la forma más simple de solidificación. Los calcinados se obtienen por evaporación de los residuos líquidos hasta sequedad y posterior calefacción a temperaturas entre 400 y 900 °C, encontrándose los elementos metálicos en forma de óxidos.

A la calcinación le sigue la vitrificación, la cual se efectúa fundiendo el calcinado con los aditivos necesarios para la formación del vidrio que solidifica durante el enfriamiento de la masa fundida. Las temperaturas oscilan entre 1.000 y 2.000 °C. El tipo de vidrio elegido, a escala industrial, ha sido el de borosilicatos. La mezcla fundida (vidrio) se descarga en contenedores de acero inoxidable y una vez solidificada se cierran los contenedores mediante una tapa soldada con arco de plasma, figura 3.



ALMACENAMIENTO TEMPORAL DE LOS RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD Y COMBUSTIBLE GASTADO

El almacenamiento temporal del combustible irradiado es una etapa intermedia de la gestión de los mismos. Comprende todas las actividades de almacenamiento desde que el combustible se descarga del reactor hasta que se reprocesa o se almacena directamente de manera definitiva.

Cuando los combustibles irradiados son descargados del reactor conservan gran parte del material fisionable inicial, a lo que se ha de sumar los productos de fisión y transmutación y un potencial térmico elevado, por lo que han de ser almacenados en las piscinas asociadas al reactor durante un periodo de tiempo que puede variar entre unos meses y varios años, en función del tipo de reactor y las características del combustible. Esto permite el decaimiento de los radionucleidos de vida corta, con la reducción de la generación del calor resultante y de la emisión *gamma*, facilitando así el posterior manejo y gestión.

Históricamente, cuando el reproceso del combustible irradiado era la opción preferida o de referencia en muchos países, una gran mayoría de las piscinas de centrales nucleares se diseñaron con una capacidad limitada, normalmente para almacenar la generación de los combustibles de unos cuantos años de operación. Sin embargo, la pequeña capacidad industrial de reproceso existente, el retraso en la implantación de esta opción en algunos países, el abandono de la misma en otros, el retraso sufrido en los programas de almacenamiento geológico profundo y la situación creada en otros países de diferir la decisión, ha incidido en la necesidad casi general de aumentar las capacidades de almacenamiento temporal y en la extensión del periodo de almacenamiento por encima de los inicialmente previstos.

Estas circunstancias han conducido, en primer lugar, a la aplicación de diversas técnicas para el aumento de la capacidad de las piscinas asociadas al funcionamiento de las centrales nucleares y, en segundo lugar, al desarrollo de instalaciones de almacenamiento temporal del combustible gastado a medio-largo plazo, independientes de las centrales nucleares.

El almacenamiento intermedio o temporal a medio/largo plazo del combustible irradiado es una etapa necesaria cuando la opción elegida es el ciclo abierto y, por otra parte, permite la planificación y regulación de la operación de reproceso, ciclo cerrado, proporcionando en todo caso capacidad adicional de almacenamiento, siendo su utilización indispensable cuando se trata de diferir la toma de decisiones entre ambas opciones.

El almacenamiento temporal del combustible irradiado tiene que cumplir las siguientes funciones:

- Mantener condiciones subcríticas.
- Proporcionar la protección contra la radiación, con el blindaje adecuado.
- Facilitar la extracción del calor.
- Mantener la contención de la actividad.
- Garantizar la recuperabilidad de los elementos combustible.

Estas funciones u objetivos tienen que mantenerse en condiciones normales de operación y en condiciones de sucesos base de diseño durante la vida de la instalación.

Dos son las tecnologías básicas desarrolladas para el almacenamiento temporal del combustible irradiado, *el almacenamiento en húmedo*, y *el almacenamiento en seco*, que utilizan agua o un gas, respectivamente, como medio de almacenamiento. La elección de uno u otro método está supeditada, además de a factores estratégicos, económicos y de disponibilidad tecnológica, al tipo y las características del combustible.

Lo más usual, sobre todo para combustibles de reactores de agua ligera, es una primera etapa de almacenamiento en las piscinas asociadas a la operación de las centrales. Posteriormente, transcurrido un tiempo de enfriamiento, el combustible puede ser trasladado a un almacenamiento intermedio en húmedo o en seco.

EL ALMACENAMIENTO TEMPORAL EN HÚMEDO

El almacenamiento del combustible irradiado bajo agua es una tecnología completamente desarrollada y bien probada, tanto en las piscinas de los reactores, como en las existentes en las plantas de reproceso.

La elección del agua como medio de almacenamiento es debido a su elevado coeficiente de transmisión de calor, sus buenas propiedades como blindaje contra la radiación y su transparencia que permite la fácil inspección del combustible y el control de sus movimientos.

Las piscinas de almacenamiento de combustible irradiado tienen, en todos los casos, características generales muy similares. Están construidas de hormigón armado con las paredes recubiertas internamente de láminas de acero inoxidable soldadas, para evitar fugas, y están diseñadas para soportar los sucesos externos extremos propios del emplazamiento.

Los elementos combustibles se sitúan verticalmente en bastidores metálicos de aluminio o acero inoxidable, diseñados para mantener el conjunto subcrítico en condiciones de operación normal y de accidente.

Las piscinas disponen de un sistema de detección de fugas, mediante tuberías colectoras en paredes y fondo que van a un sumidero de recogida, en el que un sistema de sondas envía señales a la sala de control si se detecta agua por encima del nivel prefijado.

Asimismo, están dotadas de un *sistema de refrigeración*, mediante cambiadores de calor y un *sistema de purificación del agua*, empleando filtros de resina de intercambio iónico.

Debido a la necesidad de aumentar la capacidad de las piscinas se han desarrollado diferentes soluciones, siendo las más utilizadas *el reracking* y *el crédito al grado de quemado*, y la combinación en algunos casos de ambos métodos.

El *reracking* o cambio de bastidores consiste en la sustitución parcial o total de los bastidores iniciales por otros con absorbentes neutrónicos incorporados (venenos), normalmente compuestos de boro (como, boral y acero austenítico borado), que permiten aumentar la densidad de almacenamiento, manteniendo las condiciones subcríticas.

El concepto de *crédito al grado de quemado* (*burn-up credit*) consiste en aceptar que el elemento combustible una vez irradiado tiene menor grado de enriquecimiento que el combustible fresco y utilizar esta lógica en los cálculos de criticidad, lo que puede contribuir a la disminución del contenido de boro y de la distancia entre los bastidores, con el consiguiente incremento de capacidad.

EL ALMACENAMIENTO TEMPORAL EN SECO

La tecnología de almacenamiento del combustible irradiado en seco utiliza un gas, comúnmente aire o un gas inerte, como medio en el que se encuentran los elementos. No es una alternativa al almacenamiento en húmedo durante el primer periodo tras la descarga del combustible, pero puede resultar una técnica más atractiva para el almacenamiento a medio y largo plazo ya que sus diferentes modelos:

1. Son técnicamente más sencillos, en especial si se utiliza aire como medio de almacenamiento.
2. Tienen un coste de funcionamiento y mantenimiento mas bajo, sobre todo en los casos de refrigeración pasiva, por convección natural.

3. Originan dosis, de exposición a la radiación, mas bajas.
4. No originan residuos secundarios una vez que el combustible ha sido almacenado.

Aunque el desarrollo de esta tecnología ha seguido líneas diferentes en los distintos países, los diseños existentes se pueden asociar con alguno de los tres modelos conceptuales básicos siguientes: *contenedores (de hormigón o metálicos de doble propósito y multipropósito), silos o módulos y bóvedas o cámaras.*

Los contenedores son estructuras generalmente movibles que constan de un cuerpo sólido, construido con diferentes materiales, y de un hueco interior donde se sitúan los elementos combustibles. Pueden ser diseñados con el propósito de: almacenamiento; almacenamiento y transporte; almacenamiento intermedio, transporte y almacenamiento definitivo.

Los silos son estructuras monolíticas de hormigón armado, de construcción modular, ubicadas en la superficie, con cavidades horizontales o verticales donde se colocan los elementos combustibles alojados en cápsulas metálicas selladas, normalmente de acero inoxidable. La mayoría de los silos son fijos, si bien algunos pueden ser movidos en trayectos cortos.

Las bóvedas son, básicamente, grandes estructuras o cubículos de hormigón armado con cavidades de almacenamiento (bóvedas), cada una de las cuales puede estar diseñada para contener uno o varios elementos combustibles. Se ubican en edificios diseñados y construidos al efecto.

SITUACIÓN EN ESPAÑA

En España, en estos momentos, hay ocho reactores cada uno de ellos con su correspondiente piscina, cuyas respectivas capacidades ha sido ampliada mediante el cambio parcial o total de bastidores (*reracking*), lo que ha dado holgura para la operación de las instalaciones. No obstante y a pesar de la ampliación, en la práctica totalidad de los casos, no podrán almacenar la totalidad del combustible irradiado durante su operación. La situación más extrema es el de la central de Trillo que se saturó en el año 2002.

Por otra parte y con independencia de la capacidad de las piscinas, cuando la planta termine su vida útil, antes de proceder a su desmantelamiento ha de ser evacuado el combustible de la central, situación que ya se ha planteado en la central de Zorita, parada definitivamente el 30 de abril de este año 2006.

Tanto para la central de Trillo como para la de Zorita se ha diseñado un almacén individual para cada una de ellas (ATI) en los terrenos de las propias

instalaciones. En el caso de Trillo, ya en operación se emplean contenedores metálicos multicapa de doble propósito, mientras que para Zorita se ha optado, para el inminente almacén, por contenedores de hormigón.

De continuar con esta política de almacenamiento temporal se terminarían construyendo siete ATI en España, lo que ha llevado a considerar como mejor alternativa la construcción de un ATC para el conjunto del país.

DISEÑO GENÉRICO DEL ATC SELECCIONADO PARA ESPAÑA

El VI PGRR contempla la existencia de un ATC en el entorno del año 2011 para el almacenamiento intermedio del combustible gastado. Enresa ha optado por la tecnología de almacenamiento en seco en bóvedas de hormigón para el combustible gastado y residuos vitrificados, así como por la tecnología de almacenamiento en naves de hormigón para los residuos de media actividad que serán almacenados en el ATC.

En la elección de este tipo de almacenamiento han influido:

- Tecnología con características de seguridad pasiva.
- Inventario de residuos a almacenar en la instalación: su cantidad y diversidad.
- Necesidad de disponer de capacidad de almacenamiento para al menos 60 años que dicta el PGRR.
- Permitir la utilización, en una misma instalación, distintos conceptos de almacenamiento adecuados a las características e inventario de cada tipo de residuos.
- Grado de modularidad óptimo para los procesos y cantidad de materiales radiactivos involucrados.

Más que las características radiológicas (tasa de dosis) de los distintos tipos de residuos, son fundamentalmente las características térmicas (generación de calor) las que obligan a la utilización de sistemas de almacenamiento diferentes. El calor de decaimiento del combustible gastado y de los residuos vitrificados exige una capacidad de evacuación de calor en las áreas de almacenamiento que no es comparable con la requerida para el resto de residuos. Así, el combustible gastado, previamente acondicionado en cápsulas, y las cápsulas de residuos vitrificados se confinan en una red de tubos de almacenamiento verticales que, dentro de bóvedas de hormigón, son enfriados exteriormente por un sistema de circulación de aire por convección natural inducido por una

chimenea. Para el resto de los residuos basta con disponer de áreas de almacenamiento adecuadamente blindadas.

Otra característica básica del diseño de la instalación es la reversibilidad, es decir, el combustible gastado y los residuos radiactivos seguirán el camino inverso al que recorrerán para su recepción y almacenamiento, en el momento en que hayan de ser transportados desde el ATC a la siguiente etapa de gestión.

El ATC concebido por Enresa es una estructura integral de aproximadamente 238 metros de largo, 78 metros de ancho y 26 de alto y con unos conductos de salida de aire de 45 metros de altura. Las principales partes de este complejo son: área o edificio de recepción; edificio de procesos; edificio de servicios y sistemas auxiliares; edificios de almacenamiento; nave de almacenamiento de residuos de media actividad.

Edificios de almacenamiento. Cada uno está formado por dos módulos y éstos, a su vez, por dos bóvedas en las que se almacenan las cápsulas de combustible y los residuos vitrificados. Cada bóveda aloja 120 (10 por 12) tubos verticales de almacenamiento. Sobre las bóvedas de almacenamiento se extiende el área de manejo por donde transita el Contenedor de Manejo que recoge la cápsula preparada en la celda caliente y la transfiere y deposita en su lugar de almacenamiento. Las bóvedas son estructuras con paredes de hormigón armado de gran espesor con entradas y salidas de aire independientes para la refrigeración por convección natural de los residuos.

Nave de almacenamiento de bultos de residuos de media actividad. Es un edificio de forma paralelepípedica de hormigón armado de gran espesor. Los bultos de residuos de media actividad son almacenados en el nivel cero, segregados por tipos y apilados de acuerdo con sus características.

El confinamiento, en el ATC, de los materiales radiactivos se garantiza mediante el criterio de protección por barreras múltiples: se disponen al menos dos barreras físicas de confinamiento para las condiciones normales de operación y se mantiene al menos una barrera en las condiciones de accidente. La cápsula y el tubo de almacenamiento constituyen la primera y segunda barrera, respectivamente, para el combustible gastado y residuos vitrificados almacenados en las bóvedas. El propio bulto y la nave de almacenamiento constituyen las barreras de confinamiento para los residuos de media actividad.

En el diseño, fabricación y construcción de las estructuras de confinamiento se aplican los códigos y normas rigurosos aceptados por la reglamentación. Se prevé la vigilancia periódica de la atmósfera interior de los tubos de

almacenamiento con el objetivo de determinar la condición de integridad de la cápsula y del propio tubo.

El diseño de los sistemas de evacuación de calor se basa en el cumplimiento de los límites de temperatura de la vaina del combustible, los límites de temperatura que garantizan el mantenimiento de las características mecánicas adecuadas de los bultos de residuos y los límites que aseguran el comportamiento apropiado de las estructuras que realizan funciones de seguridad (especialmente el hormigón).

ALMACENAMIENTO DEFINITIVO DE LOS RAA Y COMBUSTIBLE GASTADO. AGP

Las características térmicas y radiactivas de los materiales a tratar son especialmente relevantes, lo que condiciona el sistema de almacenamiento, pues debe ser capaz de soportar la irradiación emitida y disipar el calor generado sin menoscabo de su seguridad y, todo ello, teniendo en cuenta que, en forma decreciente pero apreciable, esto se mantiene entre los 10^3 y 10^4 años.

Las instalaciones de almacenamiento definitivo de residuos radiactivos son singulares respecto a otras instalaciones nucleares o radiactivas. Su especificidad radica en la falta de un objetivo para utilizar los materiales radiactivos que contienen y en que, únicamente, pierden su peligrosidad potencial cuando los isótopos han decaído suficientemente de forma natural. Tales instalaciones son, globalmente, de carácter pasivo y en ellas la probabilidad de un accidente de iniciación interna es escasa (prácticamente nula), mientras que los inducidos desde el exterior deben ser minimizados por las barreras que se interponen entre el residuo y el medio ambiente. Esto se consigue con una adecuada elección del emplazamiento y el correcto diseño y construcción.

El sistema de almacenamiento, en su conjunto, debe proporcionar capacidad suficiente de aislamiento mediante la armonización de las características de las diversas barreras de contención. Las principales son:

- *La naturaleza del mismo residuo.* El residuo en una forma solidificada, estable y de baja lixiviación, vidrios y pastillas cerámicas, debe disminuir eficazmente la movilización de los radionucleidos en el caso de contacto agua-residuo.
- *El envasado o encapsulado de los residuos en contenedores adecuados.* El uso de contenedores fabricados con materiales que ofrezcan suficiente

estabilidad en el medio geológico y que puedan proporcionar una contención prácticamente completa de los residuos durante un periodo inicial variable.

- *Los materiales de relleno y sellado.* Ubicados entre la cápsula de los residuos y la formación geológica, con sus características de interfase entre el residuo y el medio geológico y sus propiedades de retención y adecuación química.
- *La integridad de la formación geológica.* Para contribuir al aislamiento del residuo, impidiendo el retorno de los nucleidos a la biosfera.
- *Retardo de la migración del residuo de la zona de su emplazamiento.* Si se perdiera la integridad de la formación geológica, se produciría este retardo en la migración gracias a diversos mecanismos en los estratos contiguos, cambio de ión, filtración y adsorción, principalmente. La magnitud de este efecto de retardo depende considerablemente de la naturaleza de las formaciones geológicas y de los mismos residuos.
- *Las características del medio ambiente (o biosfera) del entorno.* Con sus capacidades de influencia en la transferencia de los radionucleidos hasta el hombre.

De un modo general, el sistema de almacenamiento se puede considerar formado por tres subsistemas o bloques:

- *Campo próximo:* residuos y entorno hasta el medio geológico no perturbado.
- *Campo lejano:* formación geológica hospedante no perturbada.
- *Biosfera:* medio accesible al hombre.

El medio geológico receptor (campo lejano) constituye un masivo material de sellado y aislamiento de los procesos que ocurren en el “campo próximo”. Aporta principalmente estabilidad y control de los procesos de migración en función de los procesos de flujo y transporte en el medio. Una vez que los radionucleidos aparecen en el “campo lejano”, existen dos factores esenciales de seguridad:

- El tiempo de tránsito hasta la biosfera.
- Las condiciones físicas y químicas dominantes.

En ambos factores influyen, de forma básica, dos características de la formación geológica:

- La longitud del camino a recorrer y la velocidad del agente conductor, el agua.
- Las condiciones físicas y químicas presentes en tal tránsito.

Las formaciones geológicas continentales más idóneas, por su mínima o nula circulación de agua, para esta aplicación son:

- Evaporíticas (formaciones salinas).
- Sedimentarias (formaciones arcillosas).
- Cristalinas (formaciones graníticas, tobas volcánicas, otras).

La biosfera es el receptor final de los radionucleidos que hayan podido liberarse del repositorio y juega un papel muy importante en la dilución y dispersión de los mismos, lo que contribuye muy positivamente a impedir su incorporación a los seres vivos.

Los organismos internacionales y los países más desarrollados en este campo consideran el AGP como la mejor solución técnica para la gestión definitiva de estos materiales residuales. No obstante, en la actualidad no hay ningún almacenamiento definitivo en operación y los programas más avanzados (en Estados Unidos, Suecia y Francia) no contemplan su entrada en funcionamiento hasta la segunda o tercera década de este siglo, figura 4.

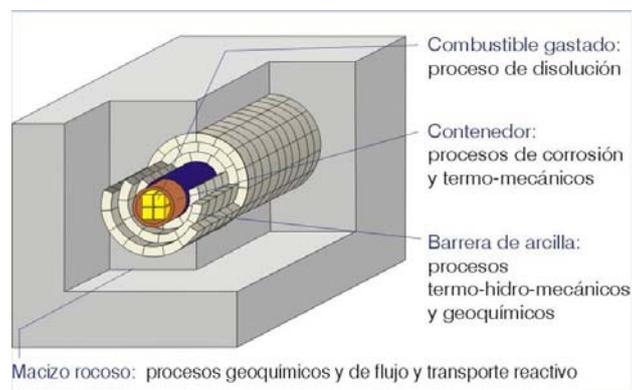


Figura 4.-Barrera AGP.

SITUACIÓN EN ESPAÑA

En España, en este momento y en atención al rechazo social, se ha decidido paralizar las actividades relacionadas con la búsqueda de emplazamientos para una futura instalación de almacenamiento definitivo, basándose en la disponibilidad de tecnologías seguras de almacenamiento temporal que permiten posponer cualquier decisión respecto a la gestión final de estos residuos.

No obstante, la reglamentación nacional existente constituye un marco general y contiene determinadas consideraciones en lo relativo a este tipo de residuos

radiactivos, pero requiere de ulteriores desarrollos para tener en cuenta, en forma adecuada, los aspectos importantes y diferenciales de la gestión final de tales residuos.

Tanto el Consejo de Seguridad Nuclear como Enresa participan activamente en varios de los desarrollos internacionales más actuales en la materia. En base a ello, ambas organizaciones tienen en curso diversos desarrollos orientados a la definición del marco general a considerar en esta gestión y de los principios de seguridad y protección a aplicar.

SEPARACIÓN Y TRANSMUTACIÓN DEL COMBUSTIBLE GASTADO

Un combustible de UO_2 irradiado presenta un inventario radiotóxico altamente superior al del mineral de uranio natural que ha servido para prepararlo fresco. La radiotoxicidad es debida principalmente a los productos de fisión Cs-137 y Sr-90 durante los 100 primeros años después de descargado el combustible del núcleo del reactor, a los actínidos Pu y Am durante alrededor de mil años, al plutonio y sus descendientes alrededor de cien mil años y posteriormente al Np y U con sus descendientes y a algunos productos de fisión como Tc-99, I-129 y Cs-135.

La gestión de los combustibles irradiados debe tener como objetivo fundamental proteger, en todo momento, al ser humano y al medio ambiente del riesgo que conllevan asociado. Desde este punto de vista, dos opciones de gestión a largo plazo son consideradas válidas actualmente (ya referidos en párrafos anteriores):

- *El ciclo abierto*, donde los combustibles irradiados son considerados como residuos radiactivos de alta actividad. Por tanto deberán ser acondicionados en capsulas metálicas para ser almacenados definitivamente en formaciones geológicas profundas, después de un almacenamiento temporal previo para su enfriamiento y decaimiento radiactivo.
- *El ciclo cerrado*, donde los combustibles irradiados son tratados para recuperar el uranio y plutonio presentes, con el fin de ser utilizados como materiales energéticos, separándolos de los productos de fisión y actínidos minoritarios. Posteriormente, estos últimos son acondicionados por integración en una matriz vítrea que es colocada en un contenedor de acero inoxidable, para su almacenamiento temporal y decaimiento térmico y radiactivo. Finalmente estos contenedores serán almacenadas definitivamente en formaciones geológicas profundas.

Esta segunda opción de gestión del combustible irradiado requiere llevar a cabo el reproceso del mismo y el reciclado del plutonio recuperado, lo cual se puede hacer en forma de óxidos mixtos ($\text{UO}_2\text{-PuO}_2$), llamados MOX. En la actualidad este reciclado solamente se hace una vez (monorreciclado) en los reactores actuales de agua ligera, pero es de esperar que pueda ser hecho varias veces (multirreciclado) en los reactores de agua a presión de tercera o cuarta generación. A medida que el plutonio sea reciclado más veces, la cantidad de actínidos minoritarios presentes en los combustibles MOX irradiados irá aumentando, lo que producirá un incremento a largo plazo de su inventario radiotóxico.

La transmutación, tecnología en investigación, puede ser una vía para optimizar la gestión del combustible gastado. Surge a comienzos de la década de los 90 del siglo pasado como una estrategia adicional al ciclo cerrado actual. Con ella se persigue transmutar algunos radionucleidos de vida larga, presentes en los combustibles irradiados, con el fin de disminuir el inventario radiotóxico de los residuos de actividad alta y vida larga que haya que enviar al AGP y, de esta manera, disminuir el riesgo radiológico a largo plazo que lleva este almacén, figura 5.

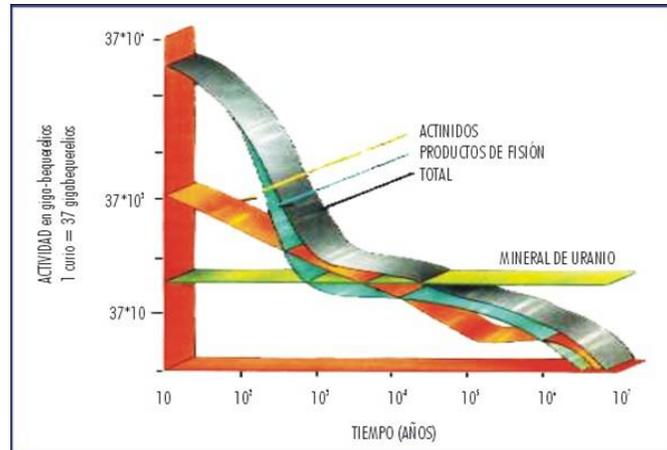


Figura 5.- Decaimiento de la radiactividad

PROCESO DE SEPARACIÓN

Para llevar a cabo la transmutación de los radionucleidos susceptibles de ser transmutados, es necesario efectuar la separación previa de los elementos químicos que los contienen.

La separación es un conjunto de operaciones físico-químicas que, tanto en medio húmedo (hidrometalurgia) como en seco (pirometalurgia), permiten obtener diferenciados los actínidos minoritarios (neptunio, americio y curio) y

algunos productos de fisión de vida larga, bien para su transmutación mediante la fabricación de nuevos combustibles o blancos de irradiación, bien para su almacenamiento definitivo mediante una adecuada inmovilización

Cualquier proceso de separación conlleva, como etapa previa y obligada, el reproceso de los combustibles irradiados mediante el proceso PUREX, donde se extraen el uranio y el plutonio presentes en el combustible irradiado con recuperaciones del 99,9%. También se separan algunos productos gaseosos de fisión y de activación, como son: los gases nobles Kr y Xe, entre los que destaca el Kr-85; los halógenos I y Br, entre los que destaca el I-129; y el C-14, en forma de CO₂. La recuperación del I-129 y su transformación en una forma sólida adecuada para su posible transmutación esta siendo investigada.

Otros procesos de separación por vía seca, pirometalúrgicos, se están investigando y consisten en calcinar los RLAA procedentes del reproceso, tras lo cual, los óxidos obtenidos se cloran y los cloruros formados se disuelven en una mezcla de sales alcalinas (cloruros o fluoruros) fundidas a alta temperatura, para posteriormente hacer una electrólisis de la mezcla utilizando diversos tipos de cátodos. Todos estos posibles procesos de separación están requiriendo un gran esfuerzo de investigación y desarrollo.

PROCESO DE TRANSMUTACIÓN

Una vez separados los radionucleidos que se pretenden transmutar, se requieren tres actividades principales:

- Su utilización en la fabricación de combustibles y/o blancos de irradiación.
- Su transmutación, propiamente dicha, por fisión o captura neutrónica.
- El reproceso de los combustibles y/o blancos irradiados en los sistemas transmutadores, para separar y recuperar los radionucleidos no transmutados y poder reciclarlos.

La primera actividad se está centrando en la fabricación de óxidos mixtos (UO₂+PuO₂) incluyendo actínidos minoritarios. También se está estudiando la fabricación de nitruros y carburos.

En lo que respecta a la transmutación, ésta puede hacerse por fisión o por captura neutrónica. La transmutación del plutonio es posible por fisión y se produce una gran reducción de su inventario utilizando reactores rápidos. Para transmutar los actínidos minoritarios, las reacciones de fisión son más eficaces que las capturas neutrónicas, pues estas últimas producirán nuevos actínidos más pesados. La transmutación de productos de fisión se puede realizar mediante reacciones de captura neutrónica.

Sin embargo, para transmutar, tanto los actínidos minoritarios, como algunos productos de fisión de vida larga, será necesario disponer de sistemas transmutadores que produzcan un alto flujo de neutrones muy energéticos. Estas características las cumplen los reactores rápidos y los ADS (*Accelerator Driven Systems*). En estos últimos, un flujo de protones de alta energía, producidos por un acelerador de partículas, inciden sobre un metal pesado (por ejemplo, plomo) y generan, por efecto de espalación, un elevado flujo de neutrones de alta energía.

Finalmente, los combustibles irradiados descargados de los sistemas transmutadores deberán ser tratados para recuperar los radionucleidos no transmutados, de forma que puedan ser reciclados para lograr un alto grado de transmutación.

Sobre estas nascentes tecnologías de la separación y transmutación se puede concluir que:

- Requerirán, como etapa previa, el reproceso PUREX de dichos combustibles
- Podrán reducir el inventario radiotóxico de los residuos de alta actividad, pero necesitarán acometer el desarrollo, construcción o ampliación y operación de nuevas plantas del nuevo ciclo del combustible (separación de radionucleidos, fabricación de combustibles y reproceso) así como nuevos reactores para realizar la transmutación propiamente dicha (reactores rápidos y/o ADS)
- Deberán ser considerados como una etapa complementaria, no como una alternativa al almacenamiento geológico profundo, que siempre será necesario para gestionar los residuos de actividad alta remanentes.

ESTADO ACTUAL DE LA TRANSMUTACIÓN

En este momento las líneas de investigación están encaminadas a cubrir necesidades básicas tales como:

- La obtención de una buena base de datos neutrónicos, químicos y físicos de los distintos isótopos que constituyen el combustible, así como de materiales estructurales, refrigerante, etc.
- Realización de cálculos neutrónicos.
- Realización de simulaciones previas con todo tipo de configuraciones, materiales, diseños y estrategias de simulación.

- Estudios sobre tecnología del combustible. Necesarios para saber que tipos de combustibles se comportan mejor frente a irradiación, tasa de transmutación, cinética del reactor, etc.
- Comportamiento de los materiales estructurales que conformarían el ADS en operación.
- Elección de refrigerante adecuado, atendiendo al espectro neutrónico y el combustible elegido.
- Mejorar las tecnologías de reprocesado de combustible, particularmente para elementos como Am, Cm y Np.
- Diseños de blancos de espalación con los que obtener fuentes neutrónicas.
- Diseño de aceleradores de alta potencia. Para crear y amplificar una fuente estable de neutrones de alta energía con capacidad de inducir fisiones en el combustible y transmutar radionucleidos de vida larga. Los requisitos principales que han de cumplir para la transmutación son: tener un haz de protones estable; una corriente del haz bien controlada; ser económicamente rentables; y que el espacio físico ocupado sea aceptable.

Para todo ello, desde mediados de los años noventa, se llevan haciendo todo tipo de experimentos y comparaciones internacionales.

Estrategia para el tratamiento de los materiales residuales de minería y fabricación de concentrados de uranio

En estas etapas se produce el mayor volumen de materiales residuales (estériles) del ciclo. En el caso de la minería, dependiendo del tipo de yacimiento y del método de explotación, pueden variar entre tres y ocho toneladas de estéril por kilogramo de uranio final obtenido. En las fábricas de concentrados, este parámetro se sitúa en valores medios en el entorno de una tonelada por kilogramo de uranio extraído.

La radiactividad natural que poseen estos materiales residuales ha sido aflorada a la superficie y concentrada en una zona, lo que favorece que en caso de lluvia se produzcan arrastres y filtraciones que contaminen las aguas superficiales y del subsuelo. También el viento es agente de dispersión de la radiactividad y puede arrastrar partículas sólidas o radón, radionucleido gaseoso producido en la desintegración de los minerales radiactivos.

Estos efectos se evitan llevando a cabo unas operaciones que se conocen como “acciones remediadoras”, que significan una forma de confinamiento suficiente para esta radiactividad natural.

Las operaciones para la minería consisten en rellenar las galerías de las minas de interior o los huecos al aire libre en las minas a cielo abierto, una vez agotadas, con los escombros de más radiactividad, dejando el resto apilado en escombreras debidamente cubiertas con capas de tierra, que se revegetarán, de tal forma que su lixiviación y erosión por los agentes atmosféricos sea mínima.

En el caso de los diques de las fábricas de concentrados, se hace una cobertura con capas sucesivas de asfalto, rocas y arcilla para impedir la acción del agua y reducir la emanación de radón.

En ambos casos, escombreras y diques, a la vez que se realizan las operaciones de protección contra la contaminación radiológica, se estabilizan las pilas de estériles con el fin de evitar deslizamientos, figura 6.



Figura.-6 *Instalación. La Haba en restauración/ La Haba (Badajoz) en operación*

Estrategia para el desmantelamiento de centrales nucleares

Cuando tiene lugar la parada definitiva de una central nuclear se procede, en el plazo más breve posible, a la retirada de todo el combustible gastado que hay en ella, tanto en el núcleo del reactor como almacenado en sus piscinas.

En el caso de los reactores de agua ligera se trata, seguidamente, el agua de refrigeración y otros líquidos contaminados, concentrándolos y solidificándolos con cemento, obteniendo residuos sólidos de baja y de media actividad que se retiran de la central. También se retiran todos los residuos de baja y media actividad que hubiera almacenados en espera de su envío al almacenamiento definitivo.

A continuación se llevará a cabo el denominado Plan de Desmantelamiento y Clausura (PDC), el cual engloba el conjunto de actividades estructuradas que

abarcan desde la última parada del reactor hasta el libre uso del emplazamiento sin ningún tipo de restricción, o con aquellas que considere la autoridad competente.

Con el desmantelamiento se realizan las operaciones requeridas para desmontar y/o eliminar los materiales radiactivos de una instalación y del emplazamiento, o lo que es igual, desmantelar es realizar las actividades necesarias para poner fuera de servicio la instalación, desmontar los equipos, sistemas y estructuras y eliminar o evacuar los materiales radiactivos.

Finalmente tiene lugar la clausura, acto administrativo por el cual se culmina el proceso iniciado con la retirada del servicio de la instalación y que finaliza con la liberación del emplazamiento para uso sin ningún tipo de restricción (o con aquellas restricciones que considere la autoridad competente).

