

ESCUELA UNIVERSITARIA INGENIERIA TÉCNICA INDUSTRIAL DE ZARAGOZA



ESTUDIO TECNOLÓGICO SOBRE LA ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN Y DE FUSIÓN

Proyecto fin de carrera

AUTOR: ALBERTO SANZ MONTESINOS

ESPECIALIDAD: MECÁNICA

DIRECTOR: MIGUEL ÁNGEL TORRES PORTERO /

MANUEL TORRES PORTERO

ÍNDICE

1	Introducción.....	7
2	Energía nuclear de fisión.....	10
2.1	Descubrimiento de la fisión y su desarrollo	10
2.2	Sector eléctrico español.....	26
2.2.1	Demanda eléctrica.....	26
2.2.2	Oferta eléctrica.....	29
2.2.3	Generación eléctrica de origen nuclear.....	33
2.3	Equipamiento energético nuclear e infraestructuras.....	37
2.3.1	Parque nuclear español.....	37
2.3.2	Instalación de almacenamiento residuos radiactivos sólidos (El Cabril).....	45
2.4	Industria española de fabricación de equipos	54
2.5	Aplicación salvaguardias integradas a las instalaciones Españolas.....	54
2.6	Plan general de residuos radiactivos.....	59
2.6.1	Introducción.....	59
2.6.2	Generación de residuos radiactivos.....	76
2.6.3	Líneas de actuación.....	84
2.6.4	Aspectos económicos – financieros	117
2.7	Proyecto Almacén Temporal Centralizado (ATC).....	126
2.7.1	Introducción.....	126
2.7.2	Características principales de las instalaciones....	133
2.7.3	Condiciones reguladoras.....	135
2.7.4	Criterios básicos para la selección del emplazamiento.....	137
2.7.5	Actualidad del ATC.....	141
2.8	Consejo de seguridad nuclear (CSN).....	143
2.8.1	¿Qué es el CSN?.....	143
2.8.2	Funciones.....	145
2.8.3	Plan estratégico.....	148
2.8.4	Recursos económicos y financieros.....	150

2.8.5	Relaciones institucionales.....	151
2.8.6	Relaciones internacionales.....	152
2.8.7	Comunicación.....	154
2.8.8	Información al público.....	156
2.9	Futuro de la energía nuclear de Fisión.....	159
2.10	Normativa aprobada y en elaboración.....	161
2.10.1	Normativa nacional aprobada.....	161
2.10.2	Normativa nacional en elaboración.....	162
2.10.3	Normativa comunitaria en elaboración.....	171
3	Energía nuclear de fusión.....	173
3.1	Fusión en la naturaleza.....	173
3.2	Historia de la fusión termonuclear.....	174
3.3	Principios básicos de la energía nuclear de fusión.....	176
3.4	Fusión fría.....	181
3.5	Física del plasma.....	184
3.5.1	Definición de plasma.....	184
3.5.2	Condiciones mínimas para la obtención de energía en un reactor de fusión: Criterio de Lawson e ignición.....	184
3.5.3	Confinamiento del plasma.....	187
3.5.3.1	Confinamiento gravitacional.....	187
3.5.3.2	Confinamiento inercial.....	187
3.5.3.3	Confinamiento magnético.....	189
3.5.3.3.1	Tokamak.....	190
3.5.3.3.2	Stellarators.....	192
3.5.4	Calentamiento del plasma.....	195
3.5.4.1	Calentamiento ohmico.....	195
3.5.4.2	Inyección de haz de neutro.....	196
3.5.4.3	Compresión adiabática.....	196
3.5.4.4	Calentamiento por radiofrecuencia.....	196