La OIEA define tres niveles en el proceso de puesta fuera de servicio de una instalación nuclear: *nivel uno*, se retira el combustible y todas las fuentes radiactivas que hay en la central; *nivel dos*, se desmontan los sistemas auxiliares y la mayoría de los edificios de la instalación; *nivel tres*, se desmantela el resto de la central y se restaura el emplazamiento para que sea utilizado sin restricciones.

Enresa ha llevado a cabo el desmantelamiento de la central nuclear Vandellós I hasta el *nivel dos* de clausura, lo que ha significado que únicamente permanece en el emplazamiento el edificio del reactor, el cual, transcurridos unos 25 años será desmantelado, *nivel tres* de clausura.

Para el resto de las centrales nucleares españolas el VI PGRR considera, a efectos de cálculo y planificación, el desmantelamiento total, *nivel tres* de clausura, a iniciar tres años después de la parada definitiva de los reactores, figura 7.



Figura 7.- Centrales nucleares Vandellós I en operación/Vandellós II tras el nivel dos de clausura.

*Organización administrativa para la gestión
de los residuos radiactivos. Enresa*

El Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITC) es el órgano competente en el otorgamiento de permisos y licencias para desarrollar las actividades nucleares y radiactivas en España. Para dar estas licencias el MITC ha de contar con el informe previo, vinculante, del Consejo de Seguridad Nuclear, organismo independiente de la Administración General del Estado y que es el único competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Enresa es el organismo encargado de la gestión de los residuos radiactivos y entre sus funciones están las de buscar emplazamientos, establecer sistemas para la recogida y transporte de los residuos radiactivos, gestionar las operaciones derivadas de la clausura de instalaciones, acondicionar los estériles originados en la minería, actuar como apoyo a los servicios de protección civil en caso de emergencias nucleares.

Enresa se ha configurado como un ente de gestión, es decir, su trabajo fundamental está en definir y especificar las distintas actuaciones que precisa, tales como las instalaciones de almacenamiento de residuos radiactivos, procesos de desmantelamiento de instalaciones, proyectos de investigación y desarrollo etc., y los trabajos los contrata a instituciones especializadas, empresas de ingeniería y de bienes de equipo, centros de investigación, universidades, etc.

Enresa ha de presentar al MITC, durante el primer semestre de cada año, la memoria de las actividades desarrolladas durante el año anterior, la revisión del plan económico, financiero del PGRR vigente y redactar un nuevo PGRR cada cuatro años.

La metodología para la elaboración de este PGRR y el contenido básico del mismo se puede resumir en: análisis de la situación y establecimiento del escenario de referencia, inventario de residuos radiactivos, soluciones técnicas aplicables y definición del programa de actuaciones para los distintos tipos de residuos y actividades, planes de I+D, estudio económico-financiero con estimación de costes.

El PGRR es un documento que ha de aprobar el Consejo de Ministros, a propuesta del MITC, dando posteriormente conocimiento de él al Parlamento.

Enresa se crea como empresa pública por Decreto Ley de 4 de julio de 1984. Según el proyecto de ley de reformas para el impulso de la productividad

aprobada en el Consejo de Ministros del 18 de marzo de 2006, Enresa pasa a ser ente público empresarial conservando las mismas funciones para la que fue creada.

Financiación de la gestión de los residuos radiactivos

Según el escenario que contempla el VI PGRR, el coste de la gestión de los residuos radiactivos desde el año 1985 hasta el año 2070 (año en que se supone se habrá completado la gestión de los residuos generados) se eleva a unos 13.000 millones de euros. Prácticamente la mitad de esta cifra corresponde a la gestión del combustible gastado y una quinta parte al desmantelamiento de las centrales nucleares. A finales del año 2005 ya se había incurrido aproximadamente en un 25% de los costes totales.

Estos costes se financian a través del denominado Fondo para la Financiación de las Actividades del PGRR que se dota de los ingresos procedentes de las siguientes vías y sus correspondientes rendimientos financieros:

- Cargo a la tarifa eléctrica. Este sistema de financiación está basado en la aplicación de porcentajes sobre la recaudación por venta de energía eléctrica a tarifas o peajes, que se establecen de forma que las cantidades que se recauden por esta vía, y sus rendimientos financieros, cubran los costes futuros correspondientes a la gestión de los residuos radiactivos y del combustible gastado generados en las centrales nucleares, y a su desmantelamiento y clausura, que sean atribuibles a la explotación de éstas llevada a cabo con anterioridad al 1 de abril de 2005.
- Cargo a las centrales nucleares. Es el sistema destinado a financiar los costes de la gestión de residuos radiactivos y combustible gastado generados en las centrales nucleares y su desmantelamiento y clausura, que sean atribuibles a la explotación de las mismas con posterioridad al 31 de marzo de 2005.
- Cargo a otras instalaciones. Es el sistema aplicable a explotadores de las instalaciones radiactivas generadoras de residuos en actividades como medicina, industria, agricultura e investigación; a los servicios prestados a terceros, como es el caso del CIEMAT por los trabajos relativos al Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones de Centro; o a ciertas empresas como consecuencia de incidentes de contaminación en sus instalaciones. Todos ellos pagan directamente por los servicios prestados una vez retirados los residuos.

Bibliografía

- ORTEGA M.R., VIDAL-QUADRAS A. y VILLAR A., *Elementos de Radioprotección*. Universidad Autónoma de Barcelona, Departamento de Física, Bellaterra, 1987
- G.PIÑA; Caracterización radiológica de radionucleidos emisores gamma en bultos conteniendo residuos radiactivos de actividad baja o media mediante espectrometría gamma de alta resolución. Tesis Doctoral. UAM. 1999.
- M. RODRÍGUEZ. "Análisis de radionucleidos emisores de radiación beta presentes en residuos radiactivos procedentes de centrales nucleares mediante centelleo en fase líquida". Tesis Doctoral. Universidad Complutense de Madrid 1997.
- INSTITUTO DE LA INGENIERÍA DE ESPAÑA. Medio ambiente y electricidad. (M0n0grafía N.º.19). M-15201- 1998. R. Manso
- ASTUDILLO J (2001). *El almacenamiento geológico profundo de los residuos radiactivos de alta actividad. Principios básicos y tecnología*. Enresa, 2001. ISBN: 84-931224-4-0.
- ENRESA. PUBLICACIÓN TECNICA 2. Madrid 2006. Separación de elementos transuránicos y algunos productos de fisión presentes en los combustibles nucleares irradiados. A. Martínez-Esparza, C. Caravaca, A.G. Espartero, G. de Córdoba, J.L. Gascón, G. Piña.
- CURSO DE DOCTORADO DE LA UPM. Curso sobre gestión de residuos radiactivos. Madrid, Ciemat 2006. V. Alvarez, J. A. Gago, M. Navarro, A. Rodriguez, J. L. Santiago, E. Vico.
- ENRESA. *Sexto Plan General de Residuos Radiactivos*. ESPAÑA. MINISTERIO DE INDUSTRIA, TURISMO Y COMERCIO. Aprobado por el Consejo de Ministros el 23 de junio 2006.
- FUNDACIÓN CEDDET. Curso ONLINE sobre "gestión y tratamiento de residuos". Madrid 2006. R. Manso, M. L. Marco, M. Rodriguez, G. Piña.
- NUCLEAR ESPAÑA. N.º 268 noviembre 2006. J. A. Gago, M. Navarro
- UNIVERSIDAD DE SALAMANCA. Curso sobre "Uso eficiente y sostenible de los recursos naturales". Ediciones universidad de Salamanca. Salamanca 2007. R. Manso.

La seguridad nuclear

Por EMILIO MÍNGUEZ TORRES

Resumen

El parque de centrales nucleares español dispone en la actualidad de siete reactores que en el año 2005 generaron una producción eléctrica de 57.550 gigavatios hora (GWh), lo cual supuso un porcentaje, de participación nuclear, frente al total de producción eléctrica del 20%.

Durante ese año se registraron en el conjunto de las centrales nucleares españolas un número de paradas no programadas, que en ningún caso han tenido incidencias en la seguridad nuclear de las instalaciones ni en la protección radiológica del personal de operación, ni del público en general o del medio ambiente.

La seguridad nuclear de estas instalaciones se basa en la aplicación de varios principios fundamentales relacionados con la denominada matriz de seguridad. Esta matriz de seguridad está representada por:

- Las barreras físicas que se ponen para impedir el paso de la radiación hacia el exterior.
- Las salvaguardias tecnológicas, compuestas por los diversos sistemas de seguridad y protección de las centrales, que están implícitas en el diseño.
- Las salvaguardias administrativas que se basan en varios principios: los recursos humanos y la responsabilidad asumida en la gestión de las instalaciones, el sistema regulador y los conjuntos de normas a aplicar.

Debido al efecto invernadero, a la limitación existente de los recursos de combustibles fósiles, así como al encarecimiento de los precios del petróleo y del gas, y a las incertidumbres en su suministro, la energía nuclear ha tomado de nuevo un notable impulso. En los últimos años se ha producido un notable incremento en la construcción y operación de nuevas centrales en países como China, Japón, Corea, Taiwan y la India, y en Europa se ha comenzado con la construcción del reactor europeo en Finlandia y en breve comenzará la construcción de una nueva central en Francia. A más largo plazo, existe un proyecto de consolidación de la energía nuclear en base a la sostenibilidad mediante reactores avanzados y conceptos más innovadores que estarán disponibles hacia el año 2025.

Como consecuencia de este renacer, la seguridad nuclear de las instalaciones existentes y de las nuevas en operación, construcción o diseño está garantizada por la experiencia existente y por las medidas que se están adoptando en todos los organismos de velar por la seguridad.

Así pues, y tomando como referencia la experiencia desarrollada en las centrales en operación, en este trabajo se analizan los siguientes temas:

- Repaso de los principios fundamentales de la seguridad nuclear, profundizando en los siguientes aspectos: los organismos internacionales e instituciones que tienen que velar sobre la seguridad, la organización actual de la seguridad nuclear en España, y la normativa vigente.
- Las iniciativas para establecer un régimen global de la seguridad nuclear, a propuesta del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), con el fin de que todos los países empleen idénticos criterios de seguridad, incluso normas y procedimientos.
- Características de los nuevos reactores de la denominada tercera generación, fundamentalmente desde el punto de vista de la seguridad, y los esfuerzos de las organizaciones para velar por la seguridad.

Evolución de la seguridad nuclear

Los comienzos de la seguridad nuclear se han recogido en diversas obras, pero particularmente el libro: *The Technology of Nuclear Safety* de Thomson y Berderly, se considera como uno de los que mejor ha tratado la evolución de la seguridad, sobre todo en Estados Unidos. Según se deduce en dicho libro, el campo nuclear parece que evoluciona por períodos de unos 10 años. En este contexto, se consideran como años importantes 1947, 1957, 1967, 1979 año en que se produjo el accidente de TMI (*Three Mile Island*), y el año 1986 en el que tuvo lugar el accidente de Chernóbil.

Antes de estas fechas es importante resaltar la operación del Chicago-Pile (CP-1) por el equipo de Fermi en el año 1942. Dicho equipo empleó por primera vez criterios de seguridad que se podrían considerar hoy como arcaicos, pero sin embargo, dieron una demostración de lucidez, y de juicio, ya que se plantearon *a priori* lo que pasaría en el momento de la primera reacción en cadena. Fermi se preocupó de incorporar medidas de protección, como fue la instalación de barras de control, y tal como estaba previsto el diseño funcionó muy satisfactoriamente, ya que se había trabajado metódicamente, no solo diseñando y construyendo el dispositivo, sino también, evaluando desde los primeros cálculos los riesgos que se podían derivar.

En el año 1947, se crea en Estados Unidos el primer Comité para la Seguridad de los Reactores (*Committee on Nuclear Reactor Safety*). En su primera reunión el Comité propuso que los reactores debían estar dentro de un sistema de confinamiento, es decir dentro de una contención o recinto de contención, importante en la evaluación de la seguridad de los reactores en caso de un posible accidente.

El periodo 1947-1957 estuvo marcado en Estados Unidos por varios acontecimientos importantes. El primero, fue protagonizado por Teller, que fue presidente del Comité de Seguridad, al declarar la peligrosidad potencial de un escape de productos radiactivos al exterior, después de un accidente nuclear. El segundo acontecimiento se relaciona con el emplazamiento y sus condicionados, determinando la distancia desde la central a una zona densamente poblada, con el fin de proteger a la población. Se dedujo mediante una fórmula empírica la distancia mínima entre una central nuclear y una zona densamente poblada, que se fijó en 30 kilómetros para una central con potencia eléctrica de 1.000 MWe (megavatios electrónicos). Finalmente, resaltar el anuncio de la construcción en el año 1953 del reactor de Shippingport, el cual estaba ya diseñado con un recinto de contención capaz de confinar los productos radiactivos en caso de un hipotético accidente. Por tanto, durante este período se definieron tres aspectos importantes de la seguridad nuclear:

1. La prevención de accidentes.
2. La atenuación de sus consecuencias.
3. Plan de emergencias.

La aparición en el año 1957 del Informe Wash-740, emitido por un grupo de expertos del Laboratorio Nacional de Brookhaven, con el título: *Theoretical Possibilities and Consequences of Major Accidents in Large Nuclear Power Plants*, permitió dar un paso decisivo en la consideración de las consecuencias radiológicas de los accidentes. Este Informe ha servido de base para el establecimiento de un sistema de responsabilidad civil, en caso de accidente.

Este informe es conocido también como Informe Brookhaven, y en él se consideraba o postulaba el fallo total de todos los dispositivos de seguridad de un reactor de potencia, y se evaluaban las consecuencias teóricas para el medio ambiente y para la población. Aparece, por tanto, la primera declaración formal sobre los accidentes severos en centrales nucleares. A pesar de que el informe se consideró como un ejercicio teórico, las consecuencias del mismo fueron nefastas durante mucho tiempo, sobre todo en ambientes en contra de la energía nuclear.

El periodo comprendido entre los años 1957 y 1967, estuvo caracterizado por la importancia concedida a los aspectos de diseño de reactores desde el punto de vista de la seguridad, como son:

1. Control de la multiplicación neutrónica.
2. Refrigeración del núcleo.
3. Confinamiento de los productos radiactivos.

Se introdujo el concepto de defensa en profundidad, que se explicará más adelante, poniéndose de manifiesto la necesidad de la redundancia de equipos, sobre todo de aquellos con funciones de seguridad. En el diseño de la central se consideraron acontecimientos externos, como terremotos o grandes inundaciones.

Por la Comisión de Energía Atómica (AEC) de Estados Unidos se introdujo en el año 1959 la noción del “peor accidente verosímil”, efectuándose de esta forma el tratamiento determinista de la seguridad nuclear. Dicho accidente se identificó con el de pérdida de refrigerante a través de las tuberías del sistema de refrigeración, y la posterior actuación defectuosa del sistema de refrigeración de emergencia. Bajo este concepto, se diseñan tanto la vasija como los tubos del sistema de circulación del refrigerante.

Durante los años sesenta, se produjo la primera gran oleada de construcción de centrales nucleares con reactores de agua ligera, y la AEC encargada de la regulación de la energía nuclear en Estados Unidos adoptó en 1962 unos criterios que eran de obligado cumplimiento para la aprobación de los emplazamientos. Dichos criterios se basaban en términos relacionados con la densidad máxima de población alrededor de las centrales y con el denominado término fuente. Estos criterios están recogidos en el 10 CFR-Part 100 (*Code Federal Regulation*), relativa al emplazamiento de centrales nucleares.

En Francia, se aplicaron también los métodos deterministas basados en la defensa en profundidad y en la definición de las barreras. En el año 1967, Farmer director de seguridad del UKAEA (*UK Atomic Energy Authority*) envió un informe al OIEA en el que hizo una propuesta probabilista para evaluar la seguridad de los reactores, estableciendo un criterio de aceptación basado en la frecuencia de ocurrencia de un accidente, y sus consecuencias. Este aspecto es conocido como el “criterio Farmer”. La medida del riesgo de un accidente se obtiene mediante el producto de la probabilidad de que tenga lugar dicho accidente y la consecuencia o daño. Este valor del riesgo no debe mantenerse constante, sino que cuanto mayor sea la consecuencia, menor deberá ser la

frecuencia de ocurrencia. De aquí se deduce el hecho de que la seguridad nuclear se enfoque en la reducción de la frecuencia de sucesos que puedan tener elevadas consecuencias.

La propuesta de Farmer fue muy bien aceptada por la comunidad internacional, pero la puesta en práctica de este enfoque probabilista tuvo múltiples dificultades. El más importante fue la carencia de suficientes datos para evaluar las probabilidades y sus consecuencias, debido al bajo número de incidentes o accidentes que se habían producido en las centrales en funcionamiento. A pesar de ello, el análisis probabilística de seguridad ha seguido siendo importante hasta el momento actual.

El profesor Rasmussen puso en práctica el método probabilista desarrollado por el doctor Farmer, para lo cual realizó un inventario de los defectos materiales y humanos, tanto internos como externos a la central, los cuales pueden considerarse como iniciadores de una secuencia accidental. Cuantificó la probabilidad de todas las secuencias y al final las más desfavorables se compararon con las de otras actividades industriales. La comparación resultó muy favorable ya que la probabilidad de un accidente nuclear es 100 veces menor que, por ejemplo un escape de gas tóxico o 1.000 veces menor que una explosión química. Se cuantificó la probabilidad de la fusión total o parcial del núcleo que resultó ser de 1 por 10000 por reactor y año, evaluada con la experiencia de operación acumulada hasta ese momento. El estudio, publicado en el año 1974 en el Documento Wash-1400, es conocido también como Informe Rasmussen o Reactor Safety Study.

Los resultados del Informe Rasmussen se representan en un espacio en dos dimensiones, en el que las ordenadas dan el número de accidentes por año, y en abscisas el resultado o las consecuencias cuantificadas en número de víctimas. Se eligieron 100 centrales de Estados Unidos y se compararon en el mismo espacio de peligro con otros accidentes ocurridos en la industria o el transporte de sustancias tóxicas. Las curvas representando los riesgos nucleares aparecen siempre por debajo en la medida del riesgo de las otras actividades industriales.

El periodo comprendido entre los años 1967 y 1979 se caracteriza por el elevado número de centrales en construcción y en operación. En dicho periodo se hace un especial hincapié en la seguridad del diseño, y se introdujeron aspectos relacionados con la *garantía de calidad*. La normativa de calidad se desarrolló en ese período hasta altos niveles. En el año 1975 la NRC (*Nuclear Regulatory Commission*), antigua AEC, publicó una revisión del Apéndice A de

la parte 50 de su legislación básica. Este Apéndice contiene los criterios generales que se deben seguir en el proyecto de las centrales nucleares. Este Documento se ha ido completando posteriormente con las guías de seguridad, llamadas *Regulatory Guides*, con el fin de cumplir los criterios de seguridad en el diseño.

A partir del año 1979, año en que tiene lugar el accidente de TMI, se produce un importante cambio en la seguridad nuclear, al cual se añaden los producidos como consecuencia del accidente de Chernóbil en 1989. A modo de revisión se analizan ambos accidentes, así como las enseñanzas aprendidas y sobre todo como ha evolucionado la seguridad nuclear a partir de estos accidentes.

EL ACCIDENTE DE TMI

El 28 de marzo de 1979 tuvo lugar el accidente de TMI-2, central equipada con un reactor PWR de diseño Badcock & Wilcox, con una potencia de 906 MWe, situada a 15 kilómetros de Harrisburg, capital de Pensilvania.

El accidente se inicia cuando los operadores estaban intentando acceder a unas pruebas de arrastre de una mezcla de resinas y agua, las cuales parecen ser el origen de unas obstrucciones que se habían producido en las líneas de transporte de agua del secundario a la salida del condensador. La deficiente transmisión del calor en el generador de vapor se transmite al primario y produce el aumento de la temperatura y presión del agua del primario. La presión alcanzada provoca la apertura de la válvula de alivio del presionador, y por tanto la parada del reactor. Hasta aquí todo funcionó sin fallo, incluso las indicaciones que llegaron a la sala de control.

El incidente comienza cuando las válvulas de alivio del presionador reciben la señal de cerrarse, a los pocos segundos del disparo. Sin embargo, no se cierran y el agua del circuito primario se escapa por la válvula, llenándose el tanque de alivio. Debido a la baja presión en el primario, el sistema de inyección de emergencia arranca. El operador no detecta la apertura de la válvula de alivio, y tampoco observa otras indicaciones, como son un indicador de la temperatura en la línea de alivio, y una indicación del nivel de agua del tanque de alivio. Sin embargo, al detectar un alto nivel del presionador, decide parar el sistema, y a los pocos minutos el circuito primario se vacía y se quedan secos los generadores de vapor del lado secundario. Se producen unos fenómenos puramente termohidráulicos después de los cuales el nivel en la vasija desciende y el núcleo se queda al descubierto. A pesar de que esta fase final del transitorio dura 90 minutos, los operadores no interpretan los procesos ni los fenómenos.

Se produce una emisión de radiactividad al agua del circuito primario, al estar dañados algunos elementos combustibles, que pasa a la contención, y ésta se mantiene íntegra, conteniendo toda la radiactividad. Sin embargo, algo de radiactividad, en forma de productos radiactivos gaseosos pasa a los edificios auxiliares. Se descubre además la presencia de una burbuja gaseosa, en forma de hidrógeno, en la parte superior de la vasija, teniendo lugar una pequeña explosión en el recinto de contención.

A pesar de los efectos negativos sobre la opinión pública, sin embargo ha sido beneficioso para la seguridad nuclear, debido a los cambios que se han producido desde entonces, y a la forma en como se hace la gestión actual de la seguridad. Después de este accidente la seguridad durante la operación de las centrales nucleares se ha tratado con mucho mayor rigor, y se han establecido, entre otras, las siguientes consideraciones:

1. La importancia de los procedimientos de operación.
2. La información al operador.
3. La mejora de la interfase hombre-máquina.
4. La difusión de la experiencia operativa a otras plantas.
5. Obligación de los planes de emergencia.

Después del accidente las empresas eléctricas de todos los países que tienen centrales nucleares crearon el INPO (*Institute for Nuclear Power Operations*). Los objetivos fundamentales de INPO incluían el análisis de la experiencia operativa de cada una de las centrales y cómo retroalimentarla a los procedimientos de operación de las demás. Se incluían también objetivos para que el entrenamiento del personal de operación fuese superior y común. INPO creó un procedimiento para realizar revisiones periódicas de cada una de las centrales.

EL ACCIDENTE DE CHERNÓBIL

El día 26 de abril de 1986, en la unidad cuatro de la central de Chernóbil, situada a 100 km de Kiev, se produce un accidente nuclear y se incendia después de haber efectuado un ensayo de apoyo a la operación, durante el cual los operadores no fueron capaces de llevar el reactor a parada fría.

Desde un principio se había observado que los reactores como el de Chernóbil, moderados por grafito y refrigerados por agua ligera, no eran aptos para la producción de energía eléctrica, debido a su inestabilidad tanto en las fases del arranque de la central, como durante la operación, debido a que tienen un

coeficiente de reactividad por temperatura positivo. Sin embargo, y a pesar de ello, la Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas (URSS) decidió construir 18 reactores de este tipo en varias de las regiones, de los cuales aún existen 12 en operación en la Federación Rusa.

Las causas del accidente se encuentran en el deficiente diseño del RBMK (reactor refrigerado por agua y moderado por grafito), que tiene un valor positivo del coeficiente de huecos, el cual es el iniciador del accidente, motivado además por otras deficiencias en el diseño, como son:

- El mal diseño del sistema de parada de emergencia, capaz de actuar en sentido contrario al deseado.
- La lenta velocidad de entrada de barras de control en el reactor, del orden de 20 segundo frente al medio segundo en los reactores occidentales.
- Una dependencia casi completa del operador, al no disponer de muchos sistemas automáticos.

Estos reactores diseñados en los años sesenta, solamente construidos en la antigua URSS, carecen de un recinto de contención de características parecidas a los de los reactores de agua de diseño europeo o americano. Además de este aspecto tan importante en el diseño de la central y sobre todo en la evaluación de seguridad, se observan las siguientes anomalías en el diseño de este tipo de reactores:

- Insuficientes estudios de seguridad, sobre todo en situaciones accidentales.
- Inadecuada interfase hombre-máquina.
- Inexistente difusión de experiencia operativa entre unidades del mismo tipo, ya que habían existido fallos en otras instalaciones similares los años 1975 y 1982.
- El programa de pruebas del accidente carecía de una preparación previa, a pesar de que ya se habían realizado pruebas similares en los años 1982, 1984 y 1985, pero sin que se hubiera realizado una documentación del análisis de funcionamiento.

Con el fin de no ser exhaustivos, se seleccionan algunas de las más importantes enseñanzas de dicho accidente:

- El diseño de las instalaciones debe realizarse de tal forma que ante un error humano, sus consecuencias puedan evitarse mediante un diseño seguro.

- La seguridad no debe sólo reducirse a los accidentes de diseño, debe existir una cultura de seguridad entre los responsables de la explotación de la instalación.
- Los reactores de diseño soviético no tuvieron en cuenta las conclusiones del accidente TMI, en lo relativo a la importancia de la interfase hombre-máquina, a la formación de operadores, a la calidad de los procedimientos de operación y de pruebas, así como al análisis de accidentes graves.
- Además es muy importante la gestión en la prevención de accidentes graves, como son los medios de protección civil, lucha contra incendios, aspectos médicos y sanitarios, y controles de radiactividad medioambiental.
- La existencia de un programa de mantenimiento muy defectuoso e incluso la carencia de inspecciones técnicas por parte de un organismo regulador, lo cual no ocurría en muchos otros países.

Finalmente, los efectos del accidente no han sido tan catastrofistas como se anunció en un principio. Según un informe publicado por Naciones Unidas en el 2005, elaborado por ocho instituciones, entre las que se encuentran el OIEA, la Organización Mundial de la Salud, el Comité sobre los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR), y la Organización de Naciones Unidas para la Agricultura y la Alimentación (FAO), y que ha contado con la participación de médicos, biólogos e ingenieros de estas instituciones, los daños producidos durante el accidente así como los diferidos, se pueden resumir en:

- Durante el accidente y durante el período comprendido entre los años 1986 y 2005, se produjeron 56 muertos, la mayor parte personal que asistió en la extinción del incendio.
- Se produjeron 3.940 enfermos de radiactividad, principalmente cánceres de tiroides, de los cuales se estima que un 1% morirán debido a los efectos secundarios derivados del tratamiento al que fueron sometidos.
- No se han observado abortos, ni malformaciones, ni tampoco disminución de la fertilidad.

LA SEGURIDAD NUCLEAR DESPUÉS DE CHERNÓBIL

Aparece la necesidad de la transmisión de las experiencias operativas entre los propietarios de centrales nucleares. La primera organización internacional existente en ese momento, el OIEA, además de otras como la NEA (*Nuclear Energy Agency*) de la Organización para la Cooperación y Desarrollo

Económico (OCDE), a través del Comité sobre Seguridad de Instalaciones Nucleares (CSNI), ejercen una gran labor en este sentido.

El Sistema Internacional para la notificación de Incidentes (IRS) creado en el año 1983, con el fin de intercambiar experiencias operativas, aumenta sus actividades después del accidente de Chernóbil, creando equipos de expertos para acceder *in situ* al análisis de incidentes y sucesos importantes. Entre estos equipos de expertos se encuentra el INSAG (*International Nuclear Safety Advisory Group*), creado por el OIEA en el año 1980. Se destacan varios de sus informes sobre temas fundamentales de seguridad:

- INSAG-3, sobre los principios fundamentales de la seguridad para las centrales nucleares.
- INSAG-4, sobre cultura de seguridad.
- INSAG-5, sobre la seguridad de la energía nuclear.
- INSAG-6, sobre los estudios probabilísticos de seguridad.

De todos ellos el de mayor trascendencia es el INSAG-3, que se ha convertido en una referencia internacional universalmente adoptada en el mundo nuclear, a pesar que durante el momento de su publicación se acogió con cierta desconfianza. Sin embargo, su posterior valoración se ha debido al vacío que existió tras el accidente de Chernóbil en materia de seguridad.

Todos los Estados miembros del OIEA han adoptado los principios recogidos en el *Safety Fundamentals*, que sirven de referencia a las obligaciones a las que se comprometen los signatarios de la Convención Internacional de Seguridad Nuclear firmada en 1994, y que acuerdan respetar el informe INSAG-3 publicado en el año 1988, el cual ha permitido el comienzo de la seguridad nuclear internacional. En dicho Informe se recogen los principios fundamentales de la gestión de la seguridad: principios de defensa en profundidad, los siete principios técnicos y los 50 principios particulares.

Como resultado de este accidente, las empresas eléctricas con centrales nucleares en explotación decidieron establecer una asociación mundial de explotadores que se llamo WANO (*World Association of Nuclear Operators*), cuyos objetivos y procedimientos se tomaron de INPO, que es parte de WANO.

Las directrices que se tomaron después del accidente de Chernobil fueron las siguientes:

- La necesidad de un apoyo a la seguridad de las centrales nucleares de diseño ruso establecidas en los países del este de Europa incluidas Rusia, Ucrania y Lituania, entre otras.
- El establecimiento de una seguridad internacional en cuanto a los principios y las prácticas de seguridad.
- Seguimiento de las medidas y prácticas de seguridad en aquellos países que instalen nuevas unidades, como: China, Corea, Taiwan, África del Sur y que no tienen una infraestructura de seguridad.
- Aumento de las condiciones de seguridad de los nuevos reactores evolutivos y pasivos.

Objetivos de la seguridad nuclear

De la breve evolución de la seguridad nuclear expuesta en el apartado anterior, se observa que los riesgos asociados a las instalaciones nucleares dependen del tipo de instalación y del diseño específico de cada una de ellas. Además de los riesgos comunes derivados de cualquier otra instalación industrial, existen los riesgos radiológicos que caracterizan a las centrales nucleares de los que se ocupa la seguridad nuclear.

El objetivo general de la seguridad nuclear consiste en proteger a las personas, a la sociedad y al medio ambiente contra los riesgos radiológicos, creando y manteniendo en las instalaciones nucleares defensas eficaces. Este objetivo se divide formalmente en otros dos propósitos complementarios entre sí, y que son: la protección frente a las radiaciones y los aspectos técnicos y administrativos, que garantizan ambos la defensa contra los riesgos debidos a las radiaciones ionizantes.

El primero de ellos se refiere a asegurar la protección de la radiación. Para ello se debe garantizar, en primer lugar, que durante la operación normal la exposición a la radiación debida a cualquier vía de escape de material radiactivo sea tan pequeña como sea posible teniendo en cuenta factores económicos y sociales. En este aspecto, la política implantada en una instalación para la consecución de este objetivo se conoce como ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*). En segundo lugar, esta exposición debe estar siempre dentro de los límites establecidos. Y en tercer lugar, esta exposición debe ser mitigada en caso de accidente. En cualquier situación operacional debe asegurarse el cumplimiento de la normativa sobre protección radiológica, como son el Comité Internacional sobre Protección Radiológica (ICRP-60) y el *Reglamento de Protección Radiológica contra las Radiaciones Ionizantes*.

El segundo de estos objetivos complementarios tiene que ver con los aspectos de naturaleza técnica y consiste en adoptar todas las medidas que sean razonablemente posibles para prevenir los accidentes en centrales nucleares y mitigar sus consecuencias en caso de que ocurran. Es decir, asegurar con un alto grado de confianza que, para todos los accidentes postulados y contemplados en el diseño de la planta, las consecuencias radiológicas sean muy pequeñas, y que la probabilidad de ocurrencia de accidentes severos con consecuencias radiológicas graves sea extremadamente pequeña.

Para lograr los objetivos de seguridad, en el diseño de una central nuclear se lleva a cabo un análisis de seguridad exhaustivo que identifique todas las fuentes posibles de exposición y evalúe las dosis de radiación que podrían recibir los trabajadores de la instalación y el público en general, así como los posibles efectos sobre el medio ambiente.

Principios fundamentales

La aplicación de los principios fundamentales de la seguridad de las centrales nucleares, permite minimizar los riesgos de las centrales nucleares. Estos principios se clasifican en tres grupos: en el primer grupo se incluyen aquellos principios para una gestión de la seguridad; en el segundo grupo se encuentran los principios relacionados con la defensa en profundidad y por último, en el tercer grupo se recogen los aspectos técnicos de la seguridad, como son las evaluaciones técnicas de seguridad.

LA GESTIÓN Y CULTURA DE LA SEGURIDAD

El diseño, construcción y operación de una central nuclear son esfuerzos complejos que afectan a diseñadores, suministradores, empresas contratistas, constructores y autoridades reguladoras. Dentro de esta complejidad, la responsabilidad última de la seguridad no puede quedar sin definición y debe corresponder de manera clara al titular de la central.

Aunque la responsabilidad de la seguridad caiga en la entidad explotadora, sin embargo, todas las organizaciones que participan en actividades de importancia para la seguridad tienen la responsabilidad de garantizar que se otorga la más alta prioridad a las cuestiones relacionadas con la seguridad. La organización encargada del diseño deberá asegurarse de que la instalación esté diseñada para cumplir los requisitos de la entidad explotadora, incluidos los requisitos normalizados de la compañía eléctrica; que tenga en cuenta las técnicas más avanzadas en cuestión de seguridad; que cumpla las especificaciones de diseño y del análisis de seguridad; que satisfaga los requisitos de las reglamentaciones nacionales; que cumpla los requisitos de un programa eficaz

de garantía de calidad y que se estudie adecuadamente cualquier modificación del diseño. Así pues, la organización encargada del diseño deberá:

1. Disponer de una clara asignación de responsabilidades con estructuras de autoridad y comunicación correspondientes.
2. Garantizar que disponga de personal suficiente, técnicamente cualificado y adecuadamente capacitado a todos los niveles.
3. Establecer relaciones claras entre los grupos que participan en las diferentes etapas del diseño, y entre los diseñadores, instaladores, suministradores, constructores y contratistas, según proceda.
4. Elaborar procedimientos bien concebidos y exigir su estricto cumplimiento.
5. Examinar, controlar y auditar de modo periódico todas las cuestiones de diseño relacionadas con la seguridad.
6. Garantizar que se mantiene una cultura de seguridad.

En este último aspecto cabe destacar que la primera responsabilidad de un titular de una central es implantar, desarrollar, mantener y mejorar la *cultura de seguridad* que debe gobernar todas las actividades e interacciones entre todos los individuos y organizaciones involucradas en la gestión y operación de la planta.

El Grupo Internacional Asesor en Seguridad Nuclear del OIEA define la “cultura de seguridad” como el conjunto de características y actitudes en organizaciones e individuos que aseguren que, como prioridad esencial, las cuestiones de seguridad de las centrales nucleares reciban la atención que merecen en razón de su importancia.

La “cultura de seguridad” tiene dos componentes generales. El primero es el marco jerárquico necesario dentro de una organización, esto es, la responsabilidad de los altos mandos de gestión. El segundo es la actitud con que el personal, a todos los niveles, responde a ese marco jerárquico y lo aprovecha.

Aunque el concepto de cultura de seguridad afecta a muchas más entidades además del explotador de la central (entorno legislativo y social, empresas de ingeniería, suministradores de equipos, etc.), algunos de los indicadores esenciales de la cultura de seguridad de los cuales puede responder el explotador son:

- Prácticas relativas a la seguridad a nivel corporativo.
- Definición de responsabilidades.

- Entrenamiento y formación del personal.
- Importancia de la seguridad en la selección de cargos directivos.
- Relaciones entre el organismo regulador y los directivos de la central.
- Actitudes de los gerentes en relación con los aspectos de seguridad nuclear en la explotación.
- Incorporación de los resultados de la investigación y desarrollo en los análisis de seguridad.

Tras el accidente de Chernóbil, el OIEA vió la necesidad de crear una normativa de seguridad que fuera internacionalmente aceptada y se creó el INSAG (*International Nuclear Safety Advisory Group*), el cual, entre otros, editó una serie de Documentos de gran relevancia, como son:

- INSAG 03, principios básicos de seguridad para centrales nucleares, editado en el año 1989
- INSAG 04, “cultura de seguridad”, editado en el año 1991.

A comienzo de los años ochenta, la industria nuclear comenzó a tratar el tema de la "excelencia operacional". Consecuencia de los conceptos establecidos es que el marco de una buena organización debe incluir entre sus características las siguientes:

- Directrices veraces y claras, fuertemente articuladas y asumidas por la alta dirección.
- Una organización altamente competente y motivada con niveles directivos que conocen, entienden y apoyan la política de cultura de seguridad, potenciando el entrenamiento y la cualificación del personal.
- Líneas de autoridad definidas, con instrucciones claras y comprendidas, hasta el último eslabón de la cadena de mando.
- Conjunto de procedimientos claramente establecidos cuyo cumplimiento se exige.
- Autoevaluación crítica que facilite los análisis en profundidad.
- Un clima de comunicación que propicie que el personal entienda cada vez mejor la importancia de sus actividades, donde la información de seguridad se comunique ágilmente y sin barreras, incluyendo el que los errores, por mínimos que sean, puedan ser admitidos cada vez mas en beneficio de todos para evitar su repetición.

Existe una relación directa entre la calidad de la gestión, los niveles de seguridad y la eficacia operacional. Todo ello necesariamente lleva implícita la capacidad de adaptación a los cambios del entorno y a la innovación.

Motivado por la envergadura técnica y la naturaleza del riesgo, en una central nuclear se da una organización de gran volumen en la cual sus procesos están fuertemente acoplados entre sí y en la que se producen interacciones complejas. En pocas actividades humanas se dan combinaciones de complejidad, volumen y riesgo a este nivel. Por otro lado, permite pensar que los conocimientos obtenidos pueden ser muy útiles y de aplicación general a industrias que requieren alta fiabilidad, siendo especialmente importante en el sector espacial, el sector defensa y el de las plataformas petrolíferas marinas, y más recientemente en la industria química, y en la industria de tratamiento del hidrógeno.

Con referencia a los planteamientos estratégicos de la industria nuclear occidental y concretamente a la española, figuran importantes consideraciones a los programas de mejora continua, calidad total y cultura de seguridad. El conocimiento de la tecnología es condición imprescindible para asegurar no solo la seguridad sino la operación eficiente en su conjunto y aquí es preciso introducir un comentario en relación con un conjunto de países como Finlandia, Bélgica, Suiza y España que no desarrollaron sus propias líneas de tecnología básica y que obtienen unos resultados de explotación que consistentemente figuran entre los mejores internacionalmente. Este hecho puede ser debido a la atención especializada que cada central concreta recibe, creando una cultura de calidad focalizada a la operación correcta.

CONCEPTO DE DEFENSA EN PROFUNDIDAD

El concepto de defensa en profundidad, tal como se aplica a todas las actividades de seguridad, ya se relacionen con la organización, el comportamiento o el diseño, garantiza que dichas actividades estén sujetas a disposiciones parcialmente superpuestas, de modo que si hubiese un fallo, sería detectado, compensado o corregido mediante la aplicación de las medidas adecuadas.

La aplicación del concepto de defensa en profundidad en el diseño de una central incluye una serie de niveles de defensa (elementos inherentes, equipo, y procedimientos) con el fin de evitar accidentes y asegurar la adecuada protección en caso de que falle dicha prevención.

La finalidad del primer nivel de defensa es impedir las desviaciones del funcionamiento normal y evitar fallos en el sistema. Esto exige que la central

sea diseñada, construida, mantenida y explotada correcta y rigurosamente, con arreglo a niveles de calidad y prácticas de ingeniería adecuados, tales como la aplicación de criterios de redundancia, independencia y diversidad.

La finalidad del segundo nivel de defensa es detectar e interrumpir las desviaciones respecto de las condiciones de funcionamiento normal para evitar que los incidentes operacionales previstos se agraven hasta convertirse en condiciones de accidente. Para ello se controlan algunas variables- como presiones, temperaturas, flujo de neutrones- y cuando alguna de ellas alcanza un determinado valor o su tendencia supera ciertos márgenes los sistemas de protección actúan de manera automática corrigiendo la situación.

Para el tercer nivel de defensa se supone que, aunque sea muy improbable, es posible que ciertos incidentes operacionales previstos no queden interrumpidos por un nivel precedente y pueda producirse un suceso más grave. Estos sucesos improbables son llamados accidentes base de diseño, y significa que se han contemplado en el diseño y que en dicho diseño se han incluido las denominadas salvaguardias de ingeniería y procedimientos para controlar sus consecuencias y lograr estados de la central estables y aceptables tras esos sucesos. Esto crea el requisito para que se proporcionen los elementos técnicos de seguridad necesarios para llevar a la central, en primer lugar a un estado controlado, y posteriormente a un estado de parada de seguridad, manteniendo al menos una barrera de confinamiento del material radiactivo. Si el segundo nivel fuese superado, el tercer nivel se activaría controlando la progresión de la situación anormal que ya se habría convertido en un incidente serio.

La finalidad del cuarto nivel de defensa es abordar casos de accidentes graves en los que pueda superarse la base de diseño, y garantizar que la liberación de material radiactivo se mantenga al nivel más bajo posible. El objetivo más importante de este nivel es la protección de la función de confinamiento. Esto puede lograrse aplicando medidas y procedimientos complementarios para evitar la progresión del accidente, atenuando las consecuencias de determinados accidentes graves, y aplicando además procedimientos de gestión de accidentes. La protección proporcionada por el confinamiento puede demostrarse utilizando los mejores métodos de estimación.

El quinto y último nivel de defensa tiene como objetivo atenuar las consecuencias radiológicas de las posibles liberaciones de materiales radiactivos que puedan producirse en condiciones de accidente. Esto requiere disponer de un centro de control de emergencias adecuadamente equipado, y

elaborar planes de respuesta a emergencias tanto en el emplazamiento como fuera de él.

Un aspecto importante de la aplicación de la defensa en profundidad es la introducción en el diseño de una serie de barreras físicas que confinen el material radiactivo a lugares especificados. El número de barreras físicas necesarias dependerá de los posibles riesgos internos y externos, y de las posibles consecuencias de los fallos. En el caso de los reactores refrigerados por agua, las barreras pueden incluir el propio combustible, las vainas del combustible, la barrera del sistema de refrigeración del reactor y la contención. A veces se incluye también la propia matriz del elemento combustible ya que las investigaciones han demostrado que el UO_2 fundido tiene una gran capacidad de retención de productos de fisión, a excepción de los gases nobles y ciertos productos volátiles como los yodos.

El concepto de defensa en profundidad fue introducido en varias publicaciones del OIEA de donde se deduce que la defensa en profundidad persigue un triple objetivo. Por una parte, pretende compensar posibles errores humanos o de componentes. En segundo lugar, intenta mantener la eficacia e integridad de diversas barreras físicas, y por último persigue la protección del público y del medioambiente en caso de fallo de las barreras físicas y la emisión de radiactividad.

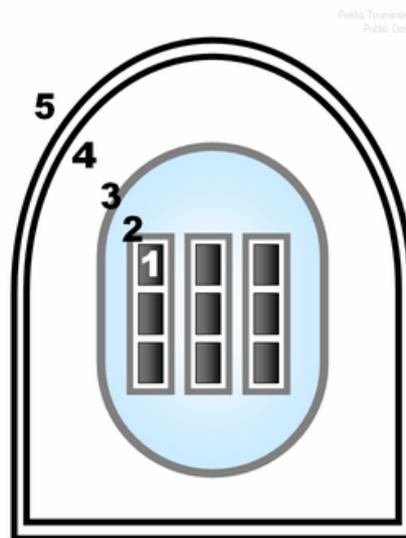


Figura 1. Defensa en profundidad. Diseño mediante barreras.

En el proceso de diseño deberá incluirse el criterio de defensa en profundidad, y en consecuencia, en el diseño se deberá:

1. Proporcionar múltiples barreras físicas (figura 1) para impedir la liberación incontrolada de materiales radiactivos al medio ambiente.
2. Proporcionar medios para controlar el comportamiento de la central durante un suceso iniciador y después del mismo, utilizando elementos de ingeniería inherentes; por ejemplo, en el diseño deberán reducirse al mínimo o excluirse los transitorios incontrolados, en la medida de lo posible.
3. Introducir medios para el control complementario de la central, mediante el uso de dispositivos automáticos para activar los sistemas de seguridad, con el fin de reducir al mínimo las acciones del operador en la fase temprana de un suceso iniciador, y mediante las propias acciones del operador.
4. Tener previsto equipos y procedimientos para controlar la progresión de un accidente y limitar sus consecuencias, en la medida en que sea posible.
5. Contar con medios múltiples para que se lleven a cabo cada una de las funciones fundamentales de seguridad, por ejemplo, el control de la reactividad, la eliminación del calor y el confinamiento de materiales radiactivos, garantizando así la eficacia de las barreras y atenuando las consecuencias de los sucesos iniciadores.

EVALUACIÓN DE LA SEGURIDAD

En la gestión del diseño de una central nuclear se debe garantizar que las estructuras, sistemas y componentes de importancia para la seguridad tengan las características, especificaciones y composición material adecuadas, para que puedan llevarse a cabo las funciones de seguridad y para que la central pueda funcionar con la seguridad y la fiabilidad necesarias durante toda su vida útil, teniendo como principales objetivos la prevención de accidentes, la protección del personal del emplazamiento, del público en general y del medio ambiente.

Para ello. Es necesario llevar a cabo una evaluación exhaustiva de la seguridad para confirmar que el diseño, tal como ha sido entregado para la fabricación, para la construcción, y una vez construido, cumple los requisitos de seguridad establecidos al iniciar el proceso de diseño.

La evaluación de la seguridad deberá formar parte del proceso de diseño, con una iteración entre el diseño y las actividades analíticas confirmatorias, e incrementar su alcance y su grado de detalle a medida que avanza el programa de diseño. Se basará en los datos extraídos del análisis de la seguridad, en la experiencia operacional previa, en los resultados de la investigación de apoyo y en prácticas de ingeniería probadas.

En todos los países con actividades nucleares debe existir un *organismo regulador independiente*. Este organismo debe tener la potestad de promulgar normativa y emitir licencias, debe poseer los recursos necesarios para verificar el cumplimiento con dicha normativa y condicionamientos de las licencias mediante el análisis y la inspección, y, por último, debe tener potestad para aplicar medidas correctoras ante malos cumplimientos de dichas licencias. La creación de este órgano es responsabilidad de los gobiernos como parte de un sistema normativo

Entre uno de los principales aspectos técnicos de la seguridad nuclear se encuentran las *evaluaciones o estudios de seguridad*. Se requiere que estas evaluaciones estén suficientemente documentadas y puedan ser revisadas por las autoridades reguladoras. Estos documentos constituyen el instrumento a través del cual los titulares demuestran el cumplimiento de las normas de seguridad y las autoridades verifican este cumplimiento. Es importante destacar que estos son frecuentemente modificados para incorporar los nuevos conocimientos y las modificaciones que sufren la planta y la normativa, así como la experiencia operativa.

En el proceso de evaluación de seguridad de las centrales nucleares pueden existir autoevaluaciones realizadas por el personal que trabaja en la planta con la intención de detectar aquellos problemas relacionados con la seguridad o el rendimiento y proceder a su corrección. Esta autoevaluación puede ser realizada mediante una revisión profunda individual mediante revisiones periódicas de actividades de interés específico, como la revisión de seguridad que cada 10 años tienen que realizar las centrales en algunos países. También se suelen producir revisiones de seguridad realizadas por un equipo de expertos independientes con la intención de descubrir los puntos débiles o los aspectos en los que las mejoras son necesarias. De esta manera, la seguridad de todas las plantas, tanto desde el punto de vista material como organizativo, alcanza excelentes niveles, ya que aquellos aspectos identificados en una revisión y sus mejoras pueden ser adoptados por otras plantas similares mediante procesos de auto evaluación

Todas las estructuras, sistemas y componentes, incluidos los Programas Informáticos de Instrumentación y Control que sean elementos de importancia para la seguridad, deberán en primer lugar determinarse y después clasificarse sobre la base de su función e importancia para la seguridad, y se diseñarán, construirán y mantendrán de modo que su calidad y fiabilidad estén en consonancia con su clasificación.

La evaluación de la seguridad, así como la implantación del principio de defensa en profundidad en una central nuclear requieren ciertos instrumentos analíticos que han sido desarrollados a lo largo del tiempo. El primero de ellos es lo que se ha llamado “aproximación determinista” y se basa en el uso de un conjunto de códigos y normas conservadoras ampliamente aceptadas. La segunda herramienta es la llamada “aproximación probabilística” que permite determinar las debilidades de cualquier diseño.

La *aproximación determinista* sirve para el establecimiento de métodos de detección y control de situaciones anormales y de medios necesarios para la mitigación de las consecuencias de accidentes. Se fundamenta en los análisis deterministas de seguridad, que son el tipo de análisis con el que se diseñaron la mayor parte de las centrales actualmente en operación. Estos análisis se realizan con modelos de cálculo e hipótesis y datos de entrada muy conservadores, de manera que la evolución de un accidente real quede suficientemente cubierta por los resultados teóricos. Con esos análisis se diseñan los puntos de actuación del sistema de protección del reactor, que son los que van a producir la parada automática del mismo, así como los sistemas de emergencia.

La *aproximación probabilista* o Análisis Probabilista de Seguridad (APS) es una metodología que contempla toda posible perturbación de la central, de origen interno y externo. Su objetivo es estimar el riesgo global de una instalación, identificando las secuencias de accidentes que pueden ocurrir y su probabilidad de ocurrencia. La diferencia fundamental con los análisis deterministas es que no se limita a considerar los fallos únicos, sino que considera todos los posibles fallos y secuencias de los mismos, tanto de fallos de equipos como fallos humanos, y los cuantifica según su probabilidad de ocurrencia. Estos análisis permiten identificar las secuencias de accidentes más probables y los fallos de equipos o fallos humanos que más contribuyen al riesgo. Con ello, se pueden introducir mejoras en el diseño o elaborar procedimientos para evitarlos, y establecer la frecuencia de las pruebas periódicas de los componentes más importantes, entre otros.

Deberá verificarse la aplicabilidad de las hipótesis analíticas, los métodos y el grado de precaución. Se actualizará el análisis de seguridad del diseño de la central teniendo en cuenta los cambios de importancia que ocurran en la configuración de la central, la experiencia adquirida en la explotación, los adelantos técnicos y la comprensión de los fenómenos físicos; el análisis

deberá estar en consonancia con la situación actual o “tal como la central está construida”.

Con el fin de clasificar los incidentes que tienen lugar en las centrales, se incorporó en 1990 la *Escala Internacional de Sucesos Nucleares*, por el OIEA y por la NEA/OCDE. El propósito de esta Escala es facilitar la comunicación y el entendimiento entre la comunidad nuclear, los medios de comunicación y la sociedad, sobre la importancia de los sucesos ocurridos en instalaciones nucleares, desde el punto de vista de la seguridad. La Escala incluye siete niveles de importancia creciente según las consecuencias del suceso.

Pirámide normativa

La seguridad de las centrales nucleares se ha fundamentado en la denominada matriz de seguridad, que consiste en una estructura de varios niveles.

El primer nivel representa las barreras tecnológicas que se incorporan al diseño para evitar que los productos radiactivos se liberen al exterior.

El segundo nivel está representado por todos los sistemas de seguridad incorporados en el diseño de la central, también conocidos por las salvaguardias tecnológicas, cuya misión consiste en proteger la integridad de las barreras, tanto en circunstancias normales de explotación como en caso de accidente. Estos sistemas de seguridad están sufriendo un importante cambio en los diseños avanzados.

El tercer nivel está representado por los aspectos administrativos, entre los que se incluyen la asignación de responsabilidades, el régimen regulador y la pirámide normativa. También en este apartado existen iniciativas para encontrar una armonización en materia de normativa de seguridad.

En realidad se trata de tres principios fundamentales: *la asignación de responsabilidades; el régimen regulador y la pirámide normativa*. Los dos primeros han sido tratados anteriormente y por tanto solo nos referiremos a la pirámide normativa.

La pirámide normativa es un conjunto satisfactorio y completo de leyes, reglamentos, instrucciones, normas y guías que cubran todos los aspectos de la seguridad en la ubicación, diseño, construcción, operación y clausura de las instalaciones. La peculiaridad de este último elemento de la matriz de seguridad reside en su falta de universalidad. Además, no todos los países disponen de una pirámide normativa satisfactoria y completa.

En la cúspide de la pirámide normativa se encuentran las leyes fundamentales, en el caso español la Ley 25/1964 sobre energía nuclear y la Ley 15/1980

sobre la creación del Consejo de Seguridad Nuclear. Es lógico que cada ley se ajuste a la idiosincrasia y al régimen administrativo de cada país.

En el segundo escalón de la pirámide normativa se encuentran los decretos por los que se desarrollan, generalmente en forma de reglamentos, los principios fundamentales de las leyes. En el caso español el *Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares*, el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas*, y el *Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes*, entre otros, constituyen ejemplos de este segundo escalón. Como sucede con las leyes, estos Documentos recogen también las prácticas y maneras del país, por lo que es difícil que tengan validez global, aunque los principios básicos puedan ser comunes.

En el tercer escalón de la pirámide normativa se encuentran las órdenes ministeriales, tales como las autorizaciones aplicables a instalaciones nucleares y las instrucciones técnicas del Consejo de Seguridad Nuclear. Las autorizaciones se refieren a casos concretos y específicos; suelen incluir límites y condiciones de carácter genérico o específico. Los límites y condiciones de carácter genérico suelen desarrollar requisitos relativos al emplazamiento, al diseño de una parte concreta de la central, como puede ser el caso de la sala de control, o incluir una experiencia operativa de validez global. Las instrucciones del Consejo pueden referirse a desarrollos específicos de preceptos contenidos en los reglamentos o a casos de interés general que sean fruto de resultados experimentales o experiencias significativas de explotación, que convenga convertir en requisitos formales.

En el cuarto escalón de la pirámide normativa se incluyen las guías de seguridad, códigos y normas industriales. Estos documentos técnicos responden a hechos tecnológicos bien conocidos y son fruto de la experiencia. Por lo general son redactados por asociaciones profesionales, a veces con carácter internacional y generalmente aceptados globalmente, como ocurre con las normas de la ISO (*Internacional Standards Organization*). Las Guías de Seguridad son documentos técnicos emitidos por los organismos reguladores y constituyen maneras de satisfacer requisitos concretos. No suelen tener carácter vinculante de modo que el solicitante puede proponer otros modos de satisfacer un determinado requisito.

La seguridad nuclear en España

La seguridad nuclear nace en España con la creación en el año 1951 de la Junta de Energía Nuclear (JEN) y la promulgación de la Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear.

La Ley 25/1964 introdujo los criterios básicos de la regulación nuclear en España. La propia Ley establecía un plazo de dos años para desarrollar los reglamentos correspondientes. En el año 1967 se publicaba el *Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares*, un aspecto importante de la Ley, y el *Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas* fue promulgado en el año 1972. El otro *Reglamento* previsto en la Ley, el *de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes* no apareció hasta el año 1986.

Posteriormente, en el año 1980 se crea el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) por la Ley 15/1980 lo que ha significado la culminación del régimen jurídico nuclear, y ha permitido el desarrollo y la culminación de la seguridad nuclear en España.

La Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear establece los principios básicos de la seguridad nuclear y de la protección radiológica. El texto fue finalizado por el Ministerio de Industria quien concluyó que la autoridad final en materia de seguridad era el propio Ministerio, y reconociendo a la JEN como organismo asesor en las materias de seguridad nuclear y protección radiológica. Esta indefinición de quién es la autoridad administrativa se ha mantenido en la Ley 15/1980 por la que se crea el CSN.

En el año 1963 se acuerda conceder una autorización provisional a la central de Zorita, solicitada por Unión Eléctrica Madrileña. De igual forma, Nuclenor pidió una solicitud para la luego central de Santa María de Garoña. Entre los años 1964 y 1968 se conceden a las tres centrales de la primera generación las autorizaciones de construcción, y comienza en esos momentos la llamada fase de desarrollo de la seguridad nuclear. Debido a la falta de una pirámide normativa adecuada, se introduce el concepto de central de referencia.

Se efectúa la búsqueda de emplazamientos, estudiándose hasta 24, entre los años 1963 y 1974, recibiendo autorización sólo 11, quedando finalmente solo siete emplazamientos que son los que se corresponden con los de las centrales actuales en operación.

A pesar de la publicación del *Reglamento de instalaciones nucleares y radiactivas*, la creación de normativa nuclear propia no ha sido muy prolífica, sino más bien se adoptó la de los países de origen de los reactores, y la generada por organismos internacionales.

El período comprendido entre los años 1978 y 1982, es el de consolidación de la seguridad nuclear, y se caracteriza por pasar de una febril actividad constructora, a la de operación de las centrales nucleares. Comienza a tomar

importancia la primera fase del ciclo de combustible, y se comienzan a considerar los aspectos de la segunda fase.

Durante años el CSN ha estado preocupado por la necesidad de la regulación, la capacidad técnica, el seguimiento y asimilación de la metodología determinista, la aplicación de las técnicas probabilistas mediante el Programa Integrado de Realización y Utilización de los APS aprobado en el año 1986, la eficacia reguladora, y la mejora impuesta por el exterior.

A partir del año 1995, las actividades a corto plazo del CSN se materializaron en el Plan de Orientación Estratégica 1995-2000. Entre los objetivos del Plan figuran el desarrollo de la pirámide normativa y de guías de seguridad, la mejora del proceso regulador y la potenciación del Programa Integrado de Análisis Probabilista de Seguridad.

La Ley de creación del CSN incluye entre las funciones del Organismo la realización de propuestas de normas relativas a la seguridad nuclear y la protección radiológica para su aprobación por otros organismos de la administración. El CSN elabora una colección de guías de seguridad, que contienen aspectos de carácter técnico en los que se establecen las prácticas aceptables por el CSN para cumplir la legislación vigente. Estas guías no son de obligado cumplimiento, tienen un carácter recomendatorio y permiten agilizar y facilitar las actuaciones del CSN y de los propietarios de instalaciones.

En el futuro se prevé una revisión de la normativa existente según se elabore o no una normativa comunitaria. Un ejemplo es la Directiva 96/29 de EURATOM sobre Normas Básicas de Protección Sanitaria de los Trabajadores y de la Población contra Riesgos que Resultan de las Radiaciones Ionizantes (1996), lo cual provocará una revisión del *Reglamento de protección sanitaria contra las radiaciones ionizantes*, en un plazo no superior a cuatro años.

Tendencias en la seguridad nuclear

Actualmente, debido al efecto invernadero, a la limitación existente de los recursos de combustibles fósiles, así como al encarecimiento de los precios del petróleo y del gas, y a las incertidumbres en su suministro, la energía nuclear ha tomado de nuevo un notable impulso, y han renacido proyectos de nuevos reactores, algunos en fase de construcción, como el reactor europeo que se construye en Finlandia. A más largo plazo, existe un proyecto de consolidación de la energía nuclear en base a la sostenibilidad mediante reactores avanzados y conceptos más innovadores que estarán disponibles hacia el año 2025. Como consecuencia de este renacer, la seguridad nuclear toma una gran

importancia y aparecen, además de los temas clásicos, de tratar la seguridad, nuevos aspectos de gran relieve que es preciso abordar.

Así pues, y tomando como referencia las centrales en operación, las centrales en construcción y los diseños innovadores en fase de Investigación y Desarrollo (I+D), la tendencia de la seguridad nuclear se contempla en los siguientes temas de interés:

- Las iniciativas para establecer un régimen global de la seguridad nuclear, a propuesta del OIEA, con el fin de que todos los países empleen idénticos criterios de seguridad, incluso normas y procedimientos.
- Establecimiento de los procedimientos de licenciamiento de las centrales futuras.
- La protección física de las instalaciones, frente al sabotaje, y el manejo incontrolado de combustible nuclear de las centrales nucleares

En la última década las organizaciones reguladoras más significativas han decidido crear organizaciones específicas con el objetivo de compartir normas y criterios de seguridad, así como experiencias operativas. Entre ellas, la más significativa es la WENRA (*Western European Nuclear Regulators Association*), que incluye a los organismos reguladores de los países de la Unión Europea. Se creó en el año 1999 con el objetivo primario de informar acerca de la seguridad nuclear en los países que optaban a la Unión. Más recientemente ha hecho un estudio significativo sobre la armonización de las normas de seguridad que se aplican en los distintos países de la Unión Europea.

Ante los nuevos reactores avanzados que ya están en operación o en construcción, los reactores de cuarta generación que están en desarrollo, y las alternativas de los ciclos de combustible que se están proponiendo, el OIEA considera que es necesario crear una estructura que tenga como objetivo el cultivo de la seguridad nuclear en todo el mundo, de tal forma que todas las instalaciones nucleares funcionen con una misma referencia de seguridad. De esta forma se podrá establecer un compromiso de todos los que utilizan la energía nuclear en cooperar a escala global que contribuirá a la mejora de la seguridad nuclear. Tal cooperación internacional servirá también para que aumente la eficacia de los recursos disponibles en el campo de la seguridad nuclear.

El renacimiento y consolidación de la energía nuclear que se vislumbra en muchos países sugiere que se establezcan instrumentos de cooperación entre los organismos reguladores de los países interesados, de modo que la

evaluación de los nuevos diseños, generalmente modelos de la tercera plus generación, se haga conjuntamente y siguiendo metodologías compatibles.

Las tendencias actuales son, por un lado, aquellas que permitirán ir hacia un sistema regulador progresivamente mas racionalizado, en base al riesgo y a la experiencia operativa y en el que la componente de autorregulación reciba cada vez un mayor crédito y valor.

Reactores avanzados. Mejoras en seguridad

A mediados de los años ochenta, la industria americana soportada por el Departamento de Energía de Estados Unidos y también con importante participación internacional emprendió el programa ALWR (*Advanced Light Reactor*) cuyo objetivo era recoger toda la experiencia anterior buscando diseños más simples, más seguros, más económicos, más normalizados, incorporando además características innovadoras.

El Documento ALWR URD (*Utility Requirement Document*) que comprende un conjunto amplio de requisitos de diseño basados en la experiencia y en la innovación, fue aprobado durante la primera mitad de los noventa por la NRC (*Nuclear Regulatory Comisión*).

Entre los aspectos que merecen destacar de este informe, se encuentran:

- Prevención y mitigación de accidentes severos.
- Ingeniería de factores humanos.
- Resolución de todas las cuestiones genéricas de seguridad conocidas en diseños existentes de los reactores LWR.
- Pruebas de sistemas de seguridad.

El Programa de Reactores Avanzados, que ahora se denomina Reactores de tercera generación, incorpora mejoras significativas en la seguridad, con el fin de reducir la probabilidad de daño al núcleo después de un accidente base de diseño, hasta valores 100 veces menor del actual postulado que está en torno a 10^{-5} accidentes/año.

Para alcanzar estos valores se han incorporado en los nuevos reactores, conceptos innovadores, que permiten disponer de instalaciones modulares con construcción más rápida, al reducir el número de componentes, tuberías, cables, lo cual reduce el coste de la inversión, sin que la seguridad se vea afectada, sino mejorada.

Estas mejoras están enfocadas hacia una menor dependencia del factor humano durante las fases de operación, al mejorar la interfase hombre-

máquina, y se introduce el concepto de seguridad pasiva, al eliminar componentes que dependen de elementos mecánicos y eléctricos, y trabajar con procesos en los que interviene la gravedad y la circulación natural.

A modo de ejemplo se van a revisar algunas de las mejoras introducidas en los reactores que se han construido recientemente y los que están en fase de construcción o diseño, como son el ABWR (*Advanced Boiling Water Reactor*) de General Electric, los reactores avanzados de agua a presión: el AP-600 y el AP-1000 de Westinghouse, y el Reactor Europeo de Agua a Presión (EPR) de AREVA.

REACTOR ABWR

Las mejoras en seguridad introducidas en el ABWR frente al BWR se encuentran en el sistema de refrigeración de emergencia del núcleo, en el que se han eliminado las bombas de recirculación exteriores, con lo que se consigue disminuir el espacio a refrigerar, y por tanto la cantidad necesaria de refrigerante en caso de LOCA (*Loss of Coolant Accident*). Para la eliminación del circuito de recirculación externo, las bombas del sistema externo y la tubería han sido substituidas por un cierto número de bombas internas dispuestas de tal manera que pueden ser substituidas remotamente, es decir, sin necesidad del acceso de un trabajador al interior, lo que disminuye la exposición al peligro de éstos.

Además de esto, se han aumentado las redundancias del sistema de refrigeración de emergencia, habiendo tres independientes entre si, con un sistema de baja y uno de alta presión, y un intercambiador de calor (para extracción del calor residual) cada uno. Otra de las mejoras destacables en lo que a seguridad se refiere, es que, en caso de producirse un LOCA, la refrigeración tanto del núcleo como de la piscina de supresión es conseguida a la vez, ya que la corriente de agua de la piscina de supresión pasa por los intercambiadores de calor del Sistema de Evacuación del Calor Residual (SECR). En el ABWR, el agua que inyecta el sistema de aspersión de baja presión, la impulsan las bombas del SECR, con lo que se consigue que no aumente demasiado el número de elementos, a pesar de aumentar el número de redundancias.

Otra de las medidas de seguridad que se ha tomado es poner cada una de las redundancias del sistema de refrigeración de emergencia en un diferente cuadrante del edificio del reactor, separados por paredes cortafuego para evitar que se extendiera el fuego de una a otra en caso de incendio. Además de ello,

cada división tiene acceso independiente a las plantas de emergencia y su propio generador Diesel.

Como conclusión y prueba clara de las mejoras que presenta el ABWR se tiene que la posibilidad de accidente con daño al núcleo se ha reducido de $1 \cdot 10^{-6}$ hasta $2 \cdot 10^{-7}$ accidentes/año.

REACTORES AP600/AP1000

El AP600 proporciona altos grados de seguridad. El diseño descansa sobre más de cuarenta años de experiencia en componentes de reactores de agua ligera y tecnología, por lo tanto no es necesaria la construcción de una planta de demostración. Recibió la aprobación final de diseño por parte de la NRC.