3.6	Proyectos de investigación.....	197
3.6.1	Proyecto ITER.....	197
3.6.1.1	Introducción ITER.....	197
3.6.1.2	Historia de ITER.....	198
3.6.1.3	Objetivos de ITER.....	201
3.6.1.4	La máquina.....	203
3.6.1.5	Emplazamiento de ITER.....	122
3.6.1.6	Costes de ITER.....	213
3.6.2	JET.....	215
3.6.2.1	Introducción de JET.....	217
3.6.2.2	Parámetros de JET.....	217
3.6.2.3	Hitos de JET.....	218
3.6.2.4	Logros científicos de JET.....	219
3.6.2.5	Objetivos de JET.....	220
3.6.3	MAST.....	221
3.6.3.1	Introducción del MAST.....	221
3.6.3.2	Parámetros del MAST.....	221
3.6.3.3	Hitos del MAST.....	222
3.6.3.4	Objetivos y logros del MAST.....	223
3.6.4	Wendelstein 7-X.....	224
3.6.4.1	Introducción del W 7-X.....	224
3.6.4.2	Parámetros del W 7-X.....	225
3.6.4.3	Hitos del W 7-X.....	226
3.6.4.4	Objetivos del W 7-X.....	227
3.6.5	Tore-Supra.....	228
3.6.5.1	Historia de Tore-Supra.....	228
3.6.5.2	Parámetros de Tore-Supra.....	229
3.6.5.3	Hitos de Tore-Supra.....	230
3.6.5.4	Objetivos de Tore-Supra.....	231
3.6.6	Frascati tokamak upgrade (FTU).....	232
3.6.6.1	Historia de FTU.....	232
3.6.6.2	Parámetros de FTU.....	233
3.6.6.3	Hitos de FTU.....	234
3.6.6.4	Objetivos de FTU.....	235

3.6.7	TJ II.....	236
3.6.7.1	Historia de TJ II.....	236
3.6.7.2	Parámetros de TJ II.....	237
3.6.7.3	Objetivos de TJ II	238
3.6.8	TCV.....	240
3.6.8.1	El dispositivo.....	240
3.6.8.2	Parámetros del TCV.....	240
3.6.8.3	Hitos del TCV.....	241
3.6.8.4	Logros del TCV.....	241
3.6.9	RFX.....	242
3.6.9.1	Historia del RFX.....	242
3.6.9.2	Hitos del RFX.....	243
3.6.9.3	Objetivos del RFX.....	244
3.7	Beneficios derivados de la I+D de fusión.....	244
3.8	Seguridad e impacto ambiental de la fusión.....	258
3.8.1	Introducción.....	258
3.8.2	Conceptos de seguridad en la fusión.....	259
3.8.3	Evaluación de la seguridad en el funcionamiento normal.....	261
3.8.4	Evaluación de la seguridad en caso de accidente.....	262
3.8.5	Gestión de materiales activados.....	262
3.9	Ventajas de la energía nuclear de fusión.....	264
3.10	Futuro de la energía nuclear de fusión.....	266
3.11	Normativa.....	267
4	Bibliografía.....	268

1 Introducción

El ritmo de crecimiento de la población mundial en la actualidad es muy grande, estimándose que se alcanzarán unos 10.000 millones de personas hacia mediados del siglo XXI. Este crecimiento lleva implícito un mayor consumo de energía, que se acentuará especialmente en los países en vías de desarrollo, cuyas tecnologías están aún poco desarrolladas o son prácticamente inexistentes. Países en esta situación, y que tendrán un impacto tremendo en el consumo energético mundial en pocos años, son China e India. Ambos albergan más de mil millones de habitantes, y tienen un consumo energético por habitante mucho menor que el correspondiente a un ciudadano medio europeo o norteamericano. Por dar unos números que ilustren esta situación basta decir que, en 1990, el consumo de energía primaria por habitante y año fue de 2.2×10^{11} Julios, es decir 5.1 t.e.p (toneladas equivalentes de petróleo) en los países desarrollados y 10 veces menor en los países en vías de desarrollo. Se estima que dicho consumo podría llegar a multiplicarse por dos o por tres en el año 2050. Si los países en vías de desarrollo aumentasen su consumo energético y alcanzasen cuotas iguales a los desarrollados sería necesario un aumento del orden del 260% de los niveles de producción. Esto conllevaría un consumo mayor de recursos fósiles, cada vez más escasos, por lo que se hace imperiosa la investigación y desarrollo de nuevos métodos de producción de energía.