El diseño del AP600 simplifica tanto los sistemas de planta como los requisitos de mantenimiento e inspección, mediante la drástica reducción del número de válvulas, bombas, tuberías y diversos componentes complejos. Los sistemas de seguridad del AP600, fundamentalmente pasivos, están diseñados de tal manera que no requieren la acción de un operador durante 72 horas para mitigar los accidentes base de diseño, e incorporan principios de seguridad pasiva tales como la gravedad, circulación natural y convección por lo que no se requieren sistemas de seguridad de apoyo alimentados con corriente eléctrica.

Aunque el AP600 utiliza sistemas simplificados y pasivos para aumentar la seguridad de la planta, la efectividad de la tecnología ha venido demostrándose a través de años de operación y pruebas. Los componentes principales del AP600 están basados en largas experiencias operativas satisfactorias. Las bombas del refrigerante del reactor han sido usadas por la marina americana durante décadas. Los generadores de vapor, presionador, combustible y vasija del reactor están basados en tecnología ampliamente probada en la operación de las plantas actuales, con mejoras desarrolladas a través de la experiencia operativa. Los sistemas de seguridad pasiva son la extensión natural de una tecnología utilizada con anterioridad ya que desde hace muchos años los reactores PWR suministrados por Westinghouse disponen de acumuladores para aportar agua de refrigeración al reactor en caso de accidente, sin la necesidad de bombas.

Los sistemas de seguridad pasivos permiten aumentar la seguridad de la planta y así satisfacer los criterios de seguridad de la NRC. Estos sistemas utilizan únicamente fuerzas naturales como la gravedad, la circulación natural y gases comprimidos. No se utilizan ventiladores, generadores diesel, enfriadores u otros elementos rotatorios en los subsistemas de seguridad pasiva. Se utilizan unas pocas válvulas sencillas para alinear los sistemas de seguridad pasiva

cuando es necesario. En la mayoría de los casos estas válvulas son de fallo seguro (es decir, ante una pérdida de energía se sitúan en alineamiento de seguridad) y normalmente están dirigidas por fuentes de alimentación ininterrumpidas. Estos sistemas de seguridad pasiva son significativamente más sencillos que los sistemas tradicionales de seguridad de las centrales PWR.

Además de la simplicidad, los sistemas de seguridad pasiva no requieren de la gran cantidad de sistemas de soporte típicos de otras plantas nucleares, como pueden ser suministro de corriente alterna, agua de refrigeración, edificios sísmicos. La simplificación de del AP600 incluye la eliminación de los generadores diesel de clase de seguridad y todo su conjunto de sistemas de apoyo, aire de arranque, tanques de almacenamiento de combustible, bombas de transferencia.

Los sistemas de seguridad pasiva del AP600 son: el sistema pasivo de inyección de seguridad, el sistema de eliminación pasiva de calor residual y el sistema de refrigeración pasiva del edificio de la contención.

Cambios simples en los sistemas de seguridad desde el AP600 hasta el AP1000 permiten adaptarlos a ésta última planta sin sacrificar diseño ni márgenes de seguridad. Y como no hay bombas, para incrementar el flujo, lo único que se necesita es aumentar el diámetro de los tubos. Para aumentar el volumen de agua de seguridad se incrementaron los tamaños de los tanques. Estos cambios se realizaron manteniendo el diseño de la planta del reactor, lo cual asegura que los diseños de otros sistemas no están afectados.

REACTOR EPR

El EPR es un reactor de tipo evolutivo que presenta analogías con los reactores N4 franceses o Konvoi alemanes, ya que supone una evolución directa de aquéllos.

Uno de los objetivos primordiales que se tuvieron en cuenta a la hora de diseñar el proyecto EPR fue alcanzar los niveles de seguridad establecidos por la autoridad francesa junto con su homóloga alemana. El principio básico de la filosofía del diseño del EPR es la defensa en profundidad. Para lograrlo, los diseñadores han seguido las recomendaciones establecidas por el Grupo Internacional de Asesoramiento de Seguridad Nuclear, INSAG (*International Nuclear Safety Advisory Group*).

Además de la defensa en profundidad, las regulaciones establecidas en las reglamentaciones francesas y alemanas están dirigidas a la redundancia de los sistemas y a la simplificación de los mismos. En este sentido se implantan

medidas adicionales que permitan reducir la aparición de sucesos con capacidad de dañar el núcleo; y medidas que permitan reducir las consecuencias de un accidente severo, por ejemplo la fusión del núcleo, y mitigar los posibles daños causados a la población y el medio ambiente.

Básicamente, los sistemas de seguridad están formados por una serie de sistemas simples, repetidos y altamente automatizados. Cada uno de estos sistemas de seguridad principales está subdividido en cuatro subsistemas idénticos, que realizan la misma función. Cuando ocurre una situación operativa anormal, cada subsistema es capaz de realizar su función completa por sí solo. Los subsistemas son absolutamente independientes, y se encuentran localizados en edificios diferentes, los edificios de salvaguardia, aislados unos de otros, cada uno de los cuales tiene sistemas de protección propios, de tal forma que ante cualquier fallo que ocurra en uno de los sistemas, por pequeño que este sea, siempre hay otro disponible para desempeñar su correspondiente función.

Todas las innovaciones tecnológicas del EPR se basan en la redundancia de los sistemas con simplificación y diversificación de los mismos, y entre otras se pueden destacar:

1. El núcleo del reactor está rodeado por un reflector de neutrones que mejora la utilización del combustible y protege la vasija del reactor contra fenómenos de irradiación relacionados con el envejecimiento de los materiales.
2. La vasija del reactor está construida en un acero optimizado resistente al envejecimiento y diseñado con un menor número de soldaduras.
3. Los generadores de vapor, equipados con un economizador axial, permiten obtener una mayor presión en el vapor (78 bar) con la consecuente mejora del rendimiento global de la planta que se sitúa en torno al 36-37%.
4. Las bombas del sistema primario están fabricadas con un innovador diseño hidráulico.
5. El sistema de protección del reactor utiliza tecnología digital contrastada y fundamentada en la operación de los reactores N4 franceses.
6. La sala de control de la central está completamente computerizada con mejoras ante posibles errores humanos.

El EPR tiene una vida de servicio de aproximadamente 60 años y no será necesaria ninguna operación de reemplazamiento de los componentes por actualización durante los primeros 40 años de operación.

En comparación con los reactores N4 franceses, el sistema primario de ambos posee cuatro lazos, pero la presión de operación en el secundario del EPR es de 78 bar frente a los 71 bar de los N4, esto es debido, como hemos mencionado antes, a la presencia de los economizadores, lo que representa un aumento del rendimiento global de la planta que pasa del 34% a un 36-37%.

Cabe destacar que el número de operaciones llevadas a cabo por operadores de la central se reduce y se hacen más fiables (disminuye el error humano), debido al alto nivel de automatización y a la simplificación de las operaciones.

La probabilidad, aunque ínfima, de que un sistema de seguridad sufra múltiples fallos o situaciones en las que sistemas redundantes estén dañados al mismo tiempo, se han tenido en cuenta a la hora de diseñar las medidas específicas que se deben implantar para hacerles frente. Hay dos categorías de sucesos a tener en cuenta para dirigir la prevención: la fusión del núcleo y los grandes escapes.

La probabilidad de un accidente severo que dañe el núcleo en un reactor de agua a presión es extremadamente remota ($10E-5$ por reactor y año) y la arquitectura del sistema de seguridad del EPR reduce dicha probabilidad en un factor diez.

Uno de los elementos que se han incorporado a esta nueva generación de centrales y que *a priori* podría resultar el más extravagante, pero que a tenor de los acontecimientos sucedidos en el ámbito internacional podría resultar de vital importancia, es el búnker de protección contra colisiones.

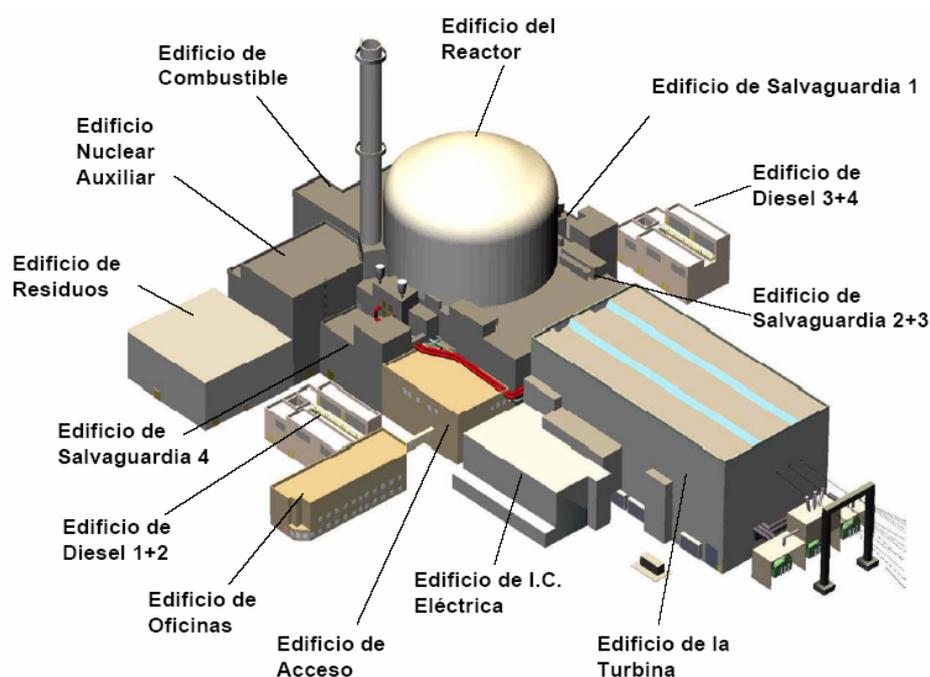
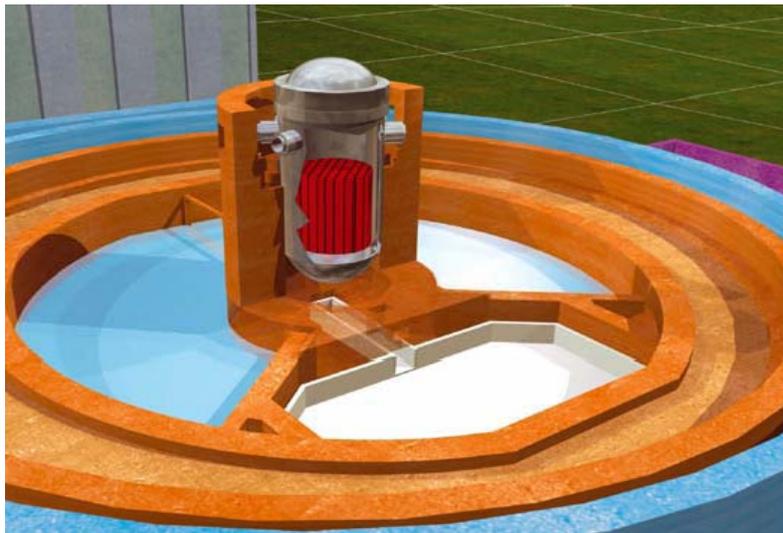


Figura 2.- Edificio de una central con reactor EPR.

El edificio del reactor, el edificio del combustible y los cuatro edificios de salvaguardias están protegidos contra peligros externos, como terremotos y explosiones por ondas de presión. La protección contra colisiones aéreas se logra mediante un recubrimiento exterior, a modo de búnker, del edificio del reactor, del edificio del combustible y de los edificios de salvaguardias dos y tres, entre los cuales se encuentra la sala de control y la estación remota desde la cual se puede llevar la central a una parada segura. Esta cubierta exterior esta hecha de hormigón reforzado con un espesor de 1,3 metros lo que la capacita para absorber fuertes impactos.

Los edificios de salvaguardias uno y cuatro no están protegidos por dicha cubierta exterior ya que están geográficamente separados, de tal forma que si una de las dos divisiones se ve afectada la otra pueda mantenerse operativa.

El recinto de contención del EPR es único en el mundo. El edificio que alberga el reactor se asienta sobre una base de 6 metros de espesor de hormigón y esta envuelto por una doble capa de forma cilíndrica, el armazón interior que está hecho de hormigón retensazo antifugas y el ya sabido armazón exterior de hormigón reforzado. El armazón interior al igual que el exterior posee un grosor de 1,3 metros, es decir, un espesor total de 2,6 metros de hormigón con lo que el armazón interior constituye un refuerzo para los posibles impactos de aviones.



En el caso de que el núcleo fundido se escape de la vasija del reactor será recogido en un compartimiento diseñado para su esparcimiento, el cual se encuentra refrigerado para atenuar el calor residual.

Referencias

- 1 Seguridad de las instalaciones nucleares, Colección Seguridad No 110, OIEA, Viena (1993).
- 2 Chernobyl Forum. [http:// www.iaea.org/blog/Infolog](http://www.iaea.org/blog/Infolog).
- 3 La defensa en profundidad en seguridad nuclear, INSAG-10, OIEA, Viena (1996).
- 4 Principios básicos de seguridad para centrales nucleares, 75-INSAG-3 Rev.1, INSAG-12, OIEA, Viena (1999).
- 5 Garantía de calidad para la seguridad en las centrales nucleares y otras instalaciones nucleares, Código y Guías de seguridad Q1 a Q14, Colección Seguridad No 50-C/SG-Q, OIEA, Viena (1996).
- 6 Código sobre la seguridad de las centrales nucleares: Emplazamiento, Colección Seguridad No 50-C-S (Rev. 1), OIEA, Viena (1988).
- 7 Normas básicas internacionales de seguridad para la protección contra la radiación ionizante y para la seguridad de las fuentes de radiación, Colección Seguridad No 115, OIEA, Viena (1996).
- 8 "The Technology of Nuclear Safety" de Thomson y Berderly (Massachussetts, Institute of Technology Press (1964)
- 9 Framatome-ANP/Areva. "Olkitulo 3. Turney EPR Project", de septiembre 2005, publicado en el sitio de Areva-Framatome.
- 10 CEA (Comisaría a la Energía Atómica francés). *Petit-déjeuner de presse : «Les réacteurs nucléaires : d'une génération à l'autre »* del 17 de septiembre de 2003, publicado en el sitio del CEA.
- 11 WANO. WORLD ASSOCIATION OF NUCLEAR OPERATORS. Volumen 9 Número 1, 2001.
- 12 <http://www.aveva.com>

CAPÍTULO CUARTO
COMPONENTES ESTRATÉGICOS
DE LA SEGURIDAD Y DEFENSA

COMPONENTES ESTRATÉGICOS DE LA SEGURIDAD Y DEFENSA

Proliferación Nuclear

Por GUILLERMO VELARDE PINACHO

Resumen

Después de los bombardeos de Hiroshima y Nagasaki, nueve países disponen actualmente de armamento nuclear, los cinco del Club Nuclear: Estados Unidos, Rusia, Reino Unido, Francia y China y los cuatro nuevos países nucleares: Israel, India, Pakistán y Corea del Norte.

Otros países han intentado con mayor o menor éxito poseer de un pequeño arsenal nuclear. Argelia dispone de un centro nuclear de Ain-Oussera donde puede obtener el plutonio para fabricar de una a dos bombas atómicas anuales, aunque actualmente está fuera de servicio; Libia lo ha intentado varias veces, aunque sin éxito; Irak tenía tres centros para el enriquecimiento del uranio, los de Al-Furat, Ash-Sharkal y Al-Tarmiya, que fueron destruidos en la primera guerra del Golfo y por último Irán tiene en Natanz y probablemente en Arak plantas de ultracentrifugadoras para el enriquecimiento de uranio en fase de puesta a punto, pero que una vez en operación podrían producir el uranio enriquecido para una a dos bombas atómicas al año.

El número máximo de cabezas nucleares que han tenido Estados Unidos fue de 32.000 en el año 1966, la Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas (URSS) tenía 45.000 en 1986; el Reino Unido 350 en 1975; Francia 540 en 1991 y China 435 en el año 1989. A partir de entonces, Estados Unidos y Rusia han reducido sus arsenales a unas 7.000 cabezas nucleares, acordando que para el año 2012 se reduzcan a unas 2000; el Reino Unido las ha reducido actualmente a 200; Francia a unas 348 y China a unas 400.

Sin embargo, los cuatro nuevos países nucleares han ido aumentando su arsenal nuclear. Israel dispone actualmente de cerca de 200 cabezas nucleares, entre las atómicas, las termonucleares y algunas de neutrones; India dispone de 30 a 65 bombas atómicas de plutonio; Pakistán de 26 a 47 bombas atómicas de uranio y Corea del Norte de dos a diez bombas atómicas con plutonio y quizás una con uranio.

Se analizan las ventajas e inconvenientes de desarrollar bombas atómicas de uranio o de plutonio y los métodos de obtención de uranio y plutonio altamente enriquecidos. Posteriormente se expondrá la proliferación nuclear en Argelia, Irak, Irán, Israel, Corea del Norte y la India

Bombas atómicas

Teniendo en cuenta que existe numerosa información contradictoria respecto a las bombas atómicas, los resultados que se presentan en este capítulo son los evaluados con nuestros códigos de cálculo.

Antes del año 1975, empleamos los códigos no clasificados Timoc (Monte Carlo), Timex, etc. Entre los años 1975 y 1979 desarrollamos en la Junta de Energía Nuclear los códigos Norma (hidrodinámico) y Clara (nuclear). Después del año 1980, empleamos el código integrado Norcla desarrollado por nosotros en el Instituto de Fusión Nuclear. Este último fue el primer código integrado internacional, no clasificado, para cálculos hidrodinámicos y nucleares.

Existen dos tipos de bombas atómicas (más correctamente bombas de fisión nuclear), las de *tipo proyectil* y las del *tipo de implosión*. En las primeras se emplea exclusivamente uranio enriquecido del 90% al 94% (del 90% al 94% en uranio 235 y del 10% al 6% en uranio 238), mientras que en las segundas se emplea generalmente plutonio enriquecido al 94% (94% de plutonio 239 y 6% del plutonio 240), aunque también podría emplearse uranio enriquecido al 50% pero resultarían muy voluminosas y con grandes probabilidades de fallar.

MASAS CRÍTICAS DE URANIO Y PLUTONIO

Para que una bomba atómica pueda explosionar tiene que tener una cantidad de uranio o plutonio superior a la llamada masa crítica (es la masa mínima de uranio o plutonio para que puedan establecerse las fisiones en cadena autosostenidas).

Esta masa crítica depende de la forma, enriquecimiento y si está o no rodeada de un material, llamado reflector, que reenvíe hacia dentro los neutrones que se iban a escapar. La masa crítica mínima corresponde a una esfera maciza. Si la esfera es hueca, o si se tiene otra forma geométrica distinta de la esfera (cilíndrica, cónica, etc.), la masa crítica aumenta considerablemente. En el cuadro 1 se indican estas masas críticas de esferas macizas.

Cuadro 1.– Masas y radios críticos de esferas macizas de uranio y plutonio enriquecidos al 94%, para diversos espesores de reflector de uranio.

Espesor del reflector de uranio (centímetros)	0		2		10	
	Masa (kilogramos)	Radio (centímetros)	Masa (kilogramos)	Radio (centímetros)	Masa (kilogramos)	Radio (centímetros)
Esfera de uranio	53	8,70	35	7,60	20	6,30
Esfera de plutonio	12	5,20	8	4,50	5	3,90

Por ejemplo, una esfera maciza de uranio enriquecido al 94% tiene una masa crítica de 53 kilogramos, pero si se la rodea con una capa de diez centímetros de espesor, su masa crítica se reduce a 20 kilogramos.

En el caso del plutonio enriquecido al 94%, estas masas son de 12 y cinco kilogramos. Por esta razón, las naciones del Club Nuclear, Israel, la India y Corea del Norte, prefieren desarrollar bombas atómicas de plutonio, que al ser mucho más compactas pueden emplearse como iniciadoras de las bombas termonucleares (o de hidrógeno, o más correctamente de fusión nuclear), que se emplean en las cabezas múltiples de los misiles.

OBTENCIÓN DEL URANIO PARA LAS BOMBAS ATÓMICAS

Para enriquecer el uranio natural los Estados Unidos, Reino Unido, Rusia, Francia y China emplearon desde el principio el método de difusión gaseosa, transformando el uranio metálico en un compuesto químico gaseoso (exafluoruro de uranio) y haciéndolo pasar millones de veces por membranas que facilitaban el paso del compuesto químico con uranio 235 y dificultaban el del uranio 238. Este método es el más eficaz pero tiene el inconveniente de que requiere una alta tecnología, solo asequible a las naciones del Club Nuclear.

Desde hace décadas se han ido perfeccionando otros métodos, como el de ultracentrifugación, menos eficaces pero más asequibles a los países de tecnología media, contando con la correspondiente ayuda de los países de alta tecnología.

Las plantas de ultracentrifugadoras constan de miles de ultracentrifugadoras, cada una de ellas es de unos 150 centímetros de longitud por 20 centímetros de diámetro que giran a más de 50.000 revoluciones por minuto. Al inyectar el compuesto gaseoso del uranio a lo largo del eje de la ultracentrifugadora, la fuerza centrífuga impulsa el componente con uranio más pesado, el uranio 238, hacia la superficie del tubo, separándole parcialmente de componentes con uranio 235 que se queda en las proximidades del eje. Aproximadamente con

unas 2.000 ultracentrifugadoras convenientemente acopladas se puede producir uranio enriquecido al 94% en cantidad suficiente para fabricar una bomba atómica al año.

Partiendo de una planta de ultracentrifugadoras para uso civil, con objeto de obtener uranio enriquecido al 3% empleado en los reactores nucleares para producir energía eléctrica, se puede obtener uranio enriquecido al 94% empleado en las bombas atómicas siguiendo dos procedimientos:

1. Desmontando y distribuyendo las ultracentrifugadoras para que en un *solo ciclo* produzcan uranio al 94%.
2. Sin desmontar las ultracentrifugadoras, pero empleando *varios ciclos*. Se alimenta la planta civil con uranio natural y se obtiene al final del primer ciclo uranio enriquecido al 3%. Se alimenta de nuevo la planta con este uranio al 3% en vez de con uranio natural y así sucesivamente se va alimentando la planta con el uranio enriquecido que se vaya obtenido. De este modo se puede pasar de uranio natural a uranio para bombas atómicas, sin modificar la planta de ultracentrifugadoras.

Por tanto lo que repetidamente se ha dicho en los medios de comunicación social y que han asumido determinados políticos, de que una planta de ultracentrifugadoras que funcione para uso civil no supone peligro de proliferación es totalmente falso. Toda planta de ultracentrifugadoras que obtenga uranio enriquecido para uso civil puede emplearse para obtener uranio altamente enriquecido para fabricar bombas atómicas por el método del proyectil.

OBTENCIÓN DEL PLUTONIO PARA LAS BOMBAS ATÓMICAS

El plutonio no se encuentra en la naturaleza, obteniéndose en el combustible irradiado o desechado de un reactor nuclear. Este combustible contiene productos de fisión altamente radiactivos, restos de uranio y plutonio 239 y 240. El plutonio 239, empleado como explosivo nuclear, se va formando durante la operación del reactor por colisión de los neutrones con el uranio 238. El plutonio 240 se obtiene, a su vez, por colisión de los neutrones con plutonio 239 recién formado. El plutonio 240 es muy perjudicial en las bombas atómicas, ya que se fisiona espontáneamente produciendo neutrones que inician a destiempo las fisiones en cadena autosostenidas dando lugar a un fogonazo en vez de una explosión nuclear. Por este motivo se debe llegar a los mayores enriquecimientos posibles en plutonio 239, del orden del 94%.

En un reactor nuclear comercial productor de energía eléctrica, el plutonio contenido en el combustible irradiado o desechado está enriquecido en un 60% en plutonio 239 (60% de plutonio 239 y 40% de plutonio 240). Si este plutonio se emplease en una bomba atómica habría más del 90% de probabilidades de que se produjera un fogonazo en vez de una explosión nuclear.

Para producir una explosión nuclear, según se indicó anteriormente, hay que emplear plutonio enriquecido a más del 92%, óptimamente al 94% en plutonio 239. Esto se consigue extrayendo el combustible del reactor nuclear al poco tiempo de arrancar el reactor, para que no haya tiempo suficiente para que el plutonio 239 se transforme en 240 (el tiempo de permanencia del combustible en el reactor sería un 5% del que debería permanecer para la producción óptima de energía eléctrica). Lo apropiado sería construir un reactor dedicado exclusivamente para producir plutonio para bombas, sin producir energía eléctrica.

Durante la Segunda Guerra Mundial Estados Unidos construyeron en Hanford (estado de Washington) una serie de reactores productores de plutonio (tipo Chernóbil, moderados por grafito y refrigerados por agua ligera), pero una vez que se obtuvo el plutonio necesario fueron desmantelados debido a que este tipo de reactor es inestable durante el arranque y si se produjese un fallo en el sistema de control se podría producir un accidente nuclear, fusionándose el núcleo del reactor, razón por la cual no deben emplearse para la producción de energía eléctrica.

La URSS no tuvo en cuenta estas condiciones de seguridad, obligatorias en los países occidentales y Japón, desarrolló estos reactores con objeto de obtener energía eléctrica barata y poder utilizarlos, en caso necesario, para producir plutonio para sus armas. De modo inexplicable, el operador de la central de Chernóbil desconectó los sistemas de control con objeto de que, si demostraba que el reactor era estable durante el arranque, recibiría la felicitación de las autoridades de Moscú. Y sucedió lo que tenía que suceder, se fundió el núcleo de uno de los reactores, liberándose a la atmósfera gran cantidad de productos radiactivos.

Algunas emisoras de televisión sectarias en su información sobre la energía nuclear dijeron en el último aniversario de Chernóbil, que el número de muertes hasta ahora era de "200.000". Esto no es una equivocación inocente, sino que obedece a un proceso de manipulación informativa con objeto de que subliminalmente la población rechace la energía nuclear. Una vez más se cumple el dicho churchilliano:

«Una mentira repetida suficiente número de veces vale tanto como una verdad.»

El 5 de septiembre de 2005 la Organización de Naciones Unidas (ONU) publicó un amplio informe sobre el accidente de Chernóbil realizado por siete organizaciones internacionales, la mayoría no muy propicias a la energía nuclear. El resultado fue que durante estos 20 años se han producido 56 muertes y 3.940 enfermos por radiactividad, principalmente de cáncer de tiroides, pero que debido al tratamiento médico, han sobrevivido.

DESCRIPCIÓN DE LAS BOMBAS ATÓMICAS

En la figura 1 se describe el mecanismo de una bomba atómica por el método del proyectil. Al explosionar el explosivo convencional, la onda de choque plana producida empuja al cilindro subcrítico de uranio enriquecido al 94% a lo largo del tubo que penetra en la esfera subcrítica de uranio enriquecido. Cuando han transcurrido 100 microsegundos, el cilindro ha penetrado parcialmente en la esfera, en cuyo momento el sistema es crítico. Después de otros 100 microsegundos, el cilindro ha penetrado totalmente en la esfera y el sistema es supercrítico. Una fuente auxiliar de neutrones, no representada en la figura, emite un haz de neutrones que inician las fisiones en cadena autosostenidas que dan lugar a la explosión nuclear. Durante este intervalo de tiempo de cien microsegundos transcurrido desde el momento en que el sistema es crítico hasta que es supercrítico, se ha de evitar que no se produzcan neutrones por fisión espontánea ya que iniciarían a destiempo las fisiones en cadena autosostenidas, produciendo un fogonazo, en vez de una verdadera explosión nuclear. Este intervalo de tiempo, de 100 microsegundos, llamado intervalo de explosión, es apropiado para el caso del uranio enriquecido pero no para el del plutonio, ya que contiene un mínimo de un 6% de plutonio 240 que se fisiona espontáneamente emitiendo neutrones. La figura 2 representa un mecanismo muy primitivo, empleando dos semiesferas subcríticas que chocan una contra otra formando una esfera supercrítica.

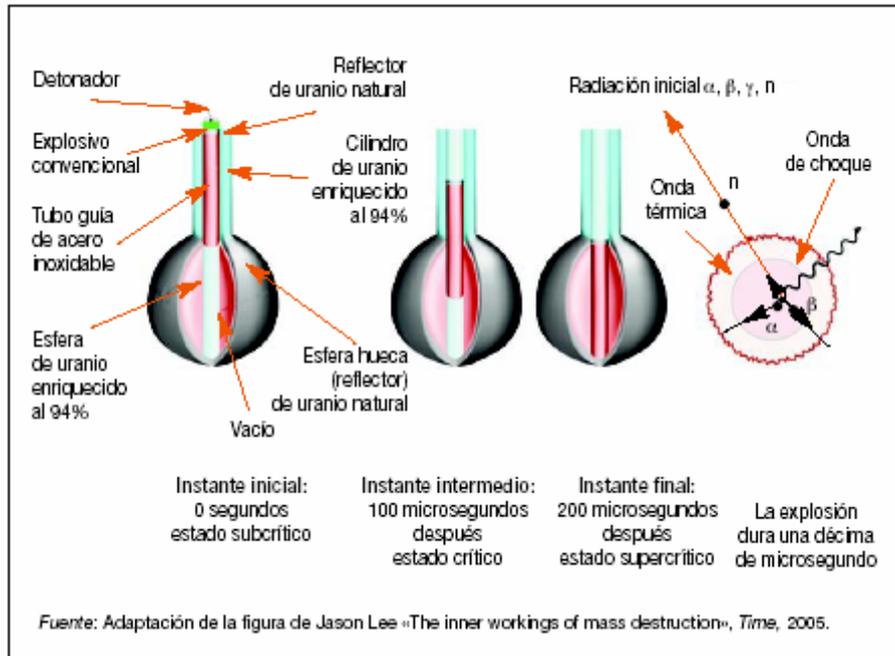


Figura 1.- Esfera de uranio enriquecido al 94% de más de 19,5 kilogramos de peso 6,3 centímetros de radio, rodeada por una capa de 10 centímetros de espesor.

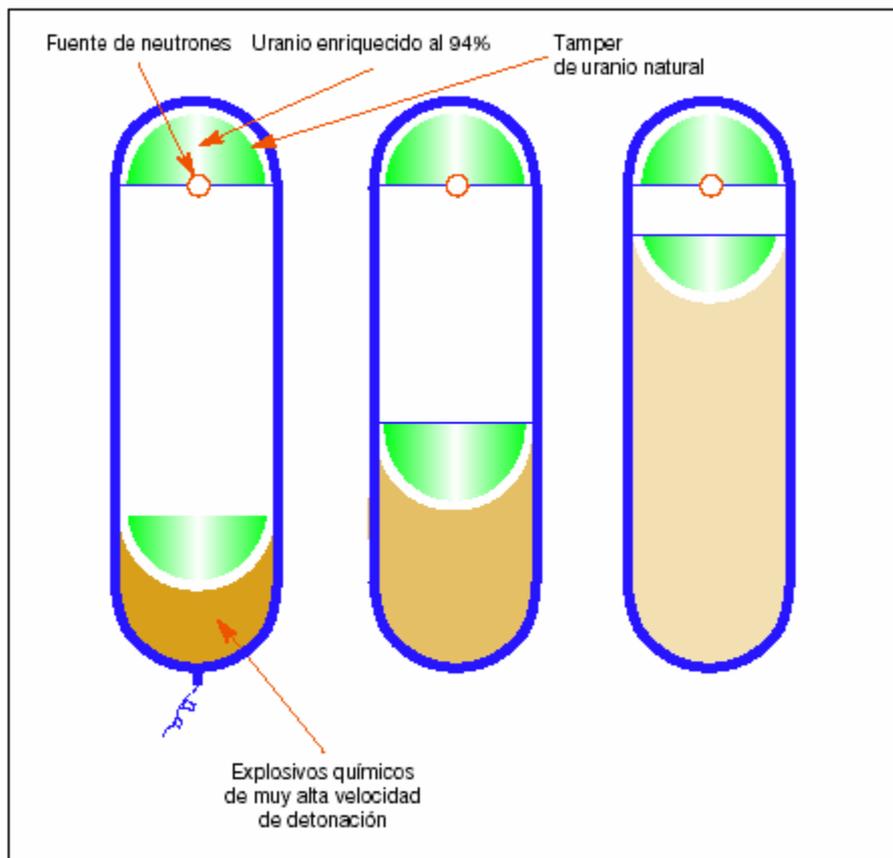


Figura 2.- Esquema del dispositivo basado en dos esferas subcríticas

Si se emplea plutonio enriquecido, es necesario reducir este intervalo de explosión de 100 a 10 microsegundos, lo cual no puede realizarse con el método del proyectil, debiendo emplearse el llamado método de implosión.

En las figuras 3 y 4 se describe este mecanismo por el método de implosión. Una esfera hueca subcrítica de plutonio enriquecido al 94% está rodeada de lentes de explosivo convencional que al explosionar, originan una onda de choque esférica que comprime la esfera hueca de plutonio, hasta que primeramente se cierra el hueco central y luego, una vez cerrado, la onda de choque comprime el plutonio enriquecido aumentando su densidad, en cuyo momento el sistema es supercrítico. El flujo de una fuente auxiliar de neutrones iniciaría la explosión nuclear. Si la onda de choque perdiese su esfericidad, la esfera hueca de plutonio se rompería en metralla sin llegar a comprimirse.

*Conclusiones sobre bombas atómicas de uranio
por el método del proyectil*

FABRICACIÓN

Pueden proyectarse y construirse por países de baja tecnología.

EXPLOSIVO NUCLEAR

Las plantas de ultracentrifugadoras requieren tecnología media, pero su puesta a punto es laboriosa y requiere especialistas con gran experiencia.

UTILIZACIÓN

Se pueden desmantelar y sus componentes transportar fácilmente. Son las bombas preferidas por los terroristas ya que sus componentes se pueden introducir separadamente a través de los medios de entrada de emigrantes ilegales, aeropuertos y puertos privados, etc.

DETECCIÓN

La planta de ultracentrifugadoras es difícil de detectar y en caso de emergencia, las ultracentrifugadoras pueden desmontarse y transportarse a otro lugar o país.

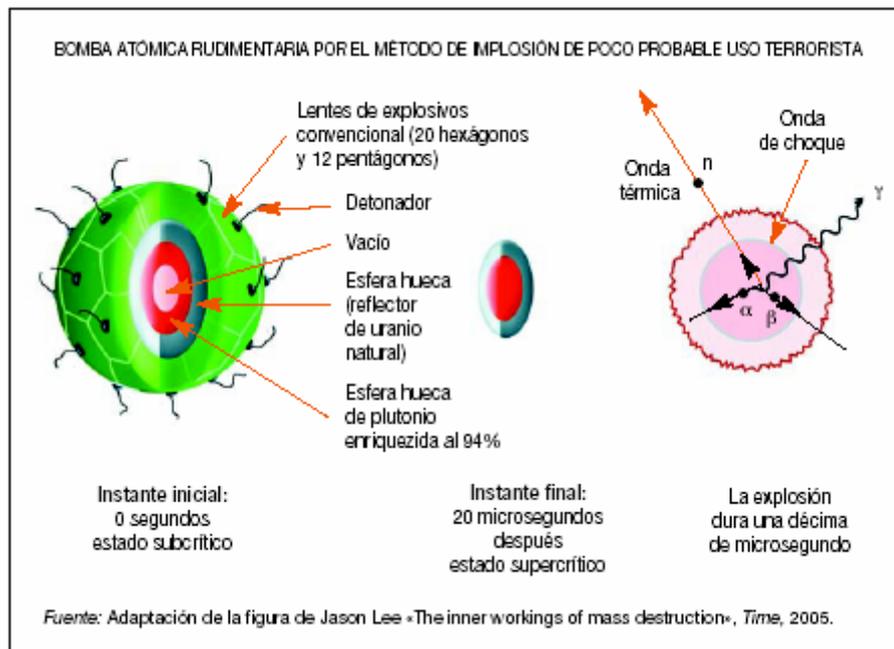
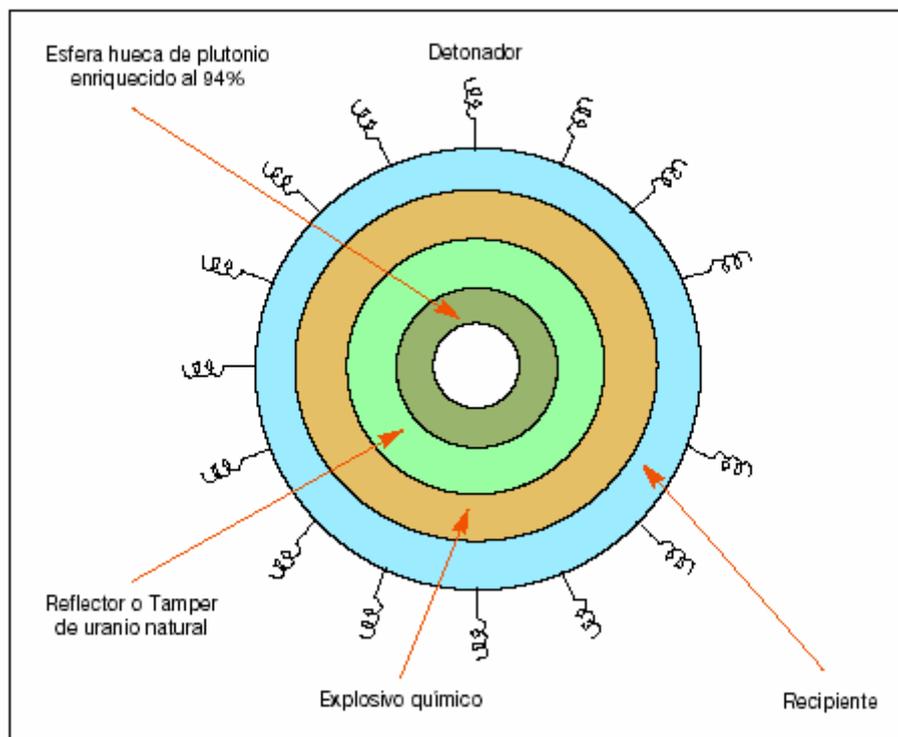


Figura 3.– Esfera hueca de plutonio enriquecido al 94% de más de cinco kilogramos de peso, rodeada por una capa de diez centímetros de espesor de uranio natural.



Conclusiones sobre bombas atómicas de plutonio por el método de la implosión

FABRICACIÓN

El proyecto y la fabricación es compleja. Los detonadores deben tener una *desviación estándar inferior al nanosegundo*. Las lentes de explosivo químico y la esfera hueca de plutonio deben obtenerse por *fusión en vacío* para evitar cavidades que distorsionen la propagación de la onda de choque de implosión. La mecanización de sus componentes requiere muy *alta precisión*. Pueden proyectarse y construirse por países de tecnología elevada.

EXPLOSIVO NUCLEAR

Se obtiene de los elementos combustibles de un reactor nuclear irradiados solamente un 3% a un 10% del tiempo que se les irradiaría cuando el reactor operase comercialmente. Como los elementos combustibles irradiados son altamente radiactivos, deben manejarse en celdas calientes.

UTILIZACIÓN

El desmantelamiento en componentes es muy complejo.

DETECCIÓN

Los reactores nucleares construídos en superficie son fácilmente detectados por satélites.

Política seguida en la proliferación nuclear

Israel, Pakistán y la India se han negado a firmar el Tratado de No-Proliferación (TNP), ya que desde un principio indicaron que fabricarían armamento nuclear en el momento que considerasen oportuno.

Argelia, Irak, Irán y Corea del Norte, prefirieron seguir una política distinta. Primeramente firmaron y ratificaron el TNP para ganarse la colaboración de los países occidentales. Posteriormente enviaron a centenares de científicos e ingenieros a los países occidentales para su formación en física e ingeniería nuclear. Al mismo tiempo firmaron contratos con los países occidentales, preferentemente europeos, para la importación de componentes e instalaciones de tecnología dual, para ello establecieron complejas técnicas bancarias para los pagos. Con objeto de dificultar la localización de las instalaciones nucleares, las dispersaron por todo el país, enterrando las más críticas en búnkeres que no puedan ser destruidos por bombas convencionales (sólo pueden serlo con bombas nucleares tácticas perforantes). Por último, se establecieron una larga y compleja política de confusión y desgaste, fomentando la desunión de los miembros del Consejo de Seguridad de la ONU.

Para evitar la proliferación nuclear, aparte del TNP, el Congreso de Estados Unidos aprobó tres enmiendas: la Symington (1976), la Pressler (1981) y la Solarz (1985) que prohíben la ayuda económica y militar a países que exporten o importen, legal o ilegalmente, tecnologías de doble uso.

Sin embargo, no se aplicaron a Israel ni a Pakistán. Por un lado, Carter ordenó a la Agencia Central de Inteligencia (CIA) de Estados Unidos que entregase al Mosad (Servicio Secreto Israelí) la información del Satélite KH-II obtenida de los países islámicos, en la cual se detectaba que Francia estaba construyendo el reactor *Osiraq* en Irak, lo que permitió a Israel bombardear y destruir este

reactor. Por otro lado, a cambio de que Pakistán facilitase que Estados Unidos enviase armas a los mujaidines para luchar contra las fuerzas soviéticas de Afganistán, no sólo recibió ayuda económica, sino que Estados Unidos no interfirieron en el desarrollo del armamento nuclear de Pakistán.

En la conferencia de prensa del 18 de abril de 2006, el presidente Bush anunció que para frenar la proliferación nuclear estaban sobre la mesa todas las opciones posibles, incluyendo el empleo de bombas nucleares tácticas, y en particular de las nuevas perforantes. Habló incluso desencadenar un ataque nuclear preventivo.

Un grupo de unos 1.800 científicos e intelectuales, principalmente de Estados Unidos, han firmado una carta oponiéndose al empleo de bombas nucleares tácticas, ya que las naciones que han firmado y ratificado el TNP no tendrían protección contra un ataque nuclear por una de las naciones nucleares, por lo que probablemente abandonarían el Tratado. Por otro lado, no hay una separación clara entre bombas nucleares tácticas y de otro tipo, ni entre las perforantes y las otras, lo que podría dar lugar a una escalada nuclear. Si después de 60 años Estados Unidos empleasen cualquier tipo de armas nucleares, no habría un freno moral para que otra nación que tenga armas nucleares pueda emplearlas.

Proliferación nuclear en Libia

Aunque en el año 1975 Libia ratificó el TNP siempre ha intentado colaborar con otras naciones musulmanas para desarrollar armamento nuclear, para lo cual invirtió centenares de millones de dólares, pero sin ningún éxito.

Desde un principio, Estados Unidos e Israel conocían las intenciones del coronel Muammar al Gaddafi, presidente del Consejo de la Revolución desde 1969, y la ayuda que prestaba a bandas terroristas. La CIA y el Mosad ejercieron un riguroso control sobre toda clase de acuerdos y negociaciones con empresas extranjeras, así como sobre instalaciones industriales que se construían en Libia.

En los años 1973 y 1978 Libia firmó sendos acuerdos con Pakistán y la India para la transferencia de tecnología nuclear, que no llegaron a cumplirse.

En los años 1975 y 1977 firmó dos acuerdos con la URSS para instalar en Tajoura y en el golfo de Sidra dos reactores nucleares de agua ligera de diez megavatios térmicos y de 400 megavatios eléctricos respectivamente. El primero entró en funcionamiento en el año 1981.

En el año 1984 firmó otro acuerdo con Belgonucleare, que se rompió al año siguiente por presiones de Estados Unidos. En 1982 intentó llegar a un acuerdo con Argentina para la instalación de un fábrica de reelaboración del plutonio, con el mismo resultado. En el año 2003, al atravesar el canal de Suez, fue interceptado un barco abanderado en Alemania que transportaba a Libia desde Malasia, vía Dubai componentes de una planta de ultracentrifugadoras fabricadas en Malasia a través de la red del paquistaní Abd al-Qadir Jan.

A pesar de que últimamente está intentando una nueva campaña de acuerdos con empresas extranjeras, es poco probable que, en un futuro próximo, pueda desarrollar armamento nuclear.

Proliferación nuclear en Argelia

En el año 1991 satélites norteamericanos KH-II, detectaron que en Ain Oussera, a 150 kilómetros al sur de Argel, se estaba construyendo el centro nuclear de Birine compuesto por un reactor nuclear no productor de energía eléctrica y varias celdas calientes, en las cuales se podrían reprocessar algunas barras de uranio irradiadas en este reactor y obtener, de este modo, pequeñas cantidades de plutonio. Ante la presión internacional, Argelia declaró que había firmado un acuerdo con China para la construcción de un reactor nuclear de 15 megavatios térmicos, dedicado a la producción de isótopos radiactivos para usos médicos e industriales. El reactor empezó a funcionar en los años 1993 y en 1996 se terminaron las celdas calientes y otras instalaciones del centro nuclear.

Del análisis de las torres de refrigeración de este reactor se deduce que su potencia podría alcanzar los 50 megavatios térmicos, excesiva para los fines pacíficos declarados. Según los estudios que hemos realizado en el Instituto de Fusión Nuclear, este reactor de 15 megavatios térmicos podría producir 5 kilogramos de plutonio enriquecido al 94%, suficientes para fabricar una bomba atómica al año.

Ante las presiones de Estados Unidos, Argelia firmó en el año 1995 el TNP y desde entonces parece ser que ha ido perdiendo interés en este centro nuclear, ya que de los 300 físicos e ingenieros nucleares que había entonces, actualmente sólo se detectan unos pocos. Sin embargo, existe el peligro latente de que en un futuro pueda reactivarse este centro y, soslayando las inspecciones de la Organización Internacional de Energía Atómica (OIEA), pueda ir produciendo plutonio para las bombas atómicas.

Proliferación nuclear en Pakistán

Cuando en el año 1974 la India explosionó su primera bomba atómica, el presidente Ali Bhutto inició un programa militar para disponer en el año 1990 de armamento nuclear. Primeramente había que recuperar a los científicos paquistaníes que trabajaban en Europa y en Estados Unidos y establecer una amplia red comercial de empresas interpuestas, para importar componentes aparentemente de uso no militar.

En el año 1976 Abd al-Qadir Jan y varios ingenieros paquistaníes que trabajaban en la empresa holandesa FDO de ultracentrifugadoras para Urenco (en donde se enriquece el uranio para algunos reactores nucleares comerciales europeos), regresaron a Pakistán con centenares de kilogramos de documentación técnica. El presidente Ali Bhutto le nombró director del subprograma de obtención de uranio enriquecido. En 1978 se empezó la construcción de los laboratorios que, en el año 1981, se llamarían Laboratorios de Investigación pdb al-Qadir (KRL).

Desde un principio Jan empezó a establecer una amplia red para el suministro de componentes de ultracentrifugadoras. A través de esta red, se construyó en el año 1979 la fábrica de Sihala (experimental), en 1984 la de Kahuta y en 1987 la de Golra. En esta última fábrica de ultracentrifugadoras se empleó la tecnología más avanzada desarrollada por la empresa alemana Leybold-Hereaus y la suiza Metallwerke Buchs. Posteriormente, Jan aprovechó para beneficio propio esta extensa red de suministro, según se indica en el apartado «Terrorismo nuclear», p. 00.

En 1979 el depuesto Presidente Ali Bhutto fue ahorcado por orden del nuevo Presidente Muhammad Zia ul-Had. Ali Bhutto dejó escrito en su testamento:

“Las civilizaciones cristianas judía e hindú tienen la bomba atómica. El islam carece de ella, todo musulmán debe luchar por conseguirla.”

Esta petición ha sido el lema que ha guiado a todas las comunidades musulmanas, desde Marruecos hasta Indonesia.

Afganistán está rodeada por la URSS, Irán y Pakistán. Por este motivo, cuando en enero de 1979 fue destituido el sha de Persia, estableciéndose en Irán un régimen fundamentalista enemigo de Estados Unidos y cuando en diciembre de 1979 la URSS invadió Afganistán, la única frontera que había para ayudar a los *muyahidin* en su lucha contra el Ejército soviético, era la de Pakistán. El Presidente Zia aprovechó esta ocasión, permitiendo que Estados Unidos suministrasen armas (misiles *Stinger*) a los *mujyahidin*, a cambio de que ignorasen el desarrollo nuclear de Pakistán, no le aplicaran la Ley Syminton y de recibir una importante ayuda económica. En el año 1981 Reagan consiguió

que el Congreso aprobara una ayuda de 3.200 millones de dólares en seis años y en el año 1986 de 4.020 millones de dólares para otros seis años. Cuando en el año 1988 empezó la retirada soviética de Afganistán se suspendió la ayuda.

Esta ayuda económica y la postura tolerante de Estados Unidos con el desarrollo nuclear de Pakistán fue de gran importancia para completar la fabricación de sus primeras bombas atómicas. Sin embargo, la cambiante política interna de Pakistán retrasó esta fabricación.

En agosto de 1988 el presidente Zia fue asesinado y le sustituyó Benazir Bhutto que para evitar la suspensión de la ayuda americana ordenó que las fábricas de Kahuta y Golra produjesen solamente uranio de bajo enriquecimiento. En el año 1990, tras las escaramuzas entre la India y Pakistán por motivo de Cachemira, se destituyó a Benazir Bhutto siendo sustituida por Ghulam Isaac Jan quien ordenó que se volviese a producir uranio altamente enriquecido.

Debido a este cambio de política, el 28 de mayo de 1998 (15 días después de las cinco explosiones nucleares indias) Pakistán pudo explosionar cinco bombas atómicas con un total de 10 kilotones, (aunque la versión oficial fue de 27). El 30 de mayo de 1998 Pakistán explosionó una bomba atómica de cinco kilotones, (aunque oficialmente fue de 25). En la figura 5 se indican los centros nucleares de Pakistán.

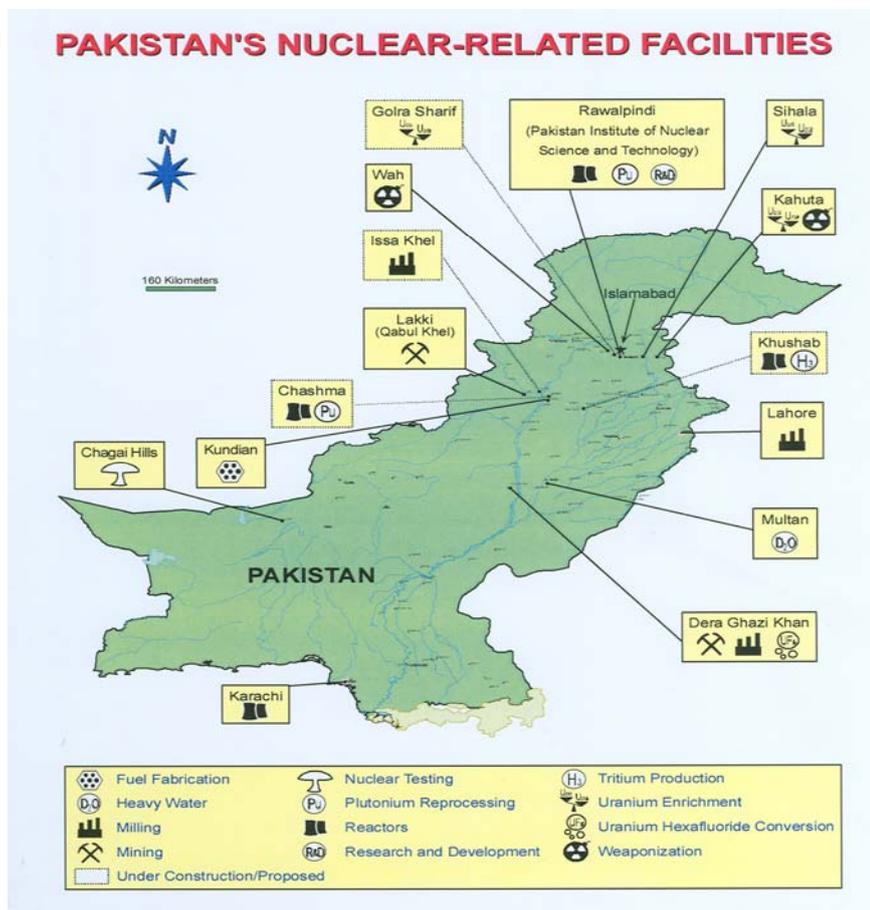


Figura 5.- Instalaciones nucleares en Pakistán

Proliferación nuclear en Irak

En el año 1968, Sadam Hussein, entonces vicepresidente de Irak y de su Consejo de Revolución, trazó un astuto plan para que a finales de siglo Irak tuviese un pequeño arsenal de armas nucleares. Primeramente, había que firmar (año 1968) y ratificar (año 1969) el TNP para ganarse la confianza de Estados Unidos y de Europa. Luego, había que ir adquiriendo materiales, componentes e instalaciones de tecnología dual con aplicación al desarrollo de armas nucleares. Por último, todas las instalaciones nucleares se dispersarían en centros repartidos por todo Irak (en 1991 había 24 centros nucleares, ocho de los cuales eran de gran tamaño). Al mismo tiempo se procedió a la formación de centenares de físicos e ingenieros nucleares en Estados Unidos, URSS y Europa.

Ante las sospechas de la CIA de que Irak podría estar desarrollando armamento nuclear, el presidente Carter ordenó que las informaciones recibidas a través del satélite KH-II sobre Asia Menor fuesen transmitidas al Mossad. Gracias a esta información se detectó que Francia estaba construyendo en Irak el reactor nuclear *Osiraq*, llamado por los iraquíes *Tammuz I*. El primer ministro de Israel Begin, temerosos de que pudiesen obtener de este reactor plutonio para las bombas atómicas, ordenó su destrucción. El 7 de junio de 1981, la aviación israelí bombardeó este reactor. A partir de entonces, todo el esfuerzo iraquí se dirigió a la obtención de uranio altamente enriquecido, el cual se obtenía en dos etapas: empleando calutrones para enriquecer el uranio natural al 20%, y empleando ultracentrifugadoras para enriquecerlo del 20% al 94%, apto para bombas atómicas.

En los centros de Al-Tarmiya y Ash-Sharkat se estaban desarrollando los calutrones y las ultracentrifugadoras y en los centros de Al-Tuwaittha y Al-Furat se estaban construyendo sendas plantas de ultracentrifugadoras a escala industrial. El uranio altamente enriquecido se iba a llevar al centro de Al-Atheer para fabricar las bombas atómicas. Solamente este centro constaba de decenas de edificios.

Después de la primera guerra del Golfo, los inspectores de la OIEA descubrieron que el desarrollo que había alcanzado el armamento nuclear iraquí era muy superior a lo que la CIA y el Mosad habían supuesto. Sadam Hussein había logrado engañar a la OIEA en la adquisición de componentes de tecnología dual y había conseguido camuflar las instalaciones nucleares para que pasasen desapercibidas a los satélites norteamericanos. 48 empresas de

20 países, principalmente europeos y en especial alemanas, contribuyeron al desarrollo nuclear de Irak.

Los inspectores de la OIEA encontraron componentes para fabricar centenares de calutrones y miles de ultracentrifugadoras. El programa establecido era el siguiente: en el año 1989 se efectuaron las pruebas de las ultracentrifugadoras, en 1992 se fabricarían 100 ultracentrifugadoras, en 1995 unas 500 y a partir de 1996 se fabricarían unas 2.000 al año. Teniendo en cuenta que 2.000 ultracentrifugadoras producen el uranio necesario para fabricar una bomba atómica, a partir del año 1998 habrían tenido las dos primeras bombas.

Durante la primera guerra del Golfo se destruyeron el 90% de las instalaciones nucleares y se exiliaron un 10% de los físicos e ingenieros nucleares. Irak nunca se repuso de esta destrucción tal, como se demostró después de la segunda guerra del Golfo.

En la figura 6 se indican los ocho centros nucleares que había en Irak antes de la primera guerra del Golfo.



Figura 6.- Los ocho centros nucleares más importantes de los 24 construidos para el desarrollo y fabricación de bombas atómicas en Irak.

Proliferación nuclear en Irán

A mediados de la década de los años sesenta, Irán estableció un ambicioso programa de energía nuclear, cuyo objetivo era el de disponer a finales del siglo XX de 23 centrales nucleares y de las instalaciones necesarias para la primera parte del ciclo del combustible nuclear, desde la minería del uranio a la fabricación de los elementos combustibles de los reactores de su programa nuclear. Al mismo tiempo que Irán firmaba en el año 1970 el TNP, sometiendo sus instalaciones nucleares a las salvaguardias de la OIEA, iniciaba un programa secreto para el desarrollo de bombas atómicas de plutonio. El plutonio militar se pensaba obtener irradiando, en condiciones especiales, algunos elementos combustibles de estos reactores nucleares, soslayando las inspecciones de la OIEA.

Cuando en el año 1979 se produjo la caída del sha Reza Pahlevi, la empresa alemana Kraftweke Union había completado un 80% de las dos centrales nucleares de agua ligera a presión *Bushehr I y II* de 1.300 megavatios eléctricos, mientras que la empresa francesa Framatome sólo había completado un 10% de la central de agua ligera a presión *Darkhouin* de 835 megavatios eléctricos.

En el año 1979 el nuevo gobierno del ayatolá Jomeini desencadenó un movimiento fundamentalista que originó el exilio de numerosos científicos nucleares y el encarcelamiento de otros. Alemania y Francia decidieron, entonces, cancelar la ayuda necesaria para terminar las tres centrales nucleares en construcción. En noviembre de 1987 y julio de 1988, durante la guerra Irak-Irán, la aviación iraquí bombardeó las centrales nucleares, a medio construir, de *Bushehr I y II*, causando daños considerables.

En el entorno del año 1990, Irán solicitó la ayuda de Alemania y España para completar estas centrales nucleares estableciendo conversaciones bajo las salvaguardias de la OIEA. Al fracasar estas negociaciones Irán recurrió a Rusia, firmando un amplio acuerdo que incluía no solamente la reconstrucción de las centrales nucleares de *Bushehr I y II*, sino una planta de ultracentrifugadoras para producir uranio enriquecido. El presidente Clinton comunicó al presidente Yeltsin que suprimiría la ayuda económica a Rusia si ésta suministraba las ultracentrifugadoras. Yeltsin accedió a la petición de Clinton.

Por último, Irán recurrió a la red Abd al-Qadir Jan para construir una planta de ultracentrifugadoras con la ayuda, a través de empresas interpuestas, de empresas de Alemania, Suiza y China. En el año 2000 se empezó la construcción de la planta de ultracentrifugadoras de Natanz. Existen sospechas

de que Irán está construyendo otra planta de ultracentrifugadoras, quizás en Arak.

En octubre de 2006, Irán propuso que un consorcio franco-iraní se encargase de la puesta a punto y operación de la planta de Natanz, como prueba de que sólo quieren obtener uranio ligeramente enriquecido para sus centrales nucleares productoras de energía eléctrica.

Era una propuesta envenenada, ya que uno de los principales problemas que hay en una planta de ultracentrifugadoras, es su puesta a punto. Un equipo de expertos puede tardar más de dos años. Existe el peligro de que una vez que el equipo francés pusiese a punto la planta de Natanz y adiestrase al equipo iraní, el Gobierno de Irán rompiese el acuerdo. Al final, Irán conseguirá tener la planta de Natanz en plena operación y de disponer de un equipo que pudiera poner a punto otras plantas de ultracentrifugadoras, todas ellas preparadas para poder producir uranio para las armas nucleares.

En el año 2004 se empezó la construcción en Arak de un reactor nuclear de agua pesada y uranio natural de 40 megavatios térmicos, probablemente suministrado por China.

Se ha detectado en Natanz y Arak la construcción de búnkeres enterrados a gran profundidad para protegerse del ataque de las bombas convencionales. Sólo podrían ser destruidas con las actuales bombas nucleares tácticas de gran poder de penetración.

En el año 2006, Rusia ofreció a Irán que si cerraba la planta de Natanz, le suministraría el uranio ligeramente enriquecido necesario para sus centrales nucleares. Irán rehusó el ofrecimiento.

En la planta de Natanz se están instalando actualmente unas 2.000 ultracentrifugadoras, las cuales cuando puedan ponerse a punto, producirían el uranio enriquecido necesario para fabricar una bomba atómica al año. Por otro lado, el reactor de agua pesada de Arak puede producir el plutonio altamente enriquecido necesario para fabricar anualmente unas dos bombas atómicas. De este modo, Irán emplearía los dos tipos de bombas atómicas: el del proyectil con uranio enriquecido entre el 90% y el 94%, fáciles de fabricar y el de implosión, con plutonio enriquecido al 94% cuyo proyecto y fabricación requiere una alta tecnología, pero al ser mucho más compactas servirían de iniciador a unas futuras bombas termonucleares (de hidrógeno o de fusión nuclear). En 2007 Irán ha permitido la visita de los inspectores de la OIEA a instalaciones de Arak. En la figura 7 se indican los principales centros nucleares de Irán.



Figura 7.- Instalaciones nucleares en Irán.

Proliferación nuclear en Corea del Norte

El 12 de diciembre de 1985, Corea del Norte firmó el TNP, no permitiendo hasta 1992 las inspecciones de la OIEA estipuladas en el TNP. Actualmente, se han detectado más de dos docenas de instalaciones nucleares, de las cuales seis son grandes centros nucleares.

En el año 1990 los servicios de inteligencia de Estados Unidos detectaron que Corea del Norte podía haber obtenido del reactor de grafito-gas de cinco megavatios eléctricos (suministrado por China) y de la Fábrica de Reelaboración de Plutonio de Yongbyon (suministrada por China y la URSS), unos 12 kilogramos de plutonio altamente enriquecido, suficientes para fabricar dos bombas atómicas. En el año 1993 los inspectores de la OIEA confirmaron estos resultados, los cuales no coincidían con los facilitados por Corea del Norte. Corea del Norte rehusó, entonces, nuevas inspecciones y el 12 de marzo de 1993 anunció su retirada del TNP, aunque no llegó a efectuarse.

Después de laboriosas conversaciones, el 12 de octubre de 1994 se firmó entre Estados Unidos y Corea del Norte el AF (*Agreed Framework*), en el que se establecía lo siguiente: primeramente, para la operación del reactor de grafito-gas de cinco megavatios eléctricos (suministrado por China) en Yongbyon y la construcción de los reactores de grafito-gas (suministrados por China) de 50 megavatios eléctricos en Yongbyon y 200 megavatios eléctricos en Taechon, figura 8.

Al mismo tiempo, parar la operación de la fábrica de reelaboración de plutonio de Yongbyon (suministrado por China y URSS). Posteriormente, enviar fuera de Corea del Norte todo el combustible irradiado. Por último, permitir las inspecciones de la OIEA estipuladas en el TNP. A cambio, Estados Unidos establecerían con Corea del Norte un consorcio para la financiación y construcción en Sinpo de dos reactores de agua ligera a presión de 1.000 megavatios eléctricos.

Sin embargo, Corea del Norte consiguió que los acuerdos del AF, incluidas las inspecciones de la OIEA, no se realizasen hasta que los dos reactores de agua ligera a presión de 1.000 megavatios eléctricos no estuviesen *parcialmente* *construidos*. Lo impreciso del término: *parcialmente* *construidos*, ha permitido a Corea del Norte jugar con la fecha de aplicación del AF y mientras tanto, producir más plutonio altamente enriquecido.

El 10 de febrero de 2005, Corea del Norte declaró públicamente que estaba en posesión de armas nucleares, lo cual no despertó mucha credibilidad en el mundo occidental.

El 19 de septiembre de 2005, Corea del Norte anunció que aceptaría el AF y un acuerdo con los seis países: China, Rusia, Estados Unidos, Japón y las dos Coreas, para clausurar las instalaciones incluidas en el AF (método de producción de plutonio) y permitir la inspección de la OIEA en estas instalaciones.

Durante el año 2005, los Estados Unidos detectaron la construcción en Mount Chonma de una planta de ultracentrifugadoras, probablemente a través de la red Abd al-Qadir Jan de Pakistán.

De este modo, Corea del Norte podría cumplir el AF y el acuerdo con los seis países, renunciando al método del plutonio, pero iniciando, por otro lado, el método del uranio altamente enriquecido.

En medio de estas conversaciones, el 9 de octubre de 2006, Corea del Norte realizó una prueba nuclear de menos de un kilotón, en Hwaderi (Kilju).

El 14 de julio de 2007, Corea del Norte cerró el reactor de 5 megavatios eléctricos GCR y la planta de reelaboración de plutonio de Yongbyon a cambio de una importante ayuda económica. La probable planta de ultracentrifugadoras de Mount Chonma para bombas de uranio no entra en estos acuerdos al negar Corea de Norte su existencia.

En la figura 8 se indican los principales centros nucleares.



Figura 8.- Instalaciones nucleares en Corea del Norte.

Proliferación nuclear en Israel

El 29 de noviembre de 1947, la ONU aprobó el Plan de Partición de Palestina por el cual, la franja de Gaza y Cisjordania pasaron a control palestino, Jerusalén quedó como zona internacional bajo la jurisdicción de la ONU, y el resto del país bajo control judío. Aunque ninguna de las partes quedó satisfecha, la reacción de los judíos y palestinos fue radicalmente distinta, principalmente por el Estatuto de Jerusalén. Ben Gurion estaba convencido de poder resolver el problema de Jerusalén por vía diplomática. Los palestinos optaron por iniciar conversaciones con diversos países musulmanes, con objeto de organizar un poderoso ejército capaz de expulsar a los israelíes de Palestina.

El 14 de mayo de 1948 el Consejo Provisional Naciones Unidas proclamó el Estado de Israel, designando a Ben Gurion primer ministro y ministro de Defensa (1948-1953 y 1955-1963). Un día después, los Ejércitos de Egipto, Irak, Siria, Líbano, Palestina y Transjordania (denominada Jordania en 1949),

cuyas naciones tenían una población de cerca de 100 millones de habitantes, atacaron a Israel que entonces apenas tenía unos 800.000. Después de la inesperada victoria judía, la ONU estableció un armisticio reconociendo la anexión de parte de Cisjordania a Israel. Ben Gurion sabía que esta victoria se debía a la falta de coordinación los ejércitos musulmanes y a la incompetencia manifiesta de sus mandos; pero temía que en un futuro próximo apareciese un líder capaz de organizar un ejército disciplinado, con armamento moderno proporcionado por la URSS, que pudiese expulsar a los judíos de Palestina. Fue entonces, en el año 1956, cuando Ben Gurion decidió que Israel debería tener una fuerza de disuasión nuclear para evitar un segundo holocausto.