Los países desarrollados (principalmente Europa, USA, Canadá, Australia), con cuatro veces menos población que los países en desarrollo, consumen cerca de un 80% de la producción total mundial de energía. Esto hace que los países menos desarrollados no tengan acceso a los recursos energéticos que necesitan para su crecimiento, lo que contribuye a aumentar la división entre el mundo rico y pobre. Por tanto, tenemos ante nosotros un problema energético importante: por un lado, es necesario mantener el consumo energético en los países desarrollados (para mantener así nuestro nivel de vida) y por otro, el desarrollo del resto de países provocará un aumento espectacular de la demanda energética. Y parece claro que los

recursos energéticos tradicionales no son capaces de garantizar las necesidades de energía que el futuro demanda. Entre las posibles opciones futuras para satisfacer esta demanda, actualmente factibles, cabe destacar:

- **Combustibles fósiles:** como el carbón, el petróleo y el gas natural. Pero dado que las reservas de petróleo y gas natural disminuyen rápidamente en la actualidad, el desarrollo de los países más desfavorecidos debería basarse principalmente en el carbón. Pero esto implica graves problemas de contaminación, que no parecen asumibles por la sensibilidad social actual.
- **Energía nuclear:** procedente de la fisión de combustibles radioactivos como uranio o plutonio. En principio, esta opción podría satisfacer la demanda energética prevista. Y tiene como ventaja la regularidad en la producción de energía. Pero problemas tales como la larga vida media de los residuos radioactivos o los problemas de seguridad de las plantas nucleares son considerados por la opinión pública como inasumibles, lo cual hace que surja una gran resistencia social a su uso. Todos estos detalles se pasan a desarrollar en el apartado 2 de este proyecto con el fin de conocer en más profundidad este método de obtención de electricidad, puesto que la fusión se presenta como una posible sustituta a esta.
- **Energías renovables:** hidráulica, solar, eólica, maremotriz, geotérmica, biomasa. El problema de muchas de estas fuentes es que son de baja concentración para usos industriales y no proporcionarían la suficiente energía. Aunque, el principal problema es su irregularidad en la producción de electricidad debido a que esta producción depende muy significativamente de las condiciones meteorológicas, lo que además dificulta la realización de previsiones de generación eléctrica.

Por tanto, aunque a corto plazo no se prevé una falta de recursos energéticos y en las próximas décadas los componentes fósiles seguirán siendo la fuente primaria de energía, existe un importante esfuerzo a nivel mundial para la consecución de nuevas fuentes de energía que sean **baratas, seguras, medioambientalmente no agresivas**, y accesibles tanto a países desarrollados como no desarrollados.

La **fusión termonuclear controlada** aparece así como la solución perfecta a todos estos problemas. Es **barata**, ya que utiliza hidrógeno como combustible, el cual se encuentra en cantidades casi ilimitadas en el mar. Es **segura**, ya que no da lugar a reacciones en cadena incontroladas, como ocurre en el caso de la fisión nuclear. **Medioambientalmente es poco agresiva**, no más que cualquier central térmica, puesto que la contaminación generada procede de los intercambiadores de calor que reciben la energía que llevan los neutrones rápidos resultantes de las reacciones de fusión (totalmente análogos a los intercambiadores de otro tipo de centrales). Además, sus **residuos son poco radiactivos**, con vidas medias de desintegración de unos pocos años (en comparación, la vida media de los residuos de la fisión es de cientos de años), lo cual hace que su tratamiento y eliminación no sean un problema. Sin embargo, existen aún muchas cuestiones que la Física y la Ingeniería necesitan resolver antes de poder construir un reactor de fusión comercial, que se prevee que entre en funcionamiento no antes de 50 años.

2 Energía nuclear de fisión

2.1 Descubrimiento de la fisión y su desarrollo

A finales de 1938, en el Instituto Kaiser de Berlín, los científicos Otto Hahn y Fritz Strassmann llegaron a la conclusión de que los experimentos realizados mediante el bombardeo neutrónico de uranio, incluían un fenómeno totalmente nuevo por el cual un núcleo de este material se escindía en dos fragmentos, dando lugar a productos radiactivos de masa atómica intermedia. Los resultados de estos experimentos así como su interpretación vieron la luz a principios de 1939, y fueron inmediatamente ratificados por los investigadores Lisa Meitner y Otto Fritch, tomando como punto de partida la misma serie de experimentos, que era sobradamente conocida entre toda la comunidad científica dedicada a las investigaciones atómica. Desde 1934 se habían interesado por esta familia de experimentos, sin lograr su interpretación correcta, a pesar de que la idea de la fisión del núcleo atómico había sido sugerida en ese intervalo por la investigadora checa Ida Noddack.

Es preciso recordar que esos años culminan un época dorada en la historia de la Física, por la profusión de nuevas teorías y nuevos desarrollos que aparecieron a lo largo del primer tercio de siglo, coronados en cierto modo por esta excelente interpretación sobre los antedichos experimentos, que abría caminos extraordinarios en cuanto a aplicaciones potenciales.