Antes de iniciar el programa de armamento nuclear, Ben Gurion se enfrentó a cuatro problemas decisivos: primeramente, elegir un jefe o coordinador del programa; después, reunir un pequeño grupo de físicos e ingenieros nucleares que pudiesen realizar el proyecto de una bomba atómica; luego, obtener de la comunidad judía internacional el dinero necesario para financiar el proyecto, ya que no podía obtenerse del escaso presupuesto del Estado, ni de la ayuda norteamericana (que entre los años 1949 y 1991 ascendió a 53.000 millones de dólares a fondo perdido); y por último, conseguir que Estados Unidos no interfiriesen en este proyecto, ni congelasen su ayuda económica.

Ante las rivalidades que existían entre los físicos nucleares israelíes, Ben Gurion decidió encargar de la coordinación del programa nuclear a un joven político de 33 años, llamado Simon Peres (1923-) que se había destacado en el Ministerio de Defensa como un hombre inteligente, buen negociador y con una enorme paciencia. Decían de él que siempre ganaba por el agotamiento de sus contrincantes.

Había entonces en Israel un grupo notable de físicos nucleares que con el tiempo llegarían a estar considerados entre los más prestigiosos de la comunidad científica internacional (Néemann, Racah, de Shalit, Talmi, Kipkin, etc.). Peres tuvo que reunir todas sus dotes persuasivas y emplear su enorme paciencia para conseguir la colaboración de algunos de ellos.

Antes de solicitar la ayuda económica de la comunidad judía internacional, Ben Gurion consiguió del Comisariado de Energía Atómica Francés la construcción en Dimona, en el desierto del Negev, de un reactor nuclear de agua pesada-uranio natural, que inicialmente tenía 24 megavatios térmicos, autorizando a la empresa St Gobain a que construyese, también en Dimona, la fábrica de reelaboración para la extracción del plutonio altamente enriquecido. Este reactor nuclear, al emplear uranio natural, no estaba sometido a salvaguardias.

Posteriormente, se aumentó la potencia de este reactor de 40 a 150 megavatios térmicos, con lo que podrían fabricarse de dos a diez bombas atómicas al año.

En 1960, el general De Gaulle invitó a físicos e ingenieros nucleares israelíes a que presenciasen la primera prueba nuclear francesa en Reggane, en el Sáhara argelino. El general De Gaulle, no veía con malos ojos que Israel y España pudiesen tener armamento nuclear, por ello autorizó la instalación en España del reactor nuclear de *Vandellós I* de 480 megavatios térmicos, alimentado con uranio natural de procedencia española y no sometido a salvaguardias. Haciendo funcionar apropiadamente la máquina de carga y descarga de elementos combustibles en el 10% del reactor, se produciría el plutonio necesario para fabricar anualmente 3 bombas atómicas.

El tercer problema que tenía que resolver Ben Gurion era conseguir de la comunidad judía internacional la financiación del proyecto. Sabía que sin un programa específico ya iniciado, era casi imposible obtener ayuda económica. Así pues, esperó a que empezasen las obras de Dimona y a tener firmado el acuerdo secreto con Francia. Con estos resultados, Peres se puso en contacto con los principales banqueros y hombres de negocios judíos de todo el mundo, consiguiendo una importante ayuda económica, que permitió iniciar el desarrollo del armamento nuclear.

La importancia de la comunidad judía norteamericana en los medios de comunicación social, que tanta influencia ejercen en el nombramiento presidencial, hizo que todos los presidentes norteamericanos, unos de buen grado y otros forzados por las circunstancias, desoyesen los informes de la CIA sobre el desarrollo del centro nuclear de Dimona y sobre el tráfico ilegal de componentes de la bomba.

En 1965, los inspectores de la Comisión de Energía Atómica norteamericana detectaron que en la fábrica norteamericana Numec de enriquecimiento de uranio, faltaban unos 100 kilogramos de uranio altamente enriquecido, con los cuales se podrían fabricar unas cuatro bombas atómicas. Se tenía la sospecha de que este uranio había ido a parar a Israel, ya que el presidente y propietario de Numec, Zelman Mordecai Shapiro era un devoto judío. Sin embargo, el presidente Johnson, preocupado por la guerra de Vietnam, no estaba dispuesto a que la prensa y la televisión controladas por los israelíes iniciasen una campaña contra él. La Comisión de Energía Atómica declaró, sin justificación técnica alguna, que era habitual en este tipo de instalaciones, que un centenar de kilogramos de uranio se diluyese entre los residuos.

Entre los años 1980 y 1985, 810 detonadores del tipo krytron, empleados en el mecanismo de disparo de una bomba atómica por el método de implosión, habían sido enviados clandestinamente a Israel. Los krytrons son sistemas electrónicos extraordinariamente complejos, capaces de iniciar las lentes de explosivo químico de las bombas atómicas de plutonio (con error estándar inferior a la 1.000 millonésima de segundo). El 16 de mayo de 1985 un juez federal condenó, en ausencia, al científico Richard Smyth por exportar ilegalmente estos detonadores. Poco antes del juicio, se permitió que Smyth huyese a Israel.

En la figura 9, se indica el centro nuclear de Dimona en donde se obtiene el plutonio altamente enriquecido y el centro de Nahal Soreq en donde se proyectan las bombas atómicas. Cerca de Nazaret se encuentran los centros de Yodefat donde se fabrican las bombas atómicas y el centro de Eilabun donde se almacenan las bombas nucleares tácticas.



Figura 9.- Producción de plutonio altamente enriquecido.

Proliferación nuclear en la India

La India es actualmente el único país, aparte de los cinco que integran el Club Nuclear (Estados Unidos, Rusia, Reino Unido, Francia y China), que puede desarrollar y construir, por sus propios medios, reactores nucleares, el ciclo completo nuclear y, además, fabricar bombas atómicas y termonucleares.

Bajo el Programa de Átomos por la Paz, Canadá construyó en Trombay el reactor *Cirus* de agua pesada-uranio natural de 40 megavatios térmicos, que entró en operación en el año 1963, adquiriendo el agua pesada de Estados Unidos. En el año 1964 la India construyó también, en Trombay una planta de reelaboración del plutonio, lo que la permitió obtener el plutonio altamente enriquecido para fabricar su primera bomba atómica, la cual explotó el 18 de mayo de 1974. El Gobierno indio declaró que era un explosión para fines pacíficos para su empleo en las obras públicas.

Inicialmente se instalaron cuatro reactores nucleares productores de energía eléctrica sometidos a salvaguardias lo que le impide utilizar el plutonio obtenido para fines militares. Uno fue suministrado por Francia (año 1969), otro por Estados Unidos (año 1969) y dos por Canadá (años 1972 y 1980). A partir de entonces, la India por sus propios medios, ha construido diez reactores productores de energía eléctrica, estando en fase de construcción otros cuatro, todos ellos de uranio natural-agua pesada, de unos 220 megavatios eléctricos cada uno, los cuales no están sometidos a salvaguardias.

Su programa de armamento nuclear se basa principalmente en la tecnología del plutonio y en menor escala en la del uranio, habiendo construido para ello una planta de ultracentrifugadoras en Rattehalli (año 1990).

El plutonio altamente enriquecido para las bombas atómicas se obtiene de dos reactores de agua pesada-uranio natural construídos en Trombay: el *Cirus* de 40 megavatios térmicos (año 1963) y el *Dhruva* de 100 megavatios térmicos (año 1988) y de tres plantas de reelaboración del plutonio: Trombay (año 1964), Tarapur (año 1977) y Kalpakkam (año 1997); que producían el plutonio necesario para fabricar hasta 9 bombas atómicas al año. De todos los centros nucleares, el más importante es el Centro de Investigación Atómica Babha en Trombay cerca de Bombay, uno de los más grandes del mundo, que empezó a construirse en el año 1955 y que alberga importantes laboratorios y el centro de Investigación y Desarrollo (I+D) de armas nucleares.

El 11 de mayo de 1998, la India efectuó 3 explosiones nucleares subterráneas, una de la fracción del kilotón, otra de unos cuatro kilotonnes (India informó que

era de 12) y la tercera de 12-25 kilotones (India informó que era de 43-60). Según las investigaciones realizadas en el Laboratorio Nacional Lawrence en Livermore (California), esta última era un bomba termonuclear cuyo iniciador o primera fase era una bomba atómica de plutonio, pero que en la explosión falló la segunda fase de deuterio-tritio, por lo que la energía producida no alcanzó los centenares de kilotones para la que estaba proyectada.

Dos días después, el 13 de mayo de 1998, la India explosionó dos bombas atómicas de la fracción del kilotón.

Instalaciones nucleares, número de armas nucleares y misiles de los países considerados

Teniendo en cuenta las incertidumbres asociadas a las armas nucleares, en el cuadro 2 se resumen los centros de producción de uranio y de plutonio para las bombas atómicas y en el cuadro 3 los misiles con su alcance, así como el arsenal de bombas atómicas de los países analizados anteriormente.

Entre los nuevos países nucleares, Israel es el primero en tecnología de armas nucleares seguido por la India; mientras que en la producción de plutonio para bombas es la India y en la producción de uranio altamente enriquecido es Pakistán.

Corea del Norte sigue los pasos de Pakistán, habiendo desarrollado una industria de misiles de medio alcance extraordinariamente competitiva.

Cuadro 2.- Centros de producción de uranio y plutonio para las bombas atómicas.

País	TNT	Uranio para bombas		Plutonio para bombas	
		Ultracentrifugadoras	Reactores nucleares	Fábrica reelaboración de plutonio	
India		Ratthalli año 1990	Cuatro sometidos a salvaguardias Diez no sometidos a salvaguardias Cuatro en construcción	Trombay 1966 (45 kg/a) Tarapur 1979 (150 kg/a) Kalpakkam 1991 (190 kg/a)	
Pakistán		Sihala año 1979 Kahuta laboratorio Khan año 1984 (57-93 kg/a) Go'ra año 1987	Khushab HWR (40-70 MWt) Karupp 1972 (HWR 125 MWe)	Chasma 1978 (100 kg/a) New Lab 1982 (10-20 kg/a) Pinstech	
Irán	1970	Natanz (empezó construcción en año 2000. Actualmente hay unas 2.000 ultracentrifugadoras)	Bushehr I (LWR, 1300 MWe destruido por Irak en 1987) Bushehr II (LWR, 1300 MWe destruido por Irak en 1987) Darakjoun (LWR, 935 MWe destruido por Irak en 1987) Arak (HWR 40 MWt) empezó la construcción 2004		
Irak*	1969	Al-Furat* Al-Sharkat* A-Tarmiya*	Osirag/ (LWR 40 MWt destruido por Israel en 1981) IRT-2000 1968 (LWR 5 MWt) ISIS 1982 (LWR 800 kWt)	Al-Tuwaitha (8 kg/a)*	
Argelia	1995		Ain-Cussera 1991 (HWR 30 MWt)	Ain-Cussera 1991 (d)	

Cuadro 2.- (Continuación).

País	TNT	Uranio para bombas		Plutonio para bombas	
		Ultracentrifugadoras	Reactores nucleares	Fábrica reelaboración de plutonio	
Corea del Norte	1985	Mount Chonma, año ¿2005?	Yongbyon GGR (5 y 50*** MW(e)) Taechon GGR (200*** MW(e))	Yongbyon 1975	
Israel		Simona año 1981 (2-3 kg/a)	IRR2 Dimona 1963 (HWR 40-150 MWt)	Dimona (15-40 kg/a)	

Sometido a salvaguardas:

t: aprobado y en fabricación.

dt: en desarrollo.

f: las instalaciones nucleares fueron unas destruidas y otras desmanteladas durante y después de la guerra del Golfo.

**,: algunas de fusión y quizás de neutrones.

***: en construcción.

Cuadro 3.- Misiles con su alcance y arsenales de bombas atómicas de los países analizados con coterioridad.

País	Misiles		Números de bombas atómicas
	Tipo	Alcance (kilómetros)	
India	<i>Agni I</i> <i>Agni II (t)</i> <i>Agni III (d)</i>	800 2.500 4.000	30-65
Pakistán	<i>Ghauri I (Haft 5) Nodong</i> <i>Ghauri II (Haft 6) Taepo-Dong I (t)</i>	1.200 2.000	26-47
Irán	<i>Scud B</i> <i>Scud C</i> <i>Zerdal 3, Tondar</i> <i>Shahab 3 (t, años 1998 y 2000)</i> <i>Shahab 4 (Taepo-Dong I) (d)</i>	300 500 1.000 1.300 2.000	
Irak	<i>Scud B*</i> <i>Scud C (Al-Husseini)*</i> <i>Scud C (Al-Abbas) (d)*</i>	300 600 900	
Argelia	<i>Scud B</i>	300	
Corea del Norte	<i>Taepo Dong I (t)</i> <i>Taepo Dong II (d)</i> <i>Taepo Dong II (año 2015)</i>	2.000 6.000 15.000	1 de U? 2-10 de Pu
Israel	<i>Jeriko I</i> <i>Jeriko II</i> <i>Jeriko III (d)</i>	1.200 1.800 2.500	100-200**

Sometido a salvaguardias:

t: aprobado y en fabricación. d: en desarrollo.

*: las instalaciones nucleares fueron unas destruidas y otras desmanteladas durante y después de la guerra del Golfo.

** : algunas de fusión y quizás de neutrones.

La red Abd al-Qadir Jan de Pakistán ha intentado vender, al mejor postor, la tecnología y los componentes de plantas de ultracentrifugadoras para el enriquecimiento del uranio y Corea del Norte está haciendo lo mismo con sus misiles de alcance medio.

Estos dos hechos suponen un grave peligro para el equilibrio nuclear que ha existido hasta ahora entre las cinco naciones del Club Nuclear, pues ponen en manos de gobiernos que pueden llegar a ser fundamentalistas o con ambiciones imperialistas estas armas de destrucción masiva.

Bibliografía

Burrows, W.E. y Windrem, R. *Critical Mass*. Simon & Schuster (1994).

Cohen, A. *Israel and the Bomb*. Columbia University Press (1998).

Hersh, S. *The Samson Option*. Ramdon House (1991).

Mark, J.C., Taylor, T., Eyster, E., Maraman, W., Wuchslar, J. *Nuclear Control Institute*, www.nci.org/k-m/makeab.htm (1986).

Spector, L.S. *Nuclear Ambitions*. Westview Press (1990).

Velarde, G., Ahnert, C. Aragonés, J.M., Gómez-Alonso, M., Leira, G., Martínez-Val, J.M., Perlado, J.M. *ICF of DT solid micropellets with tampers of Pu, U and Pb*. Trans. Am. Nucl. Soc. 38. 208 (1981).

El primer gráfico de las figuras 1 y 3 es una adaptación de la figura de Jason Lee "The inner workings of mass destruction". Time. (2005).

Terrorismo nuclear

Por GUILLERMO VELARDE PINACHO
y NATIVIDAD CARPINTERO SANTAMARÍA

Resumen

El terrorismo nuclear representa la cara más perversa de la energía nuclear, del mismo modo que las armas químicas y las biológicas son la perversión de la química farmacéutica y de la biología molecular y añade una dosis de miedo al inherente factor perseguido por los terroristas: la intimidación psicológica, que hace que la población amenazada se sienta más impotente ante la situación.

La amenaza del terrorismo nuclear se ha convertido en una sombra permanente que afecta mayormente a países occidentales. En este sentido, el Reino Unido ha sido el país que hasta la fecha se ha visto más veces amenazado abiertamente por el terrorismo islamista desde que llevara a cabo sus atentados en la ciudad de Londres en julio de 2005. El descubrimiento posterior de distintas tramas hechas públicas por el MI5 (Servicio de Inteligencia británico), como la del 10 de agosto de 2006, ponen de manifiesto que el terrorismo es la amenaza más peligrosa con la que el siglo XXI ha iniciado su andadura.

En este capítulo dedicado al terrorismo nuclear se analizan las iniciativas internacionales tomadas tras los atentados del 11 de septiembre de 2001 (11-S), aunque también se ha visto que a pesar de las condenas generales y la firma de tratados, la lucha contra el terrorismo internacional no termina de perfilarse con la contundencia que debería y finalmente esta cuestión queda bajo la responsabilidad individual de las naciones afectadas. En este punto surgen una serie de factores subjetivos en la consideración de lo que es o lo que no es terrorismo que hace bastante ineficaz la lucha contra él.

En medio de estas divergencias, el terrorismo internacional sigue sus cauces. En cuanto al terrorismo nuclear respecta, éste se abastece a través de redes de suministro de materiales radiactivos y de componentes nucleares que, unidas a grupos delictivos muy poderosos, aprovechan la laxitud legislativa o las limitaciones

de algunos gobiernos para hacer frente a estos problemas, especialmente en determinadas zonas geográficas como las euroasiáticas. En este sentido, se ha considerado la situación de las ciudades cerradas rusas, la problemática del estado de Georgia y la descubierta red de Abd al-Qadir Jan.

Respecto a las técnicas de terrorismo nuclear, se analiza el ataque con bombas sucias, radiactivas y con atómicas rudimentarias, así como el ataque convencional a las instalaciones nucleares, analizándose las probabilidades de que se produzcan estos ataques y los daños biológicos que originarían.

Las bombas sucias o radiactivas son bombas productoras de pánico y su interés para los terroristas radica en sus efectos psicológicos y económicos. En el caso de estas bombas se describen los radioisótopos empleados, los experimentos realizados y las medidas a tomar en el caso de la explosión de una bomba sucia. El resultado general es que los daños biológicos producidos son análogos a los que produciría el explosivo convencional que forma parte de la bomba sucia. La descontaminación de la zona afectada por la dispersión de los radioisótopos puede costar varios centenares de millones de euros.

En el caso de bombas atómicas rudimentarias, debido a un proyecto rudimentario y un control de calidad deficiente, al explosionar sólo produciría una fracción pequeña de la energía nominal para la que fueron proyectadas, generalmente de la fracción del kilotón. Es muy probable que, debido a las dificultades técnicas, de proyecto y fabricación de las bombas atómicas de plutonio, necesariamente empleando el método de implosión, los terroristas prefieran las bombas de uranio por el método del proyectil.

Considerando solamente las bombas de uranio por el método del proyectil, una vez que los terroristas dispongan del uranio altamente enriquecido, los restantes componentes de la bomba pueden fabricarse sin dificultad especial. Tanto el uranio enriquecido como los restantes componentes pueden transportarse e introducirse en el país elegido para el atentado, a través de los puertos y aeropuertos públicos y privados y de las fronteras terrestres, siguiendo, por ejemplo, el camino empleado en el tráfico de drogas. El montaje de los componentes de la bomba está al alcance de equipos con experiencia técnica. El problema para los grupos terroristas consiste en adquirir el uranio enriquecido y transformado en uranio metálico. Actualmente, el uranio enriquecido puede obtenerse en las plantas de enriquecimiento por

ultracentrifugación, bien clandestinamente con la ayuda del personal de estas plantas, o con el consentimiento del país que dispone de ellas y que mantenga con los grupos terroristas afinidades religiosas, intereses económicos o ambos casos a la vez.

Finalmente se analiza el tráfico ilegal de uranio y de plutonio y los efectos producidos por la explosión de una bomba atómica rudimentaria.

Introducción general

El terrorismo nuclear es una amenaza internacional que ha ido creciendo paulatinamente desde que Al Qaeda, el grupo islamista dirigido por Osama bin Laden, perpetrara el 11-S un atentado sin precedentes de la mano de 19 secuestradores suicidas que ocasionaron la muerte de unas 3.000 personas en la ciudad de Nueva York. Hasta la fecha Al Qaeda ha utilizado 71 terroristas suicidas en los atentados que ha llevado a cabo entre 1995 y 2003.

El terrorismo nuclear ha sido vinculado siempre a grupos islamistas relacionados con Bin Laden () que, a través de amenazas e insinuaciones por su parte, y de tramas reales descubiertas por otra, como ha sucedido en el Reino Unido, han puesto de manifiesto la factibilidad de un atentado con armas no convencionales. El 17 de noviembre de 2004, Abu Salma Al-Hijazi, uno de los jefes de Al Qaeda, en una entrevista que le realizaron en Faluja a 50 kilómetros de Bagdad, dijo que él esperaba por aquellos días un ataque terrorista en Estados Unidos que causaría unas 100.000 víctimas. Al final, todo quedó en una amenaza pero su mensaje guardaba implícitamente otra forma de terror más maquiavélico y perverso, el acoso psicológico.

El presidente George W. Bush, en un discurso dirigido a la nación el 13 de septiembre de 2006 dijo:

“Desde el horror del 11-S hemos aprendido mucho sobre el enemigo. La guerra contra este enemigo es más que un conflicto militar. Es una lucha ideológica decisiva del siglo XXI y la llamada de nuestra generación. Nuestra nación está a prueba de una manera que no experimentábamos desde la guerra fría. Y sabemos que si pudiesen obtener armas de destrucción masiva las utilizarían contra nosotros”.

La cuestión del terrorismo nuclear debe considerarse dentro de la evolución experimentada por el terrorismo convencional y, en este sentido, el final de la guerra fría supuso el surgimiento de una serie de factores que han potenciado su práctica. Entre ellos: el estallido de conflictos controlados durante la misma en determinados países y una evolución negativa de éstos, que ha dado lugar a lo que en el lenguaje de la diplomacia internacional se conoce como *Estados fallidos*. Tres de ellos, Somalia, Sudán y Yemen son punto de referencia para Al Qaeda donde, parece ser, tiene establecidas bases de operaciones (). Otra cuestión derivada del fin de la guerra fría es un terrorismo internacional cada vez más independiente en cuanto a sus fuentes de financiación y, por último, la posibilidad por parte de los terroristas de adquirir armas Nuclear, Biológicas y Químicas (NBQ) para perpetrar sus atentados.

ACUERDOS INTERNACIONALES

A lo largo del siglo XX el terrorismo se convirtió en un fenómeno de coacción cada vez más extendido que golpeaba allí donde creyera oportuno, especialmente en Europa, Suramérica y Asia. Por esta razón comenzaron a suscribirse una serie de convenciones, tratados y acuerdos que, desde los organismos oficiales, han intentado combatirlo a partir de la práctica del derecho internacional. El 14 de septiembre de 1963 se firmó en Tokio la I Convención Multilateral contra Actos de Terrorismo Cometidos a Bordo de los Aviones; el 16 de diciembre de 1970 se firmó en La Haya otra convención para la supresión del secuestro de aviones; el 22 de abril se firmó en El Cairo una convención árabe por parte de la Liga de los Estados Árabes para la supresión del terrorismo; el 1 de julio de 1999 se firmó en Ouagadougou una convención por parte de la Conferencia Islámica para combatir el terrorismo internacional; el 4 de junio de 1999 se suscribió en Minsk un tratado de cooperación entre los Estados miembros de la Comunidad de Estados Independientes (CEI) para combatir el terrorismo, etc.

La ONU, por su parte, el 17 de septiembre de 1979 adoptó una convención internacional contra la toma de rehenes; el 9 de diciembre de 1999 adoptó otra convención para la supresión de la financiación del terrorismo y el 13 de abril de 2005 adoptó otra para la supresión de actos de terrorismo nuclear (). Todo ello con el fondo de un debate general en el que los países miembros no terminan de ponerse de acuerdo sobre a qué llamar y no llamar terrorismo (). La resolución de la Asamblea General 44/29 de 4 de diciembre de 1989 decía que la lucha contra el

terrorismo sería más eficaz si se pusiesen de acuerdo sobre una definición uniforme del terrorismo internacional. En el Programa de Trabajo del Comité *Ad Hoc* para el Terrorismo establecido por la Asamblea General de la ONU, en su resolución 51/210 de 17 de diciembre de 1996, y en su decimoquinto encuentro, el delegado sirio Ghassan Obeid decía que Siria condenaba el terrorismo en todas sus formas por ser un acto criminal, pero acentuaba la necesidad de definir qué era en realidad terrorismo para distinguirlo de la lucha legítima de las naciones contra ocupaciones extranjeras. Obeid terminaba afirmando que ningún acuerdo sobre supresión del terrorismo o la financiación del mismo servirían para nada si no se encontraba un definición del término ().

Por su parte, el OIEA, creado en el año 1957 como respuesta a las amenazas y expectativas resultantes del descubrimiento de la energía nuclear, entre otras varias, el 24 de septiembre de 2004 adoptó la resolución GC (48)/RES/11 sobre Seguridad en Física Nuclear, medidas de protección contra el terrorismo nuclear y progresos realizados en las medidas de protección contra el terrorismo nuclear y radiológico.

El 15 de julio de 2006 y tras la cumbre del Grupo de los Ocho países más ricos, Vladimir V. Putin y George W. Bush anunciaron la creación de la Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear (). Como consecuencia de la misma y con la asistencia como observadora de la OIEA, los días 30 y 31 de octubre de 2006 se reunieron en Rabat los representantes de 13 naciones que se han adherido a esta Iniciativa: Estados Unidos, Federación Rusa, Australia, Canadá, China, Francia, Alemania, Italia, Japón, Kazajistán, Marruecos, Turquía y el Reino Unido ().

La Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear se verá reforzada por una serie de acuerdos multilaterales y otros bilaterales como los suscritos entre Rusia y Estados Unidos. Entre estos últimos estarían la Iniciativa de Cooperación de Seguridad Nuclear de Bratislava de 2005 y programas como la Iniciativa de Megapuertos y la Iniciativa para la Seguridad de los Contenedores que tienen como objetivos, entre otros, la implementación de sistemas de seguridad para la detección de materiales radiactivos o nucleares en buques mercantes. Los objetivos de la Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear son varios y, entre otros, incrementar la seguridad en las instalaciones nucleares; mejorar los sistemas de detección de materiales radiactivos con objeto de evitar su contrabando; desarrollar técnicas de detección de estos materiales que pudieran ser utilizados en un atentado

terrorista, y poner en marcha medidas que eviten la financiación de grupos terroristas que intenten adquirir o utilizar armas nucleares ().

España se ha adherido a esta Iniciativa Global para Combatir el Terrorismo Nuclear, como han hecho diversos países de la Unión Europea, lo cual nos coloca en una situación positiva desde el punto de vista de la cooperación internacional, en unos momentos de amenaza permanente por parte de Al Qaeda a países occidentales. No olvidemos que durante la década de los años noventa y el transcurso de los años dos mil, las acciones policiales llevadas a cabo en nuestro país contra grupos terroristas extranjeros pusieron de manifiesto que todos ellos pertenecían a organizaciones islamistas, entre ellas, el Grupo Islámico Armado argelino y la célula terrorista islámica *Meliani* vinculada a Bin Laden. El 25 de septiembre de 2001 se desarticuló y se detuvo a los miembros de otra célula del Grupo Salafista para la Predicación y el Combate. Una de las actuaciones más significativas de nuestros Cuerpos de Seguridad fue la acción policial llevada a cabo el 13 de noviembre de 2001 con la desarticulación de una infraestructura formada por miembros de Al Qaeda relacionados directamente con los atentados llevados a cabo el 11-S Estados Unidos ().

Inmediatamente después de los atentados de 11-S, Estados Unidos aprobaron el 26 de octubre de 2001 el Acta Unificar y Reforzar América Proveyéndola de las Herramientas Adecuadas para Interceptar y Obstruir el Terrorismo, PATRIOT (*Uniting and Strengthening America by Providing Appropriate Tools Required to Intercept and Obstruct Terrorism*) la cual fue ratificada el 2 de marzo de 2006 ().

En cuanto a la Federación Rusa, la Duma del Parlamento aprobó en febrero de 2006 una ley que permite abatir aviones con pasajeros secuestrados para cometer atentados terroristas y, en julio de ese mismo año, el Senado aprobó otra ley que permite al presidente de Rusia emplear su Ejército y los Servicios Secretos fuera de su país con fines antiterroristas ().

LAS CIUDADES NUCLEARES CERRADAS RUSAS

El sociólogo de la Academia de Ciencias Rusa, Valentin Tijonov, tras entrevistar en el año 1992 a diversos científicos del vasto complejo nuclear y de misiles ruso, definía así la situación:

“La economía rusa es todavía incapaz de brindar las condiciones necesarias para ofrecer un puesto de trabajo adecuado a los expertos de la gran red de Ciudades Cerradas Nucleares. Aunque el ISTC (*Centro Internacional de Ciencia y Tecnología*) y una variedad de proyectos unilaterales y multilaterales han mejorado el empleo de los expertos ex soviéticos, la situación en estas ciudades continua siendo una seria preocupación y una amenaza para la paz y la seguridad internacionales”.().

Tras la desintegración de la Unión Soviética en el año 1991, se hizo pública oficialmente la existencia de una serie de ciudades secretas que, al amparo de la nueva Constitución de la Federación Rusa de 1992, se agruparon bajo un nuevo estatus que les confería independencia política local pero sometida al control federal de sus instalaciones. A este conjunto de ciudades se le designó como Unidades Territorio-Administrativas Cerradas, ZATO (*Zakrytoe Administrativno Territorialnoye Obrazovanie*), que englobaba 10 ciudades nucleares bajo el control del Ministerio de Energía Atómica (MINATOM): Sarov (Arzamas, 16); Lesnoy (Sverdlovsk, 45); Snezhinsk (Cheliabinsk, 70); Zarechny (Penza 19) y Trejgorny (Zlatoust, 36) que se crearon para diseñar y producir armas nucleares a gran escala y Ozersk (Cheliabinsk, 65); Novouralsk (Sverdlovsk, 44); Seversk (Tomsk, 7); Zheleznogorsk (Krasnoyarsk, 26) y Zelenogorsk (Krasnoyarsk, 45) que se construyeron para la producción de uranio altamente enriquecido y reelaboración del plutonio a partir de los elementos combustibles irradiados en reactores nucleares (), principalmente del tipo grafito-agua ligera.

ZATO comprendía también otras 36 ciudades más que, bajo la tutela del Ministerio de Defensa, incluían bases navales y de misiles, almacenamiento de armas nucleares, centros de operaciones espaciales, centros de instalaciones sensibles, etc, (). Dentro del conjunto de ciudades dependientes de este ministerio, había unas 15 cuyos nombres nunca fueron revelados. Por su parte, el Cosmodromo Baykonur y el polígono de pruebas nucleares Semipalatinsk 21 que, aunque situadas en territorio kazajo se encuentran arrendadas a la Federación Rusa, formaban también parte del complejo de ciudades cerradas.

Desde Sarov, a 400 kilómetros de Moscú, hasta la Siberia profunda, ubicadas en zonas de complicado acceso y de clima muy severo, viven aproximadamente un millón trescientas mil personas, aunque esta cantidad varía bastante según las

fuentes, pues hay que tener en cuenta la existencia de una serie de centros sin identificar oficialmente. Durante el caos que imperó en la década de los años noventa en el territorio de la URSS, nadie sabía muy bien lo que estaba ocurriendo en estos centros secretos, en los cuales se concentraba el enorme arsenal nuclear soviético, sus armas estratégicas y el combustible de sus cabezas nucleares. En el año 1986, cuando ocurrió el accidente de Chernóbil, la URSS tenía aproximadamente 45.000 cabezas nucleares (), el máximo número alcanzado en la historia de la era nuclear y un número aproximado de 24.600 expertos en el campo nuclear ().

A lo largo de los años noventa, Rusia vivió un proceso de privatizaciones durante el cual los activos más importantes de la antigua URSS como Gazprom, Media-Most, Aluminio de Krasnoyarsk, etc... pasaron del control estatal a unas pocas manos privadas que los adquirieron por cantidades muy bajas:

“Hay quien ha señalado que en el decenio de 1990 se registró en Rusia el mayor robo verificado en la historia de la economía” ().

La nueva situación económica dura y caótica se hizo notar en todos los sectores y llegó a las ciudades cerradas. Uno de los casos más dramáticos, entre tantos otros, fue la situación en Cheliabinsk, 70, dedicado al diseño de cabezas nucleares, donde su director Vladimir Nechay se suicidó superado por los acontecimientos (año 1996). Hubo asimismo una serie de huelgas de los trabajadores (años 1997 y 1998) por el retraso de, hasta cuatro meses, en el recibo de su salario (). En agosto de 1998 el hundimiento de la Bolsa, la desintegración del sistema bancario y la devaluación del rublo generó la peor crisis económica de aquel proceso de transformación y el caos, la incertidumbre y la desesperación provocaron el surgimiento de actos delictivos dentro de este conglomerado secreto que pusieron de manifiesto la vulnerabilidad de la situación que se vivía.

Ese mismo año 1998, el general Alexander Lebed, gobernador de la región de Krasnoyarsk, fallecido en un accidente al estrellarse en Abakan (Siberia) el helicóptero en el que viajaba, el 28 de abril de 2002, advirtió al Kremlin sobre posibles motines que podrían darse dentro del Ejército, debido al hambre que pasaban los militares bajo su jurisdicción. Lebed amenazó:

“Con convertirse en un dolor de cabeza para la comunidad internacional, como la India y Pakistán. ¿Qué otra cosa podrían hacer? Oficiales hambrientos son oficiales muy enojados. A lo largo de 26 años de servicio militar he llegado a comprender esto a la perfección” ().

Las palabras de Lebed cobraban especial relevancia al darse el hecho de que en Krasnoyarsk se encuentran dos de las ciudades nucleares más importantes de todo ZATO: Zheleznogorsk y Zelenogorsk, la primera dedicada a la producción de plutonio y la segunda al enriquecimiento del uranio.

Los múltiples delitos publicados ocurridos en las ciudades cerradas hay que tomarlos con algunas reservas, pues ha habido mucha especulación al respecto. Destaquemos lo ocurrido el 18 de diciembre de 1998 cuando se arrestó a un empleado de Sarov (Arzamas, 16), donde se encuentra el Instituto Panruso de Investigación en Física Experimental (VNIIEF), el más emblemático e importante de la antigua URSS, donde se desarrolló su primera bomba atómica y el centro científico más relevante hoy en día. Este empleado fue acusado de espionaje por haber intentado vender los diseños de nuevas armas convencionales a agentes de Irak y de Afganistán, por un importe de tres millones de dólares. Sobre este asunto, el responsable de los órganos de seguridad, Confederación Federal de Normalización (FSB) de Estados Unidos, declaró:

“Ha habido otros casos similares en Sarov. Este tipo de espionaje se debe a la difícilísima situación económica de los trabajadores” ().

En el año 2000, Victor Yeratsov, director del Departamento de Contabilidad y Control del Material Nuclear del MINATOM, declaró que en Rusia se habían dado 52 casos de tráfico ilícito de material nuclear procedente de la antigua URSS:

“Las autoridades rusas explican el aumento de casos de tráfico ilícito por disfunciones en el programa de privatización debido a la presión de las mafias locales. Según este análisis, los traficantes incitaron a algunos empleados de MINATOM a vender materiales fisiónables y radiactivos robados, creyendo erróneamente que su precio era muy elevado y la operación rentable” ().

No obstante, si bien el acceso a las armas de destrucción masiva, parece ser, que en ningún momento estuvo fuera de control, la situación era lo suficientemente preocupante para que el Departamento de Energía de Estados Unidos comenzara a

tomar una serie de iniciativas que se materializaron en acuerdos de cooperación de alto nivel con la Federación Rusa con objeto, entre otros, de impedir lo que se esperaba sucediese: el robo o la venta de componentes de armas nucleares que llegasen a las manos de gobiernos financiadores del terrorismo o de organizaciones terroristas directamente.

El Acuerdo sobre Protección de Material, Control y Contabilidad (MPC&A) (1996) se creó para desarrollar tanto sistemas de seguridad física (verjas, puertas metálicas y sistemas de vigilancia por video), como de protección de los materiales en contenedores y sistemas de contabilidad de inventarios a través de bases de datos computerizadas. El objetivo era crear sistemas antirrobo análogos a los empleados en Estados Unidos. El Programa Iniciativa de las Ciudades Nucleares (NCI) (1998), el más importante de todos ellos, se estableció para ayudar a reducir la capacidad del arsenal nuclear en los centros de Sarov, Snezhninsk y Zheleznogorsk, a partir del desmantelamiento de sus cabezas nucleares. El Programa Iniciativa para la Prevención de la Proliferación (IPP) (1994) y el Centro Internacional de Ciencia y Tecnología (ISTC) (año 1992) tienen como objetivo reciclar a los profesionales expertos en diseño y fabricación de armas nucleares y ubicarlos en puestos de trabajo desde donde puedan desarrollar una investigación de carácter civil y comercial ().

En la conferencia de la Organización del Tratado del Atlántico Norte (OTAN) sobre terrorismo celebrada en Yerevan (Armenia) en el año 2006, asistimos al agradecimiento público de la representante del Comité Estatal para la Regulación Nuclear de Ucrania, que puso de manifiesto cómo esta ayuda norteamericana les había supuesto un incremento en la seguridad de sus instalaciones nucleares. Al oír sus palabras, en las que hablaba que se habían instalado sistemas de seguridad elementales, nos dimos cuenta de la situación de fácil acceso y falta de control que, hasta ese momento, habían tenido las centrales nucleares ucranianas.

Por otro lado y debido a los acuerdos de cooperación de nuestro Instituto de Fusión Nuclear de Madrid con el Instituto de Física Lebedev de Moscú, hemos visto también que estos programas conjuntos ruso-norteamericanos han cambiado favorablemente la situación de los científicos nucleares, pues les ha brindado la oportunidad de viajar fuera de su país sin los impedimentos impuestos en la época soviética.

Efectivamente, muchos de ellos tenían que firmar un documento por el cual se comprometían a no salir de su país en un mínimo de 25 años.

El 17 de julio de 2003 el Departamento de Energía norteamericano publicó el Acuerdo Eliminación de la Producción de Plutonio en Rusia EWGPP, (*Elimination of Plutonium Production in Russia Important Step In U.S.-Russia Nonproliferation Program*). Un paso importante en el Programa de Noproliferación Norteamericano-Ruso, suscrito entre Estados Unidos y Rusia. Este Acuerdo tenía como objetivo “abrir puertas de las ciudades nucleares rusas cerradas para comenzar el trabajo de reducción de los reactores de producción de plutonio”. En una ceremonia celebrada en Viena en marzo de 2003, el secretario de Energía norteamericano Spencer Abraham y el ministro para la Energía Nuclear ruso Alexandr Rumyantsev acordaron reducir la amenaza que suponen las armas de destrucción masiva, suspendiendo la producción de plutonio en los últimos 3 reactores rusos dedicados a ello (). Ese mismo mes de marzo, Rumyantsev había declarado ante la Duma que su país necesitaba invertir de cuatro a cinco veces más el presupuesto que tenía asignado para poder evitar sabotajes en las instalaciones nucleares, pues debido a los recortes del presupuesto, se había reducido el número de militares encargados de vigilar instalaciones nucleares clave ().

En el Documento publicado por el Departamento de Energía R-03-155, se ponía de manifiesto que los reactores a los que se refiere el Acuerdo son iguales al de Chernóbil y que originó el peor accidente nuclear desde el año 1945. Estos reactores, moderados por grafito y refrigerados por agua ligera, según se explica en «Proliferación nuclear», p. 00, fueron diseñados para producir plutonio para las bombas, pero que al ser inestables durante la puesta en marcha, no deben emplearse para la producción de energía eléctrica. Sin embargo, inexplicablemente, la URSS empleó estos reactores (conocidos como tipo Chernóbil), con algunas modificaciones, para su uso en calefacción y producción de electricidad, en contra de lo que aprobarían los Consejos de Seguridad Nuclear de los países occidentales y Japón.

El Programa EWGPP contempla suministrar calefacción y electricidad a las comunidades siberianas afectadas por esta situación, facilitando de este modo la clausura de los reactores:

“Estos [reactores] tienen deficiencias en las áreas de diseño, equipamiento y materiales y están considerados entre los de más alto riesgo en el mundo” ().

El accidente de Chernóbil tendría que haber servido para recordar a las autoridades rusas el grave error cometido por sus predecesoras soviéticas.

Septiembre de 2001 marcó un antes y un después en cuestiones de seguridad y control de centros militares o de almacenamiento de armas de destrucción masiva. Ciertamente la antigua URSS no requería del uso de sistemas de alta seguridad para controlar sus instalaciones sensibles, pues el aislamiento geográfico de los centros y el control policial, militar y del Comité de Seguridad del Estado (KGB) dificultaban notablemente el acceso. Sin embargo, la desintegración de este país lo dejó en un estado de vulnerabilidad alarmante. Ignoramos lo que ocurrió en esos años pero parece ser que, aparte de una serie de delitos de contrabando y tráfico ilegal de residuos radiactivos, no se dieron casos concretos de sustracción efectiva de armas nucleares. Por lo menos así lo han comunicado en varias ocasiones las autoridades rusas, especialmente cuando en septiembre de 1997 el general Lebed, en una entrevista con el corresponsal Steve Kroft, dijo que más de 100 bombas atómicas de un kilotón, transportables en una maleta de mano, habían:

“Dejado de estar bajo el control de las fuerzas armadas rusas y que podrían encontrarse ¿en Georgia? ¿en Ucrania? ¿en los países bálticos? O a lo mejor fuera de todos ellos” ().

Actualmente la situación de estas ciudades cerradas sigue siendo complicada. La descentralización de la URSS se encontró frente a una carencia de medios para hacer frente al control riguroso debido a estas instalaciones y si bien algunos de estos centros nucleares cerrados, más o menos, están saliendo adelante gracias a la cooperación internacional y a distintos acuerdos comerciales, a otros les amenaza la sombra del desempleo para aquellos expertos y trabajadores afectados por la reducción o la desaparición de sus instalaciones y la imposibilidad de reubicarlos a todos (). De hecho se calcula que más de 20.000 puestos de trabajo pueden perderse, entre los años 2005 y 2012, con la nueva reestructuración. En el complejo de ciudades secretas de la Federación Rusa siguen almacenándose a fecha de hoy unas 16.000 cabezas nucleares (), la mitad de las cuales están actualmente en proceso de desmantelamiento.

Contrabando de componentes nucleares

GEORGIA

En 1993 la OIEA creó el ITDB (*IAEA Illicit Trafficking Database*) que contiene información confirmada por parte de los países miembros acerca de actividades ilegales relacionadas con la adquisición, posesión, uso y tráfico ilegal de materiales radiactivos y nucleares. Siguiendo el ITDB, desde el año 1993 hasta el 31 de diciembre de 2004 se habían confirmado 662 casos de actividades delictivas entre robo, contrabando, posesión ilegal e intentos de vender clandestinamente este material. De los 662, 400 se refieren a tráfico de fuentes radiactivas de las cuales corresponden el 8% a usos médicos, el 29% a usos industriales, el 12% a laboratorios de física nuclear y biología y el resto a otras aplicaciones (). Esta importante base de datos pone de manifiesto el gran número de delitos que se han producido, refiriéndose sólo a los descubiertos y denunciados por parte de los países miembros, no todos los que se han producido en la realidad.

El 24 de junio de 2002 la OIEA se hacía eco del control inadecuado de las fuentes radiactivas en el mundo (9. En este comunicado explicaba que estas fuentes radiactivas podían ser utilizadas para fabricar *bombas sucias* y que en más de 100 países en el mundo no se estaba aplicando el control de seguridad necesario para evitar su robo, calificándolas como *fuentes huérfanas*. También hacía hincapié en que este tipo de fuentes huérfanas se dan especialmente en las antiguas repúblicas soviéticas y, de entre ellas, Georgia, es la que presentaría más problemas de seguridad (). Según la OIEA, desde mediados de los años noventa hasta el 2002 se habían recuperado en este Estado unas 280 fuentes radiactivas abandonadas. Con respecto a su manipulación, el director general de la OIEA, Mohammed el-Baradei decía:

“El peligro de manipular potentes fuentes radiactivas no debe verse ya como un elemento disuasorio, lo cual cambia radicalmente lo que se creía antes” ()

Efectivamente, como se verá más adelante, es posible que ciertos terroristas suicidas prefieran inmolarsse manipulando plutonio que haciéndose volar por los aires con los explosivos de sus cinturones o mochilas.

Georgia plantea hoy en día una serie de cuestiones de inseguridad debido a la existencia en su territorio de una zona que podría llamarse “tierra de nadie” que se escapa a un control adecuado y que se corresponde con el paso de Pankisi:

“Combatientes árabes y grupos armados islamistas se mueven a sus anchas por el paso Pankisi, que conecta Chechenia y Georgia con otro desfiladero, situado entre Georgia y la región irredentista de Abjazia, el paso Kodori” ()

Según Loretta Napoleoni, gran especialista en economía del terrorismo, esta zona es una ruta principal de tránsito para el tráfico de armamento y de contrabando que va entre Georgia y Chechenia y para el tráfico de drogas que va desde Afganistán a Europa:

“Una manera de acabar con ambos tráficos ilícitos sería que la Administración rusa y la georgiana concedieran a Abjazia el derecho a patrullar sus propias fronteras, con lo que se bloquearía el acceso al paso de Pankisi. Pero esta decisión implicaría el reconocimiento oficial de Abjazia como Estado independiente y aunque no ha sido reconocida por las potencias internacionales, desde el año 1993 Abjazia viene funcionando de facto como protectorado ruso. Georgia afirma que esa región pertenece a su Estado, y teme comprometer su integridad territorial si permitiese la secesión de Abjazia. La consecuencia de todo ello es que esos grupos armados de la región siguen disfrutando de un tráfico multimillonario (en dólares) de armas y drogas” ().

También según datos de los servicios secretos rusos, por el desfiladero de Pankisi se dirigían a Chechenia mercenarios musulmanes y flujos de dinero procedentes de la organización Al Qaeda (), y según el ministro de Seguridad del estado de Georgia, Valeri Jaburdzania:

“En el desfiladero de Pankisi operan bases de adiestramiento de delincuentes y terroristas chechenos.”

Por su parte, Valentin Kunin, dice:

“Su financiación procede de grupos extremistas que actúan bajo la apariencia de organizaciones humanitarias, como por ejemplo, As Salam, que también suministra armas al desfiladero” ().

En diciembre de 1997 el MINATOM comprobó que 0,8 kilogramos de uranio enriquecido había desaparecido del Instituto de Física y Tecnología de Vekua en la región de Abjazia, cuando este centro había sido abandonado al comenzar la lucha del movimiento separatista cinco años antes ().

En abril de 2000 se detuvo a cuatro ciudadanos georgianos a las afueras de Batumi, la capital de la República Autónoma de Adzhariya en Georgia, que llevaban 0,9 kilogramos de uranio enriquecido ().

El 7 de julio de 2005, Soso Kakushadze, director del Servicio de Seguridad sobre Radiación del Ministerio de Protección Medioambiental y de Recursos Naturales georgiano, comunicó a la agencia Reuters que en los dos años anteriores se habían interceptado cuatro intentos de contrabando de uranio enriquecido y aunque no dio detalles sobre el nivel de enriquecimiento que tenía el uranio, sí dijo que no podía utilizarse en dispositivos de dispersión radiológica. También dijo que, posiblemente, procedía de Osetia del Sur ().

Otro de las cuestiones que se están produciendo en el Estado de Georgia según diversas fuentes, es la vinculación del crimen organizado con el contrabando de materiales radiactivos que ha puesto de manifiesto que las mafias disponen de redes de contrabando que actúan a través de Georgia hacia Turquía y de aquí a Europa Occidental y a países de Oriente Medio donde estos materiales son requeridos por grupos terroristas ().

LA RED PAQUISTANÍ

En una entrevista concedida a la CNN el 22 de octubre de 2001, el presidente paquistaní general Pervez Musharraf dijo:

“Es incuestionable el hecho de que los activos nucleares de Pakistán nunca caerán en manos de ningún fundamentalista.”

Aunque parece ser cierto que el armamento nuclear pakistani está bien protegido, el hecho de que un sector del Ejército y del Servicio de Inteligencia se encuentren próximos a la postura política de los talibanes ha hecho que una serie de observadores apunten a que:

“Si en Pakistán se diese un golpe de estado por fuerzas hostiles a Estados Unidos, el Ejército norteamericano debería estar preparado para asegurar el

arsenal nuclear o incluso sacar las armas nucleares del país sin el permiso de las autoridades pakistaníes. Otros suscitan la posibilidad de pedir al presidente Musharraf que permitiese a Estados Unidos o a China tomar posesión de las armas nucleares durante el tiempo que durase el golpe de estado” ().

El programa nuclear paquistaní se desarrolló a lo largo de unos 30 años, dirigiendo su subprograma de obtención de uranio enriquecido el ingeniero químico Abd al-Qadir Jan que, a partir de una serie de actuaciones ilegales como robo de documentos y transferencia de tecnología en el mercado negro, consiguió que Pakistán realizase en 1998 cinco explosiones atómicas. Sin embargo, la actividad nuclear de Jan siguió desarrollándose por otros derroteros más lucrativos hasta que, en enero de 2004, se descubrió oficialmente la gran red de tráfico ilegal que había establecido y fue condenado a arresto domiciliario en su villa de Islamabad. En febrero de ese año, Jan pidió perdón al presidente Musharraf delante de la televisión de su país y confesó que había estado vendiendo componentes para ultracentrifugadoras a distintos países. Jan asumió asimismo públicamente toda la responsabilidad, eximiendo al gobierno de Pakistán de cualquier tipo de vinculación en el contrabando. Tras esta declaración y teniendo en cuenta que en su país está considerado como un héroe nacional, el gobierno paquistaní impidió que tanto Estados Unidos como la OIEA le interrogaran ().

El descubrimiento de la red paquistaní en 2004 reveló la existencia de una enorme y compleja trama formada por traficantes de Alemania, Japón, Suráfrica, Suiza, Turquía y Pakistán y por empresas subsidiarias o camufladas en Bélgica, Holanda, Turquía y Malasia que adquirían los componentes a otras más importantes, creando de este modo una complicada red de aprovisionamiento y distribución de tecnologías de doble uso para su utilización en la fabricación de ultracentrifugadoras destinadas a los programas nucleares de Libia, Irán y Corea del Norte. Esta trama, que actuó durante más de 25 años, exportaba los componentes a través de Dubai, burlando las leyes internacionales y los controles gubernamentales.

CETEC y Traco Co. de Suiza; Elektronik Kontrol Aletleri de Turquía; Gulf Technical Industries establecida en Dubai; Hanbando Inc. y De Young Engineering de Corea del Sur; Döerrenberg Edelstahl, Krisch Engineering y Bikar Metalle de Alemania, establecidas en Singapur; Trade Fin Engineering de Sudáfrica y Mitutoyo de Japón, eran algunas de las principales empresas de la Red Jan, como se la conoce

públicamente. Y en cuanto a los colaboradores, son veintinueve las personas, entre presidentes, directores de departamento, financieros, etc., de estas empresas, que han sido juzgadas y algunas sentenciadas judicialmente, de semanas a años de cárcel, por fabricación y tráfico de componentes para la fabricación de bombas nucleares ().

El segundo responsable de la red de Abd al-Qadir Jan y su hombre de confianza parece ser que era BSA. Tahir, un ciudadano de Sri Lanka afincado en Dubai donde dirigía el Grupo SMB. Tahir era el ejecutivo más importante del SCOMI Group BHD de Malasia en cuya fábrica de Shah Alam se fabricaban los componentes de aluminio para las ultracentrifugadoras P-2 destinadas a Libia (). Esta empresa ubicada en Malasia:

“Les proporcionaba una cobertura perfecta para producir componentes de ultracentrifugadoras y enviarlos a los clientes de Jan por todo el mundo” ().

El empresario holandés Henk Slebos era el encargado de coordinar los suministros en la fábrica de Malasia que estaba dirigida técnicamente por, al menos, siete colaboradores de Jan pertenecientes su centro de investigación paquistaní KRL.

Tras varios años siguiendo pistas, en septiembre de 2003 agentes de Inteligencia norteamericanos y británicos interceptaron un barco cargado con dichos componentes, que procedente de Dubai atravesaba el canal de Suez con destino a Libia. A partir de ese momento se comenzó a dilucidar toda la red montada y salió a la luz que Libia estaba intentando desarrollar un programa nuclear clandestino, cuya infraestructura databa de los años ochenta cuando construyó, con la ayuda de la URSS, un centro de investigaciones nucleares en Tajoura, en la costa al este de Trípoli. Un par de meses más tarde y de forma sorpresiva, en diciembre de 2003, el coronel Muammar al Gaddafi renunciaba oficialmente al desarrollo de fabricación de armas NBQ ().

La red ilegal de Jan no parece haber desaparecido. Según el Subcomité Norteamericano para el Terrorismo Internacional y Noproliferación:

“Irán ha reconstruido la red con objeto de conseguir componentes prohibidos para su programa nuclear y de misiles balísticos, principalmente a partir de empresas europeas, norcoreanas, rusas, habiendo incluido algunos intermediarios de Jan en el proceso” ().

SITUACIÓN POLÍTICA ACTUAL CON RESPECTO AL TERRORISMO

La estabilidad de la que gozan determinados grupos terroristas en estos momentos es una consecuencia de la política de alto riesgo llevada a cabo por las dos potencias norteamericana y soviética durante la guerra fría. El fin de ésta y el colapso de la URSS abrió una especie de “caja de Pandora” donde sus estrategias para desestabilizarse mutuamente en escenarios con conflictos de baja intensidad, o el apoyo a regímenes corruptos para asegurarse el suministro de materias primas, o el patrocinio directo o indirecto a grupos terroristas, ha dado como resultado un desequilibrio cada vez más alarmante donde, por razones no tan fáciles de dilucidar, algunos países consideran a determinados grupos terroristas como representantes válidos de causas políticas o de reivindicaciones históricas. Esta actitud tiene como consecuencia la debilitación de sistemas fundamentales como la democracia y la actuación de la justicia vinculada a un derecho internacional cada vez más alejado de la realidad.

“Hemos entrado en un nuevo escenario donde se ha pasado, entre otras cosas, de la defensa territorial a la seguridad compartida y a la defensa colectiva, etc; de unas amenazas concretas a otras múltiples y complejas. Se han multiplicado los ataques terroristas, la guerra tradicional está dejando paso a las guerras asimétricas, actúan tanto sujetos estatales como no estatales... Se trata de dialogar, cooperar o asociarse con aquellos estados emergentes y poderes de segundo orden como pueden ser Brasil, Indonesia, Irán, México, Pakistán o Suráfrica con el propósito de alcanzar la máxima estabilidad mundial (). Con estas palabras el general Jesús Rafael Argumosa define muy acertadamente la situación, que pone de manifiesto que el terrorismo internacional no puede ser tratado como un fenómeno aislado, sino como el responsable de la gran incertidumbre que sobre seguridad internacional se cierne sobre las naciones en el siglo XXI.

Técnicas de terrorismo nuclear

El terrorismo nuclear puede producirse de varias maneras: con bombas sucias o radiactivas, con bombas atómicas rudimentarias y a través del ataque con medios convencionales a las instalaciones nucleares.

Las *bombas sucias* o radiactivas (conocidas en la terminología anglosajona como RDD (*Radiological Dispersion Devices*) son bombas de explosivo convencional que

tienen adosadas un recipiente que contiene materiales radiactivos. Estos materiales pueden ser obtenidos principalmente de los desechos de los servicios de medicina nuclear de los hospitales, de determinadas industrias y más difícilmente de los residuos de las instalaciones nucleares.

Las *bombas atómicas rudimentarias* IND (*Improvised Nuclear Devices*) son bombas atómicas o de fisión nuclear que, debido a un proyecto deficiente y a un control inadecuado de sus componentes, producen al explotar una energía inferior al kilotón.

El *ataque convencional a instalaciones nucleares* ANF (*Attack to Nuclear Facilities*) es el realizado directamente con explosivos convencionales o por el impacto con vehículos con explosivos, gasolina, keroseno, etc., a estas instalaciones.

Sin embargo, no todas estas acciones terroristas tienen la misma probabilidad de que se lleven a cabo, ni tampoco producen daños biológicos análogos. La probabilidad de que los terroristas islamistas hagan explotar una bomba sucia es elevada, pero el daño biológico que produce puede hacerse que sea reducido. Sin embargo, la probabilidad de que hagan explotar una bomba atómica rudimentaria es muy pequeña, aunque el daño biológico que produciría sería considerable. En el caso de un ataque convencional a una instalación nuclear del mundo occidental, la probabilidad de que se produzca es intermedia entre los casos anteriores, pero el daño biológico producido sería pequeño.

Los medios que un país debe emplear para prevenir y, en último caso, atenuar los efectos del terrorismo nuclear deben ser proporcionales al riesgo nuclear que originan estos efectos, definido éste como el producto de los dos factores anteriores, la probabilidad de que se produzca por el daño biológico producido. Cuantificando los factores anteriores, se obtiene un riesgo nuclear análogo en el caso del empleo de bombas sucias y en el de bombas atómicas rudimentarias y algo menor en el caso de ataque a las instalaciones nucleares, según se indica en el cuadro 1.

	Probabilidad de que se produzca un ataque	Daño biológico producido	Riesgo nuclear prob. x daño
Bombas sucias RDD	grande	pequeño	Medio
bombas atómicas Rudimentarias IND	pequeña	grande	Medio
ataque convencional a instalaciones nucleares ANF	mediana	mediano	pequeño

Bombas sucias

Al explotar el explosivo convencional, los materiales radiactivos pueden vaporizarse o convertirse en aerosol dispersándose y contaminando una zona cuya extensión depende de la cantidad de explosivo convencional, de la clase de materiales radiactivos, si están en estado sólido o líquido, del viento local, de la disposición de las edificaciones, de la orografía del terreno, etc. Así pues, el cálculo de los efectos depende de tal cantidad de variables que todavía no se ha desarrollado un código de cálculo fidedigno que simule estos efectos.

RADIOISÓTOPOS EMPLEADOS EN LAS BOMBAS SUCIAS

Actualmente hay más de tres millones de fuentes radiactivas que pueden emplear los terroristas en la construcción de las bombas sucias y que han sido clasificadas por el OIEA en cinco categorías, de más a menos toxicidad radiológica. En la *categoría Primera*, se encuentran los radioisótopos de los generadores termoeléctricos empleados en los satélites (Sr-90, Pu-238); en la esterilización de alimentos y material sanitario (Co-60, Cs-137) y en la teleterapia para el tratamiento del cáncer (Co 60, Cs 137). En la *categoría Segunda*, están los radioisótopos empleados en la gammagrafía industrial para el análisis de soldaduras y para la prueba de materiales (Co-60 e Ir-192) y en la braquiterapia para el tratamiento del cáncer (Co-60, Ir-192). En las *categorías Tercera a Quinta*, se encuentran los radioisótopos empleados en los laboratorios de física nuclear y biología; en las moléculas marcadas en investigaciones médicas y biológicas y en la Tomografía por Emisión de Positrones (PET). A continuación se indican los principales radioisótopos empleados en las bombas sucias:

Al inhalar o ingerir emisores *alfa* o *gamma*, éstos se depositan preferentemente en los pulmones; mientras que los emisores *beta*, como el Sr-90, se depositan en los pulmones y en los huesos, el I-131 en el tiroides, etc. En el caso de que estos emisores estén en contacto con la piel, los emisores *alfa* no producen efectos apreciables, los *beta* pueden producir quemaduras graves y los *gamma* penetran profundamente en el cuerpo.

- Cobalto (Co_{27}^{60}), de semivida 5.3a, emite *beta* de 0.3 MeV y γ de 1,3 MeV*.
- Estroncio (Sr_{38}^{90}), de semivida 28.1a, emite *beta* de 0.5 MeV.

- Yodo (I^{131}_{53}), de semivida 8.0d, emite *beta de 0,6 MeV y gamma de 0,4 MeV*.
- Cesio (Cs^{137}_{55}), de semivida 30.0a, emite *beta de 1,2 MeV y gamma de 0,6 MeV*.
- Iridio (Ir^{192}_{77}), de semivida 74d, emite *beta de 0,7 MeV y gamma de 0,6 MeV*.
- Polonio (Po^{210}_{84}) de semivida 138.4d, emite *alfa de 5,31 MeV y gamma de 0,8 MeV*.
- Radio (Ra^{226}_{88}), de semivida 1600a, emite *alfa de 4,78 MeV y gamma de 0,2 MeV*.
- Plutonio (Pu^{238}_{94}), de semivida 86.4a, emite *alfa de 5,50 MeV y gamma de 0,1 MeV*.
- Americio (Am^{241}_{95}), de semivida 433a, emite *alfa de 5,49 MeV y gamma de 0,8 MeV*.

*En *cursiva* la partícula que produce mayor daño biológico.

EXPERIMENTOS CON BOMBAS SUCIAS

Al no existir ningún código de cálculo fidedigno que pueda simular los efectos de la explosión de una bomba sucia, se han llevado a cabo diversos experimentos. Entre ellos destacan los realizados en el año 1987 en Irak probando bombas sucias de hasta 100 kilogramos de explosivo convencional, pero sus efectos biológicos fueron escasos, por lo que se abandonó su fabricación. Durante años, Estados Unidos han experimentado con bombas sucias, pero debido a sus escasos efectos letales, fueron desechadas como armas militares. De los estudios y experimentos realizados se deduce que lo más probable es que los efectos letales producidos por la dispersión de los materiales radiactivos sean análogos ó inferiores a los producidos por el explosivo convencional, según se empleen fuentes radiactivas en las categorías *primera y segunda* o de las *categorías tercera a quinta*.

Debido a estos resultados, las bombas sucias no tienen interés militar como armas tácticas, sin embargo son de gran interés para los terroristas por sus efectos económicos y psicológicos. La descontaminación de la zona afectada puede costar desde varios centenares de millones de euros a unos pocos millones, según que la fuente radiactiva empleada sea de la *categoría primera a segunda* o de la *tercera a quinta*.

Un manejo adecuado de la situación por los terroristas puede crear situaciones de caos y pánico entre la población no adiestrada, por lo que las bombas sucias son consideradas como *bombas creadoras de pánico* produciendo costes de descontaminación muy elevados.

PÉRDIDA DE FUENTES RADIATIVAS

Antes del 11-S, solamente en Estados Unidos no habían sido localizadas más de 1.500 fuentes radiactivas denominadas por la OIEA *fuentes huérfanas*. Después del 11-S se fueron localizando muchas de ellas: una se encontró en la chatarra de una planta de reciclado de acero, otra pasó los controles de otra planta y fue fundida en barras de acero para hormigón armado, etc. En la antigua URSS habían zonas valladas en Siberia donde se almacenaban materiales radiactivos de desecho. En el año 1987 unos chatarreros cogieron de una clínica abandonada de Goiania (Brasil) una fuente de cesio 137 (de 450 TBq), produciendo la muerte a 4 personas, además la descontaminación de la zona costó varios millones de euros. En el año 2001 unos leñadores encontraron en los bosques de Georgia un generador isotópico (estroncio 90) que emplearon como estufa.

Existe el riesgo de que se produzcan pequeños descuidos, o que alguien del personal encargado de las fuentes radiactivas, bien porque pertenezca a grupos terroristas o por afinidad hacia ellos (religiosa, sentimental, etc.), vaya sustrayendo algunas de ellas, con las que los terroristas puedan fabricar bombas sucias.

MEDIDAS A TOMAR EN EL CASO DE LA EXPLOSIÓN DE UNA BOMBA SUCIA

En el caso de explotar una bomba sucia, deben de tomarse una serie de medidas eficaces y de fácil aplicación, con objeto de evitar la confusión y el caos.

Los Servicios de Protección Radiactiva deberían acudir inmediatamente al lugar de la explosión instalando una tienda de campaña con depósitos de agua a presión, ropa limpia y bolsas de plástico para aislar la ropa sucia.

Las personas próximas al lugar de la explosión deben dirigirse a la tienda de campaña par lavarse y ponerse ropa limpia, evitando de este modo contaminarse con las partículas que puedan haberse adherido a la ropa o a la piel. Posteriormente, deben ser examinadas para comprobar si han inhalado o ingerido partículas radiactivas.

La población más alejada del lugar de la explosión, debe alejarse de la zona, cubriéndose la boca y la nariz con un pañuelo y yendo lo antes posible a un lugar cerrado. En los locales próximos al lugar de la explosión, se deben cerrar puertas y ventanas y desconectar los aparatos de aire acondicionado, para evitar la entrada de partículas radiactivas.

Se debe encender la radio o la televisión para recibir instrucciones de las autoridades exclusivamente. Y nunca hacer caso a los rumores ni al sensacionalismo. Salvo el personal de protección radiactiva, en ningún caso debe permitirse que nadie se acerque al lugar de la explosión.

Tampoco debe salirse precipitadamente de la ciudad, ni coger el coche, ni ir a buscar a la familia. En los colegios, empresas y otros lugares de reunión se deben seguir las normas anteriores. En caso contrario sólo se conseguiría producir un caos circulatorio que entorpecería el movimiento de los equipos de protección.

Hay que tener en cuenta que, con objeto de sembrar el pánico y el caos, lo primero que van a hacer los terroristas es ponerse en contacto con las emisoras de radio y de televisión para comunicarles que la contaminación radiactiva se extiende por toda la ciudad, afectando a la mayoría de sus habitantes. Por lo tanto, las autoridades deben prevenir a todas las emisoras para que solamente transmitan sus instrucciones. No hay que olvidar que algunas televisiones son propicias a propagar noticias catastróficas, sobre todo cuando se trata de cuestiones nucleares.

Después de la explosión, los servicios de protección radiactiva deben comenzar la descontaminación de edificios en donde la dosis radiactiva sea superior a la permitida. La descontaminación puede costar de centenares de millones de euros a menos de un millón, según que la fuente empleada haya sido de la *categoría primera a segunda* o de la *tercera a quinta* (de unos 300 millones de euros a un millón de euros por kilómetro cuadrado).

Si se cumplen las normas anteriores, es muy probable que los casos letales producidos por la dispersión de los materiales radiactivos sean análogos o inferiores a los producidos por el explosivo convencional empleado.

Bombas atómicas rudimentarias

Son bombas atómicas o de fisión nuclear que se basan en los mismos principios que las descritas en el capítulo cuarto «Proliferación nuclear», p. 00, pero que debido a

un inadecuado control de calidad de sus materiales y a un proyecto deficiente, producen al explotar una pequeña fracción de la energía nominal para la que fueron construidas, generalmente sólo una fracción de kilotón.