Igualmente merece mención especial el hecho de que a finales de 1938, aprovechando la ceremonia de concesión del premio Nobel, el científico italiano Enrico Fermi emigró a los Estados Unidos con la idea de proseguir en este país las investigaciones que había llevado a cabo durante más de un decenio en la Universidad de Roma. Entre sus investigaciones cabe destacar, al margen de las realizadas sobre las desintegraciones beta, los estudios efectuados sobre neutrónica y particularmente la irradiación de uranio, el elemento más pesado de la naturaleza. Esta irradiación fue realizada con neutrones térmicos, descubiertos por el propio Fermi como consecuencia de una interpretación, así mismo genial, de una serie de resultados anómalos realizados sobre la

interacción de los neutrones con distintos tipos de materiales. El neutrón térmico, es decir, el neutrón en equilibrio térmico con el medio que lo rodea y, por lo tanto, con la menor energía cinética posible, se había transformado en aquellos momentos en el instrumento ideal para la indagación de las propiedades nucleares de las distintas especies isotópicas conocidas. De entre ellas destacaban los isótopos del uranio, que por ser los más pesados parecían el trampolín ideal desde el cual alcanzar la formación de nuevas especies isotópicas, más pesadas, como consecuencia de las absorciones neutrónicas. Estas reacciones, que hoy día denominamos de captura fértil, y que efectivamente existen tal como teóricamente predijera Fermi, quedaban sin embargo apantalladas en los experimentos realizados por la aparición de una masa de nucleidos radiactivos de tipo intermedio que ofuscaban por completo el resto de las indagaciones posibles en ese tipo de experimentos.

Estas investigaciones sobre la irradiación de uranio con neutrones, eran la ocupación casi obsesiva de los grandes equipos de investigación atómica y nuclear, que llevaban a cabo los avances más importantes en este dominio, fundamentalmente en Europa. Tal era el caso del laboratorio del Instituto del Radio de la Universidad de París, dirigido por los esposos Joliot – Curie; el equipo ya mencionado de la Universidad de Roma dirigido Enrico Fermi; y el no menos importante de Otto Hahn en el Instituto Kaiser Wilhem, en el cual tuvo lugar la identificación del mecanismo nuclear que, mediante la escisión del núcleo de uranio en dos, propiciaba la aparición de nucleidos radiactivos de masa atómica intermedia.

A lo largo de 1939 se sacudieron los trabajos experimentales y teóricos acerca de la nueva reacción nuclear descubierta, y desde el principio se pusieron de manifiesto sus tres propiedades fundamentales, si bien haría falta largas investigaciones adicionales para determinar con precisión suficiente los distintos factores involucrados. Las tres consecuencias fundamentales de la reacción de fisión son:

- **Liberación de energía** en cantidad muy importante, debido a la desaparición de aproximadamente un 0,1% de la masa reaccionante. Esta fuerte liberación energética pudo ser determinada teóricamente mediante la comparación de las masas atómicas de los productos aparecidos y de la masa de los agentes reaccionantes (uranio y neutrón). Incluso la mera aplicación de la ya famosa fórmula semiempírica de masas, permitió a varios investigadores, como Frish y Bohr, la determinación de que se liberarían unos 200 MeV de energía en cada reacción. Si bien esta liberación energética era prácticamente imposible de detectar a nivel experimental con las capacidades de irradiación que en ese momento existían, por ser macroscópicamente de muy poca entidad, se podía prever fácilmente la construcción de grandes artefactos en los que se produjera una importante tasa de fisiones con la consiguiente liberación de energía a grandísimo nivel. Comparando esta liberación de energía con la de las fuentes convencionales se llegaba a resultados auténticamente extraordinarios. Por ejemplo, tomando como referencia el combustible más tradicional, el carbón, se podía prever que la fisión completa de un kilogramo de uranio, (de todos y cada uno de los núcleos de uranio comprendido en ese kilogramo) equivalía a la combustión de 3 millones de Kg de carbón.
- **Generación de productos radiactivos**, como consecuencia de la escisión de los núcleos de uranio en dos isótopos radiactivos, y que son origen de cadenas de desintegración conteniendo del orden de unas cinco desintegraciones consecutivas. Se produce así una amplificación de la radiactividad natural puesto que todos los isótopos del uranio son radiactivos, pero de vida mucho más larga que la de los productos de fisión, lo cual implica que la actividad total presente de la muestra crece considerablemente con la irradiación neutrónica. Esta amplificación de radiactividad tiene repercusiones de diversa índole, sobre todo de carácter radiobiológico. Esto se tuvo en cuenta desde el principio, pues ya se había creado la

International Commission of Radiological Protection cuando se descubrió la fisión.

- **Liberación de neutrones** en el proceso de fisión. Junto a la evidencia experimental de que efectivamente aparecían neutrones libres como consecuencia del proceso de fisión, se unía la deducción teórica procedente de aplicar los principios de la estructura nuclear a la interpretación que se había realizado del mecanismo de fisión nuclear. Se partía de que el número de neutrones aumenta más rápidamente que el número de protones en los nucleidos naturales, lo cual implica que en la escisión de un núcleo pesado se producen nucleidos intermedios en los cuales la abundancia neutrónica es tan alta que la forma natural de búsqueda de la estabilidad es la emisión inmediata de neutrones libres. Este tercer efecto relacionado con el propio instrumento inductor de la fisión, dio origen al concepto de reacción en cadena, entendiendo por ésta el encadenamiento de fisiones sucesivas, inducidas por los neutrones emergentes de las fisiones anteriores.

Estos tres efectos suponían un potencial de aplicaciones tan importante que de modo inmediato se estableció una auténtica carrera de investigaciones sobre fisión, comenzando por la ratificación de la teoría de Hahn y Strassman y siguiendo por la búsqueda de aplicaciones concretas para aprovechar el nuevo descubrimiento.

Como es sabido, 1939 fue asimismo el año de comienzo de la Segunda Guerra Mundial, lo cual introdujo una importantísima variable externa que afectó extraordinariamente, por no decir que totalmente, al desarrollo de dichas investigaciones. Prácticamente todos los países de cierto nivel cultural, desde la Unión Soviética hasta los Estados Unidos impulsaron desde sus gobiernos respectivas líneas de investigación, que en algunos casos quedaron truncadas por los propios acontecimientos bélicos.

Esta fue la situación, por ejemplo, del equipo francés, que inicialmente desarrolló sus investigaciones en el ya mencionado Instituto del Radio, con la colaboración de personalidades científicas importantes, como Halban, Kowalski, Perrin, Auger, etc., pero que tuvo que ser trasferido en primera instancia a Inglaterra y posteriormente a Canadá, como consecuencia de la invasión alemana de Francia en junio de 1940.

Aunque otros equipos como el soviético o el japonés, iniciaron ciertos balbuceos en estas investigaciones, sin duda el desarrollo más fructífero, tanto científica como tecnológicamente, tuvo lugar en Estados Unidos dentro de lo que se denominó proyecto Manhattan. El origen de ello radica en la decidida actuación de algunos hombres de ciencia, entre ellos hay que contar con el propio Einstein, que remitió una carta al Presidente Roosevelt sobre la importancia de las investigaciones de fisión. La carta estaba inspirada por un equipo de investigadores emigrados centroeuropeos, y particularmente por los profesores Szilard, Teller y Wigner, y tuvo una notable influencia, aunque con cierto retraso temporal, en el establecimiento de un primer proyecto a escala universitaria, para auspiciar las investigaciones de fisión bajo la tutela de la Oficina de Investigación y Desarrollo. Posteriormente dio pie al proyecto Manhattan, cuya finalidad era de carácter bélico y cuyo fin bien conocido puede situarse en las explosiones atómicas que tuvieron lugar en Hiroshima y Nagasaki en agosto de 1945, que fueron prácticamente los últimos actos de dicha guerra.

Desde el contexto que a nosotros nos interesa, es imprescindible señalar en el seno de estas investigaciones la obtención del primer reactor de fisión producido por el hombre: el Chicago Pile 1. Este reactor fue diseñado por Fermi y puesto en servicio personalmente por él en una sala de squash situada debajo de las gradas del Stagg Field Stadium de la Universidad de Chicago. Este acontecimiento científico tuvo lugar el 2 de diciembre de 1942 y sin duda alguna marca el inicio de una época que ha tenido notables repercusiones tanto políticas como tecnológicas, y que precisamente da pie al estudio de los reactores nucleares de fisión.