Aunque existen dos métodos para explotar una bomba atómica: el de proyectil, empleando únicamente uranio enriquecido, y el de implosión con uranio o plutonio enriquecido, el primero es el preferido por los grupos terroristas.

Las bombas atómicas por el método del proyectil, figuras 1 y 2 de las pp. 00-00, pueden construirse en países de baja tecnología o por grupos terroristas con alguna capacidad técnica, siempre que dispongan de más de 20 kilogramos de uranio enriquecido al 94% (94% de uranio 235, 0,6% de uranio 238) o de más de 35 kilogramos de uranio enriquecido al 50%.

Una vez que dispongan del uranio enriquecido, los restantes componentes de la bomba pueden fabricarse sin dificultad especial. Tanto el uranio enriquecido como los restantes componentes pueden transportarse e introducirse en el país elegido para el atentado, a través de los puertos y aeropuertos públicos y privados y de las fronteras terrestres, siguiendo, por ejemplo, el camino empleado en el tráfico de drogas. El montaje de los componentes de la bomba está al alcance de equipos con experiencia técnica. El problema para los grupos terroristas consiste en adquirir el uranio enriquecido y transformado en uranio metálico. Actualmente, el uranio enriquecido puede obtenerse en las plantas de enriquecimiento por ultracentrifugación, bien clandestinamente con la ayuda del personal de estas plantas, o con el consentimiento del país que dispone de ellas y que mantenga con los grupos terroristas afinidades religiosas, intereses económicos, o ambos casos a la vez.

Las bombas atómicas por el método de implosión, figuras 3 y 4 de las pp. 00-00, emplean más de 5 kilogramos de plutonio enriquecido al 94% o más de 20 kilogramos de uranio enriquecido al 94%. Por cuestiones de tamaño que dificulta su construcción, estas bombas son casi exclusivamente de plutonio. El proyecto y fabricación de este tipo de bomba atómica es muy complejo. Para obtener una onda de choque que comprima la esfera hueca de plutonio hasta transformarla en una esfera maciza, se necesita colocar alrededor de la bola de plutonio un sistema de lentes de explosivo convencional (baratol y exógeno) con sus respectivos detonadores. Tanto las lentes de explosivo convencional como la bola hueca de

plutonio deben obtenerse por fusión en vacío para evitar cavidades que distorsionen la propagación de la onda de choque. Para hacer explotar la bomba hay que dar fuego simultáneamente a todos los detonadores de las lentes (técnicamente, con errores inferiores a la milmillonésima de segundo). Todo esto hace que la fabricación de estas bombas esté solamente al alcance de países de tecnología avanzada, pero difícilmente al alcance de grupos terroristas. Por otro lado, el plutonio apto para bombas atómicas debe estar enriquecido al 94% en Pu-239, obteniéndose de los elementos combustibles de un reactor nuclear irradiados solamente de un 3% a un 10% del tiempo que se les irradiaría cuando el reactor operase comercialmente. Como los elementos combustibles irradiados son altamente radiactivos, deben manejarse en celdas calientes. Aunque quizás esto no sería decisivo para los terroristas islamistas, ya que decenas de ellos escogerían inmortalizarse manejando el plutonio en vez de morir explotando sus cinturones o mochilas con explosivos convencionales. Por otro lado, el desmantelamiento en componentes de este tipo de bomba atómica es muy complejo.

TRÁFICO ILEGAL DE URANIO Y PLUTONIO

La ITDB de la OIEA detectó en el período 1993-2004, 196 casos de tráfico ilegal de uranio y plutonio, en cantidades muy inferiores a las necesarias para fabricar una bomba atómica (mas de 20 kilogramos de uranio y cinco kilogramos de plutonio, ambos enriquecidos al 94%). En el cuadro 2 se indican los 18 casos mas importantes, y entre estos, los casos de los 2.972 gramos de uranio altamente enriquecido robado a una instalación nuclear y detectado por la policía en San Petersburgo y los 363,4 gramos de plutonio comercial, en forma de óxidos mixtos de uranio y plutonio, detectados en la aduana del aeropuerto de Múnich.

24/05/1993	Vilna (Lituania)	150 g U altamente enriquecido
--/03/1994	San Petersburgo (Rusia)	2972 g U altamente enriquecido
10/05/1994	Tengen-Wiechs (Alemania)	6,2 g Pu comercial
13/06/1994	Lands Hut (Alemania)	0,8 g U altamente enriquecido
25/07/1994	Munich (Alemania)	0,24 g Pu en PuO ₂ -UO ₂ comercial
10/08/1994	Aeropuerto de Munich (Alemania)	363,4 g Pu en PuO ₂ -UO ₂ comercial
14/12/1994	Praga (República Checa)	2730 g U altamente enriquecido
--/06/1995	Moscú (Rusia)	1700 g U altamente enriquecido
06/06/1995	Praga (República Checa)	0,4 g U altamente enriquecido
08/06/1995	Ceske (República Checa)	16,9 g U altamente enriquecido
29/05/1999	Rousse (Bulgaria)	10 g U altamente enriquecido
02/10/1999	Kara-Balta (Kyrgyzstan)	¿ ? Pu comercial
19/04/2000	Batumi (Georgia)	770 g U altamente enriquecido
16/09/2000	Aeropuerto de Tbilisi (Georgia)	0,4 g Pu comercial
28/01/2001	Asvestochori (Grecia)	3 g Pu comercial
16/07/2001	París (Francia)	0,5 g U altamente enriquecido
26/06/2003	Sadahlo (Georgia)	170 g U altamente enriquecido

ROBO DE UNA BOMBA ATÓMICA O DE SUS COMPONENTES

Se ha escrito abundantemente sobre el posible robo en un país nuclear de una bomba atómica o de sus componentes, especialmente durante el desmoronamiento de la URSS. Sin embargo, aunque durante esta época sus dificultades económicas y el desorden fueron alarmantes, parece ser que se tuvo un control adecuado del arsenal nuclear.

Durante años, la URSS fue fabricando bombas atómicas de la fracción del kilotón, transportables en maletas de reducido tamaño. El general soviético Alexander Lebed, denunció, sin aportar ninguna prueba, que 134 de estas bombas habían desaparecido. Sin embargo, el Ministerio de Defensa ruso declaró que su arsenal estaba intacto.

En cuando al robo de componentes, el peligro radica en que por motivos económicos y principalmente religiosos, científicos y técnicos o el personal que interviene en la fabricación de armas nucleares, principalmente en países musulmanes, como Pakistán y, si no se evita en un futuro próximo, en Irán, puedan ir sustrayendo componentes que permitan a los terroristas islamistas montar una bomba atómica del tipo proyectil.

ROBO DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES IRRADIADOS

El robo por grupos terroristas de elementos combustibles irradiados tiene como objetivo su empleo en las bombas sucias o, en último caso, para fabricar una bomba atómica rudimentaria del tipo del proyectil que, según se indicó anteriormente, tendría una probabilidad prácticamente nula de que explosionase, pero podría producir un fogonazo con la liberación de radiactividad.

Sin embargo hay que señalar que el robo de estos elementos combustibles irradiados de la piscina de enfriamiento de una central nuclear o durante su transporte a una planta de reelaboración del plutonio, presenta grandes dificultades: su gran peso (cerca de una tonelada), su elevada radiactividad, tener que eludir los sistemas de vigilancia y seguridad, etc.

Hay que tener en cuenta que el manejo sin protección de cinco kilogramos de combustible irradiado hace 25 años, produciría actualmente una dosis letal del 50%.

SITUACIÓN ACTUAL DEL URANIO ALTAMENTE ENRIQUECIDO

EN LOS REACTORES EXPERIMENTALES Y PRODUCTORES DE RADIOISÓTOPOS

Existen en la actualidad unos 140 reactores experimentales o para la producción de radioisótopos repartidos por todo el mundo y diez de alto flujo neutrónico para prueba de materiales, los cuales consumen anualmente 400 kilogramos de uranio altamente enriquecido. Hay unos 70 conjuntos subcríticos y críticos repartidos por todo el mundo y varios reactores pulsados para la prueba de materiales que emplean todos ellos uranio altamente enriquecido.

En el año 1996, Estados Unidos, Rusia y la OIEA firmaron un acuerdo para transformar los elementos combustibles de estos reactores con uranio altamente enriquecido en otros con uranio de bajo enriquecimiento (<20%).

Después del ataque terrorista del 11-S, se fijaron los años 2010 y 2019 para que Rusia y Estados Unidos repatriasen, respectivamente, todo el uranio altamente enriquecido de estos reactores. En el año 2005 se habían transformado 41 reactores.

EFFECTOS DE LA EXPLOSIÓN NUCLEAR

En la explosión de una bomba atómica rudimentaria se produciría una energía que, como máximo, sería del orden del kilotón y cuyos efectos se reflejan en el cuadro 3.

Inicialmente, un 5% de la energía de la fisión se emite como radiación inicial de partículas *alfa* (núcleos de helio), *beta* (electrones), *gamma* y neutrones que producirían una dosis letal en un radio de unos 350 metros.

Después, un 35% de la energía de la fisión se emite como onda térmica, principalmente en la forma de rayos X blandos, que producirían quemaduras de segundo grado en un radio de unos 700 metros.

Por último, un 50% de la energía de la fisión se emite como onda de choque que destruiría irreparablemente los edificios situados en un radio de unos 650 metros. En el caso de que la explosión se produjese en una ciudad con gran densidad de edificios de hormigón armado, los radios anteriores se reducirían considerablemente.

Posteriormente, un 10% de la energía de fisión se emite como la lluvia radiactiva en la dirección del viento local que incrementaría el número de víctimas que no estuviesen en refugios adecuados.

La dosis radiactiva disminuye con el tiempo siguiendo aproximadamente la *Ley del Siete*; al cabo de siete horas la dosis radiactiva se reduce a 1/10 de la dosis que

habría en la primera hora; al cabo de 7 por 7 = 49 horas, unos dos días, se reduce a 1/100; al cabo de 7 por 7 por 7 = 343 horas, unos 14 días, se reduce a 1/1.000; al cabo de 7 por 7 por 7 por 7 = 2.401 horas, unos 100 días, se reduce a 1/10.000, etc. Es decir, al cabo de dos semanas las Fuerzas Armadas no protegidas frente a la radiactividad podrían transitar (sin pararse) por la zona afectada. A los tres meses se podrían ocupar temporalmente los edificios no afectados por la explosión.

Si se lleva a cabo una descontaminación eficaz, estos tiempos se pueden reducir adecuadamente.

Cuadro 3.- Efectos producidos por la explosión de una bomba atómica rudimentaria (de un kilotón) de posible uso terrorista.

Fenómeno	Efecto	Radio de cada efecto (metros)
Radiación inicial de partículas <i>alfa</i> , <i>beta</i> , <i>gamma</i> , <i>n</i> (5% de la energía producida)	Dosis letal del 100%	350
Onda térmica (35% de la energía producida)	Quemaduras de segundo grado	700
Onda de choque (50% de la energía producida)	Sobrepresión de 0,35 atmósfera destrucción irreparable de edificios	650

Estos radios pueden reducirse a menos de la mitad cuando la explosión se produce en zonas de alta concentración de edificios con estructuras de hormigón armado o acero.

Bibliografía

1. Albright, D. *Securing Pakistan's Nuclear Weapons Complex*. Paper commissioned and sponsored by the Stanley Foundation for the 42nd Strategy of Peace Conference. October 25-27, 2001. Institute for Science and International Security.
2. Albright, D and Higgins, H. *Does Al Qaeda Have Nuclear Materials?*. Institute for Science and International Security. March 1, 2002.
3. Allison, G. *Nuclear Terrorism. The ultimate preventable catastrophe*. Owl Books. New York. 2005.
4. Argumosa Pila, Jesús R. El "Gran Juego" del Siglo XXI. Revista Ejército – N. 789. Diciembre de 2006.
5. Bukharin, O., von Hippel, F. and Weiner, S. K. *Conversion and Job Creation in Russia's Closed Nuclear Cities: An Update Based on a Workshop Held in Obninsk, Russia, June 27-29, 2000* (Princeton, NJ: November 2000).
6. Butler, K, Salama, S. & Spector, L.S.. *Special Report: The Khan Network. Where is the Justice?*. Bulletin of the Atomic Scientists. November/December 2006.
7. Escudé, C. Estado del Mundo. Ariel. Grupo Editorial Planeta. Buenos Aires. Noviembre de 1999.

8. García San Pedro, J. *Concepto de Terrorismo*. Terrorismo Internacional en el siglo XXI. X Curso Internacional de Defensa. Jaca, 16-20 de septiembre de 2002. Ministerio de Defensa. Secretaría General Técnica. 2003.
9. Martín, A. *Terrorismo en la Unión Europea. El caso español*. Terrorismo Internacional en el siglo XXI. X Curso Internacional de Defensa. Jaca, 16-20 de septiembre de 2002. Ministerio de Defensa. Secretaría General Técnica. 2003.
10. Kraser, G. Planning for Countering Nuclear Terrorism. Motivation and Redirection: Rationale and Achievements in the Russian Closed Cities. Countering Nuclear and Radiological Terrorism. NATO Security through Science Series-B: Physics and Biophysics. Springer. 2006.
11. Kunin, V. *¿Se dejará de subdividir a los terroristas en malos y buenos?*. El Mensajero ruso. N° 2 (13) Febrero de 2002.
- Napoleoni, L. Yihad. Cómo se financia el terrorismo en la nueva economía. Urano Tendencias.2004.
13. Norris, R.S. and Kristensen, H.M. Global nuclear stockpiles, 1945-2006. Nuclear Notebook. Prepared by the Natural Resources Defense Council. Bulletin of Atomic Scientists. July/August 2006.
14. Parfitt, T. *The Nuclear Nightmare*. The Times (London), 3 March 2004.
- Rowland, R. "Secret Cities of Russia and Kazahstan in 1998", Post-Soviet Geography and Economics, 1999, 40, N° 4, pp. 281-304.
- Ryan, M. States of Failure. Bulletin of the Atomic Scientists. May/June 2007. Pp.52-57.
17. Shelley, L. and Orttung, R. Criminal Acts. How organized crime is a nuclear smuggler's new best friend. The Bulletin of Atomic Scientists. September/October 2006.
18. Serebrennikov, R. "2002 Saw Several Thefts of Nuclear Materials, Isotope Products in Russia". ITAR-TASS, March 5, 2003.
19. Pape, Robert A. *Dying to Win. The Strategic Logic of Suicide Terrorism*. Random House. N. York. 2005.
20. Taibo, C. *Rusia en la era de Putin*. Catarata. Madrid 2006.
21. Taibo, C. Putin. *Un zar en el imperio de los espías*. Magazine. XL Semanal. ABC. N° 1004. 21-27 de enero de 2007.
22. The Wall Street Journal. *Kofi and U.N. 'Ideals'. Rwanda, Dafur, Iraq and Oil for Food* December 14, 2006.
23. Velarde, G., Carpintero Santamaría, N. *Aspects on the non-proliferation measures*. NATO Workshop on Countering Nuclear/Radiological Terrorism. Yerevan (Armenia) 2-6 October 2005.
24. Velarde, G., Carpintero Santamaría, N. *Terrorismo Nuclear*. Rev. Aero. y Astron. Marzo 2006.
25. Wolfsthal, J.B. *Surveying the nuclear cities*. Bulletin of Atomic Scientists. July/August 2001. pp.15-17.
http://www.securitydefenceagenda.org/news_detail.asp?ID=828&frame=yes
www.iaea.org
www.whitehouse.gov/news/releases/2006/07/print/20060715-3.html
<http://www.state.gov/t/isn/rls/fs/75845.htm>
<http://nti.org/db/nistralf/2005/20050250.htm>
http://www.nti.org/e_research/cnwm/threat/anecdote.asp
www.centroculturalruso.org
<http://www.whitehouse.gov>
<http://www.un.org>
<http://www.nti.org>
<http://actualidad.terra.es/articulo/htm/av2755397.htm>
<http://untreaty.un.org>

RESUMEN

RESUMEN

España afronta el futuro con un importante problema energético. Las energías fósiles representan el 82% del consumo de energía primaria y el autoabastecimiento en estas energías fósiles es solamente del 5%, frente al 35% en la Unión Europea-25 y el 65% en Estados Unidos. Nuestra dependencia del petróleo es una de las más altas del mundo.

Consecuencia de la estructura del consumo de energía primaria son las emisiones causantes del efecto invernadero. Actualmente las emisiones de CO₂ superan en un 50% las del año 1990, muy por encima de nuestros compromisos para el periodo 2008-2012 que sitúan el límite en un incremento del 15%. Con estas limitaciones, la instalación de nuevas centrales térmicas de gas natural de ciclo combinado, con baja inversión y tiempos de ejecución reducidos, tiene el inconveniente de las emisiones de CO₂, aun cuando éstas sean muy inferiores a las producidas en centrales térmicas convencionales.

Es por ello importante considerar la viabilidad de energías limpias como son las biomásas, la eólica, la solar y las nucleares de fisión y de fusión.

Las biomásas representan el 10,4% del consumo mundial de energía primaria y las restantes renovables (excluida la hidroeléctrica) el 0,5%. En los países desarrollados, las aplicaciones más importantes de las biomásas son las producciones de bioetanol, biodiésel y la generación de electricidad. El desarrollo tecnológico de biocombustibles de segunda generación puede ser una alternativa a las gasolinas y gasóleos minerales.

En cuanto a la energía eólica, ésta ha adquirido un gran desarrollo en España habiendo conseguido reducir un 80% sus costes de producción en las últimas dos décadas y considerándose factible suministrar el 16% de la demanda eléctrica para el año 2010. A medida que se vayan saturando nuestros parques eólicos terrestres de aceptable factor de utilización, habrá que considerar su implantación en terrenos complejos, en zonas con condiciones climáticas extremas y en nuestra limitada plataforma marina. Para compensar la reducción de la velocidad del viento habrá que aumentar la longitud de las palas (al reducirse la velocidad a la mitad, para

obtener la misma potencia, habría que aumentar la envergadura de las palas casi tres veces). Actualmente se encuentra en desarrollo el empleo de aereogeneradores de 8 megavatios con palas de 160 metros de envergadura (el aereogenerador tendría una altura de una casa de 50 pisos).

Sin embargo, la energía eólica tiene algunos inconvenientes que es preciso tener en cuenta. En primer lugar, es una energía intermitente que no aporta garantía de potencia, lo que exige disponer de centrales convencionales en reserva para los periodos con vientos de baja intensidad. Por otro lado, debe consumirse cuando se produce y si coincide la máxima producción eólica con la baja demanda y la potencia eólica disponible es alta, se pueden producir distorsiones en el conjunto del sistema eléctrico. Asimismo, es más cara que la nuclear de fisión o la de gas en centrales de ciclo combinado, por lo que requiere subvenciones importantes que se está considerando reducir.

La energía solar presenta en España un futuro prometedor, encontrándose en fase de investigación y desarrollo la energía solar térmica de alta temperatura y el de nuevas células solares, como los de puntos cuánticos, del tamaño de un nanómetro, con alto rendimiento y coste muy reducido.

En estas condiciones y en el momento actual, la energía de fisión nuclear se presenta como la solución óptima. En un futuro próximo, según se vayan comercializando los procesos de investigación actuales: captura y almacenamiento de CO₂, energía solar térmica de alta temperatura, células solares de bajo coste y alto rendimiento, etc., se irán incorporando al parque energético español.

La energía de fisión nuclear es actualmente la energía más barata, después de la hidroeléctrica, no emite gases de efecto invernadero, y es de las más seguras en cuanto a operación. Desde el año 1943 se han ido analizando los tipos de reactores nucleares que siendo intrínsecamente seguros podrían emplearse para la producción de energía eléctrica, descartándose desde un principio los de grafito agua ligera, base del reactor de Chernóbil, por ser intrínsecamente inseguros (al aumentar la temperatura aumenta el número de fisiones y, por tanto, la energía producida, originando un aumento adicional de temperatura y así hasta que se funde el reactor). Los reactores tipo Chernóbil son óptimos para producir plutonio para las armas nucleares, debiendo disiparse la energía producida en la atmósfera y no utilizarla para producir energía eléctrica. La Unión de Repúblicas Socialistas

Soviéticas, en contra de la opinión científica internacional, empleó este tipo de reactores para producir la mayor parte del plutonio de las 45.000 cabezas nucleares que fabricó, aprovechando la energía térmica para producir energía eléctrica. Ningún Consejo de Seguridad Nuclear del mundo democrático hubiese autorizado este tipo de reactores. El accidente de Chernóbil fue un accidente anunciado, que ha producido 47 muertos y 3.940 enfermos de cáncer de tiroides que, debido al tratamiento médico recibido, han sobrevivido estos 20 años.

El problema de los residuos radiactivos está en vías de solución con el almacenamiento temporal centralizado, y, quizás, en un futuro próximo con el transmutador de residuos de vida larga que les transmutaría en residuos de vida corta. Las 3.000 toneladas que hay en el mundo de residuos de vida larga y las 60 en España se transformarían en 30 y 0,6 toneladas, respectivamente.

Desde el punto de vista económico, la muy alta dependencia exterior de España de energía primaria crea una realidad muy preocupante para nuestro futuro. La exposición de trece fortísimos choques energéticos experimentados por España a partir de finales del siglo XIX y a lo largo de todo el siglo XX, lo prueba de modo categórico. Como además la elasticidad PIB/consumo de energía es en España radicalmente dispar de la del resto de los países de la OCDE, exigiendo para cada aumento de una unidad PIB española más de una unidad adicional de energía, estos choques energéticos pasan a ser, desde el punto de vista económico, demoledores.

La efectiva liberación de los mercados de electricidad y gasistas constituye un factor esencial para potenciar la productividad de la economía española y la eficiencia de su abastecimiento energético, en el contexto del mercado único europeo de la energía.

La aplicación de la energía nuclear a la biología y a la medicina, en especial al diagnóstico y a la oncología, es cada vez más frecuente y con resultados más prometedores. Inicialmente se emplearon los rayos X, luego la Tomografía Axial Computerizada (TAC) y los radioisótopos en las moléculas marcadas. Más recientemente se está aplicando la boroneutroterapia (BNCT) y la Tomografía por Emisiones de Positrones (PET) entre otras.

Otra importante aplicación de la energía nuclear se da en los procesos industriales como la gammagrafía industrial, la medición de densidades, humedades, espesores

y niveles, el control de envasado, el empleo de trazadores en el transporte de fluidos, el análisis del desgaste de piezas y, recientemente, en el estudio de la dispersión de contaminantes en la atmósfera y el agua. Desde hace años se emplean los radioisótopos en la conservación de los alimentos y en la esterilización de utensilios médicos, principalmente jeringuillas.

Otra de las aplicaciones de la energía nuclear está en la propulsión naval y en el futuro también espacial y como fuente de energía eléctrica auxiliar en el espacio, ampliamente desarrollada por las potencias nucleares (Estados Unidos, Francia, Reino Unido y Rusia).

Sin embargo, cuando en un futuro se comercialice la energía de fusión nuclear, ésta irá desplazando a las actuales fuentes de energía masiva. La fusión nuclear es la energía de las estrellas y, en particular, de nuestro Sol y que nosotros pretendemos desarrollar en la Tierra. El combustible empleado está formado por los isótopos de hidrógeno: deuterio y tritio. El tritio se obtiene del litio y el deuterio se encuentra en el agua. La fusión del deuterio contenido en un litro de agua equivale a la combustión de 350 litros de gasolina. Por otra parte, todos los países tienen acceso al agua, con lo que desaparecería el chantaje energético a que estamos sometidos actualmente con el petróleo y el gas. Actualmente se están construyendo dos reactores experimentales de fusión por láser, uno en el Laboratorio Nacional Lawrence en Livermore (California) y el otro, en Burdeos (Francia). Pronto se empezará a construir un reactor de fusión por confinamiento magnético, ITER, en Cadarache (Francia).

Respecto a la proliferación nuclear, hay nueve países que disponen actualmente de armamento nuclear, los cinco del club Nuclear: Estados Unidos, Rusia, Reino Unido, Francia y China y los cuatro nuevos países nucleares: Israel, India, Pakistán y Corea del Norte. Irak tenía tres centros para el enriquecimiento del uranio, los de Al-Furat, Al-Sharkal y Al-Tarmiya, que fueron destruidos en la Primera Guerra del Golfo. Irán tiene en Natanz, y probablemente en Arak, plantas de ultracentrifugadoras para el enriquecimiento de uranio en fase de puesta a punto, pero que una vez en operación podrían producir el uranio enriquecido para 1 a 2 bombas atómicas al año.

El terrorismo nuclear representa la cara más perversa de la energía nuclear, del mismo modo que las armas químicas y las biológicas son la perversión de la química y de la biología molecular. El contrabando de fuentes radioactivas a través de zonas

muy complejas, algunas de ellas situadas en el estado de Georgia y el de componentes nucleares por parte de la red pakistaní supone un grave peligro para Israel y el mundo occidental.

En las técnicas de terrorismo nuclear hay que considerar el ataque con bombas sucias o radioactivas y con bombas atómicas rudimentarias, así como el ataque convencional a las instalaciones nucleares. Las bombas sucias son bombas productoras de pánico y su interés para los terroristas radica en sus efectos económicos y psicológicos. En el caso de las bombas atómicas rudimentarias, debido a un proyecto rudimentario y un control de calidad deficiente, al explosionar sólo produciría una fracción pequeña de la energía nominal para la que fueron proyectadas, generalmente de la fracción del kilotón. La probabilidad de que se produzca un ataque con bombas sucias es elevada aunque al daño biológico que producirían sería reducido. Lo contrario sucede con las bombas atómicas rudimentarias.

COMPOSICIÓN DEL GRUPO DE TRABAJO

Presidente: D. GUILLERMO VELARDE PINACHO
General de división del Ejército del Aire.

Secretaria general: D.^a NATIVIDAD CARPINTERO SANTAMARÍA
Secretaria general del Instituto de Fusión Nuclear (UPM).

Secretario: D. EMILIO JOSÉ PUERTO FUERTES
Teniente coronel del Ejército de Tierra.

Vocales: D.^a CAROLINA AHNERT IGLESIAS
Directora del Departamento de Ingeniería Nuclear (UPM).

D. RAFAEL CARO MANSO
Ex consejero del Consejo de Seguridad Nuclear.

D. JOSÉ LUIS DÍAZ FERNÁNDEZ
Vicepresidente de la Fundación Repsol YPF.

D. RICARDO MANSO CASADO
Ingeniero de Minas (Enresa).

D. MARIANO MARTÍN ROSADO
*Abogado del Estado y ex director jurídico de Campsa,
Compañía Logística de Hidrocarburos y Gas Natural.*

D. EMILIO MÍNGUEZ TORRES
Vicerrector de Gestión Académica y Profesorado (UPM).

D. JOSÉ MANUEL PERLADO MARTÍN
Catedrático de Física Nuclear (UPM).

D. MANUEL ROMERO ÁLVAREZ
Doctor de EERR (CIEMAT).

D. JUAN VELARDE FUERTES
Consejero del Tribunal de Cuentas.

Las ideas contenidas en este trabajo son de responsabilidad de sus autores, sin que refleje, necesariamente el pensamiento del CESEDEN, que patrocina su publicación.

ÍNDICE

	<u>Página</u>
SUMARIO.....	0
PRESENTACIÓN	0
<i>Capítulo primero</i>	
ESTRUCTURA DEL SECTOR ENERGÉTICO	00
Las energías fósiles.....	00
– Resumen y conclusiones.....	00
– Evolución del consumo mundial de energía primaria.....	00
– Evolución prevista del consumo de energía primaria.....	00
– Las energías fósiles I. El carbón.....	00
– Las energías fósiles II. El gas natural.....	00
– Las energías fósiles III. El petróleo.....	00
– Energía, tecnología y medio ambiente.....	00
– La situación de España.....	00
Energías renovables en el contexto energético actual.....	00
– Resumen.....	00
– Crisis energéticas y cambio de paradigma tecnológico	00
– España: una isla energética	00
– Los recursos renovables.....	00
– Tecnologías y retos tecnológicos	00
– El mercado de las EERR.....	00
– Conclusiones	00

	<i>Página</i>
Energía nuclear	00
— <i>Presentación científico-histórica</i>	00
— <i>El plutonio</i>	00
— <i>El torio</i>	00
— <i>El proyecto Manhattan</i>	00
— <i>Usos civiles</i>	00
Liberalización de los mercados españoles de electricidad y gasistas. 00	
— <i>Resumen</i>	00
— <i>Estado del proceso de liberalización de los mercados energéticos</i> ..	00
— <i>Balance de situación del proceso de liberalización</i>	00
— <i>Los proyectos de ley en tramitación</i>	00
— <i>Comentarios finales</i>	00
 <i>Capítulo segundo</i>	
CHOQUES ENERGÉTICOS SOBRE ESPAÑA.....	00
Resumen	000
Revolución Industrial y energía.....	000
Carbón y nacionalismo económico español	000
Cuando aparecen los hidrocarburos	000
La electricidad como ilusión.....	000
El cambio hacia los hidrocarburos	000
La energía nuclear como salida.....	000
Problemas finales	000
 <i>Capítulo tercero</i>	
TECNOLOGÍA NUCLEAR	00
Producción de energía eléctrica	00
— <i>Presentación. Energía núcleo-eléctrica</i>	000
— <i>La investigación en la seguridad</i>	000
— <i>Los reactores experimentales y de investigación</i>	000
— <i>Otros tipos de reactores</i>	000
Propulsión nuclear naval y energía nuclear en el espacio	00
— <i>Resumen</i>	000
— <i>Propulsión nuclear naval</i>	000
— <i>Propulsión nuclear militar</i>	000

	<u>Página</u>
— Propulsión nuclear civil	000
— Características de las instalaciones navales de propulsión nuclear	000
— Energía nuclear en el espacio	000
— Asuntos estratégicos para seguridad y defensa	000
La fusión nuclear	000
— Resumen	000
— Principios físicos básicos de la fusión nuclear	000
— Fusión confinamiento inercial: principios físicos	000
— Estado actual de las instalaciones de fusión nuclear	000
— Actividades de investigación y desarrollo en tecnología de fusión, hacia la comercialización	000
— Ventajas y dificultades en la consecución de la fusión nuclear	000
Aplicaciones no energéticas de la energía nuclear	000
— Resumen	000
— Medicina nuclear	000
— Procesos industriales	000
— Aplicaciones en agricultura	000
— Centros de investigación	000
Residuos radioactivos	000
— Introducción	000
— Definición y clasificación de los residuos radioactivos	000
— Origen de los residuos radioactivos	000
— Instalaciones generadoras de residuos radioactivos en España	000
— Inventario de residuos radioactivos a gestionar en España	000
— Estrategia para la gestión de los residuos RBMA	000
— Acondicionamiento de los residuos de operación de las centrales nucleares	000
— Entrega y transporte de bultos	000
— Verificación y aceptación	000
— Almacenamiento de residuos de RBMA	000
— Estrategia para la gestión de los residuos de RAA	000
— Estrategia para el tratamiento de los materiales residuales de mi- nería y fabricación de concentrados de uranio	000
— Estrategia para el desmantelamiento de centrales nucleares	000
— Organización administrativa para la gestión de los residuos radiac- tivos. Enresa	000
— Financiación de la gestión de los residuos radioactivos	000

	<u>Página</u>
La seguridad nuclear.....	000
— <i>Resumen</i>	000
— <i>Evolución de la seguridad nuclear</i>	000
— <i>Objetivos de la seguridad nuclear</i>	000
— <i>Principios fundamentales</i>	000
— <i>Pirámide normativa</i>	000
— <i>La seguridad nuclear en España</i>	000
— <i>Tendencias en la seguridad nuclear</i>	000
— <i>Reactores avanzados. Mejoras en seguridad</i>	000
 <i>Capítulo cuarto</i>	
COMPONENTES ESTRATÉGICOS DE LA SEGURIDAD Y DEFENSA.	00
Proliferación nuclear.....	00
— <i>Resumen</i>	000
— <i>Bombas atómicas</i>	000
— <i>Conclusiones sobre bombas atómicas de uranio por el método del proyectil</i>	000
— <i>Conclusiones sobre bombas atómicas de plutonio por el método de la implosión</i>	000
— <i>Política seguida en la proliferación nuclear</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Libia</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Argelia</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Pakistán</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Irak</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Irán</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Corea del Norte</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en Israel</i>	000
— <i>Proliferación nuclear en la India</i>	000
— <i>Instalaciones nucleares, número de armas nucleares y misiles de los países considerados</i>	000
Terrorismo nuclear.....	00
— <i>Resumen</i>	000
— <i>Introducción general</i>	000
— <i>Contrabando de componentes nucleares</i>	000
— <i>Técnicas de terrorismo nuclear</i>	000
— <i>Bombas sucias</i>	000
— <i>Bombas atómicas rudimentarias</i>	000

	<i>Página</i>
RESUMEN	000
COMPOSICIÓN DEL GRUPO DE TRABAJO.....	000
ÍNDICE.....	00