Hay que subrayar que el éxito del equipo de Chicago, dirigido por Enrico Fermi, no fue un éxito coyuntural o meramente propiciado por la disponibilidad de altos presupuestos, sino que vino fundamentalmente promovido por la perspicacia científico-técnica de dicho equipo, que seleccionó perfectamente los materiales a emplear (uranio natural y grafito) y estableció asimismo el tipo de configuración a usar (que corresponde a una red de paralelepípedos de grafito en los cuales quedan embebidos los cilindros de uranio, teniendo todo ello unas dimensiones reticulares apropiadas para verificar de una manera óptica todo el proceso llamado ciclo neutrónico, que es precisamente uno de los puntos cruciales en el entendimiento de la física de reactores). Este diseño originario fue posteriormente elevado a diseño tecnológico mediante la adición de los correspondientes materiales refrigerantes y estructurales, y sirvió de base inmediata para la construcción de los primeros reactores de fisión, que fueron los plutónigenos emplazados en el Laboratorio de Handford (estado de Washington), cuya misión fundamental era la producción de plutonio mediante capturas fértiles en el U.238. Estos reactores usaban agua ligera como refrigerante, y su diseño, incluidas las cuestiones relativas a la seguridad, había sido concluido en marzo de 1943 por Eugene P. Wigner, futuro premio Nobel y uno de los colaboradores directos de Fermi.

Ningún otro equipo de investigación logró alcanzar una configuración crítica, es decir un reactor, a lo largo de la Guerra, y sólo acabada ésta, siguiendo las mismas pautas marcadas por Fermi, se construyeron reactores nucleares en Inglaterra, Francia y la Unión Soviética. Aunque esta falta de éxito en los restantes equipos puede atribuirse a diversos factores, uno de los más importantes fue la carencia de la perspicacia científica básica de la que hizo gala el equipo de la Universidad de Chicago. Particularmente es importante a este respecto la elección de los materiales del reactor así como de su configuración reticular heterogénea. Por ejemplo, en las investigaciones alemanas la posibilidad de uso de grafito como moderador fue eliminada prácticamente de raíz debido a las investigaciones experimentales realizadas por el equipo del premio Nobel Walter Bothe, lo cual cercenó las posibilidades de éxito, aún cuando identificaron el agua pesada como alternativa válida para obtener un reactor basado en uranio natural. Hay que hacer justicia al profesor

Bothe en tanto que sus investigaciones se realizaron bajo una gran tensión personal, dada su falta de adhesión, por no decir animadversión al régimen nazi.

Durante el proyecto Manhattan no sólo se realizaron investigaciones tendentes a la obtención de la masa crítica y posteriormente al diseño de una bomba atómica sino que se llevó a cabo una investigación exhaustiva sobre todas las áreas relacionadas con el posible desarrollo de la energía nuclear, desde la metalurgia a los cálculos teóricos de la neutrónica que gobierna el comportamiento energético tanto de los reactores como en su caso de los explosivos. El esfuerzo realizado durante los años de la guerra fue fértil desde el punto de vista científico-técnico que, sin él, la explotación de la energía nuclear se habría demorado en varias decenas de años. Los americanos estructuraron este proyecto según un modelo muy rígido en cuanto a coordinación general pero muy flexible en cuanto a la potencialidad de trabajo de cada parte, poniendo a su disposición prácticamente todos los recursos disponibles por el entendimiento de que las previsiones científicas estaban sólidamente fundadas. Así, por ejemplo, en un plazo menor de dos años se construyeron tres laboratorios en tres parajes distintos de los Estados Unidos, que sirvieron para conjurarse hacia el objetivo último. La más famosa de esas ciudades fue la ciudad Laboratorio de Los Álamos, ubicada en Nuevo México, y destinada fundamentalmente a las investigaciones teóricas y a los estudios sobre neutrónica. Asimismo se construyó el Laboratorio de Hanford, ya mencionado, donde se situaron los reactores plutonígenos de los cuales se obtuvo el plutonio que sirvió como material de la primera bomba nuclear explosionada, la de Álamo Gordo, en el cañón de la Jornada del Muerto, el 16 de julio de 1945. Otra ciudad laboratorio prácticamente levantada de la nada en esos dos años fue la de Oak Ridge, en la que se emplazaron las plantas de separación isotópica, que en principio contaron con básicamente con dos procedimientos, uno de separación electromagnética y otro de difusión gaseosa, siendo este último el que a la larga imperó.

Todas estas investigaciones siguieron sometidas a alto secreto tras la conclusión de la Segunda Guerra Mundial, por las implicaciones de carácter militar. A partir de 1945, año en el que la energía nuclear pasa de ser un asunto reservado a unos pocos científicos y estadistas, a algo del dominio público, se desarrollan varias épocas de carácter geopolítico que influyen decisivamente en el desarrollo de la energía nuclear.

Aunque algunos países como el reino Unido, Francia y la Unión Soviética comenzaran sus investigaciones específicas sobre reactores y explosivos con cierto éxito, desde el punto de vista de la comercialización de la energía nuclear hay que esperar hasta el año 1953, en el que se producen cambios importantes en las relaciones geopolíticas internacionales, para encontrar un caldo de cultivo que posibilitara el despliegue de la energía nuclear comercial. Ese año el presidente norteamericano Eisenhower lanza en la O.N.U. su programa “Atoms for Peace”, a partir del cual se liberan una serie de conocimientos científicos y tecnológicos que permiten entrever la implantación comercial de la energía nuclear en breve plazo. Hay que señalar, no obstante, que algunos países, y específicamente el Reino Unido y de la Unión Soviética, habían comenzado ya de manera unilateral sus investigaciones destinadas al despliegue comercial estrictamente hablando. Los soviéticos construyeron un primer reactor de 100 MW de potencia térmica en Obninsk, del cual extrajeron cierta cantidad de electricidad que se vertió de manera transitoria a la red. No se trataba de una central nuclear, pero sí del aprovechamiento de un reactor de potencia relativamente elevada, con objeto de alimentar un ciclo termodinámico que influyera un grupo turboalternador en el que se generara energía eléctrica.

Poco tiempo después, en 1956, los británicos inauguraron la primera central nuclear en Calder Hall, dando origen a una serie de reactores conocidos como de grafito-gas, basados directamente en el mismo tipo de reactor diseñado por Fermi, aunque con las correspondientes alteraciones tecnológicas para posibilitar su funcionamiento como una central nuclear en régimen continuo. La decisión británica de apostar por la energía nuclear comercial en época tan temprana, se debe a la peculiar circunstancia que se encontró el

Reino Unido tras la Segunda Guerra Mundial, con un proceso fortísimo de descolonización en marcha, por el cual el Reino Unido podría verse afectado en su abastecimiento de materias primas, específicamente energéticas. Un estudio realizado por el gabinete laborista de Clement Attlee, en plena postguerra, advirtió las posibilidades de déficit energético en Gran Bretaña, por carecer prácticamente de petróleo. Ante una eventual crisis petrolífera, que posteriormente tardaría años en plantearse, se decantaron las autoridades británicas por el desarrollo de reactores nucleares para la producción de energía eléctrica.

Estos primeros reactores comerciales fueron, como ya se ha dicho, de la familia denominada grafito-gas, por ser grafito el material moderador usado y gas el refrigerante empleado, concretamente CO₂. La ventaja fundamental que aportaba esta familia era la posibilidad de utilizar uranio natural, lo que eliminaba las necesidades de enriquecimiento, que en aquel momento se preveían muy caras y difíciles de obtener, estando prácticamente monopolizadas por los Estados Unidos, que por otra parte aun no habían decidido abrir sus plantas de enriquecimiento para actividades comerciales.

El desarrollo nuclear de épocas subsiguientes vino condicionado por una doble vertiente: por un lado la aceptación cada vez mas generalizada por diversos gobiernos de que la energía nuclear era una fuente fiable, segura y económica de producción de energía eléctrica, lo cual la hacia atractiva económicamente hablando. El segundo efecto que condicionó considerablemente el desarrollo de la energía nuclear fue la continuada, aunque restringida, liberalización de conocimientos nucleares, realizada por Estados Unidos como consecuencia de su programa "Atoms for Peace", así como por sus propias necesidades de producción de energía eléctrica. En este contexto hay que anotar la importancia que tuvo la utilización, como subproducto, de técnicas inicialmente desarrolladas con fines militares. El caso más representativo y significativo en este marco fue la utilización de técnicas y conocimientos desarrollados para la construcción de reactores de propulsión naval, con objeto de establecer nuevas familias de reactores que tuvieran

atractivos tecnológicos y económicos mayores que las familias que utilizaban uranio natural directamente.

Ese fue el punto de partida del rápido despliegue de la energía nuclear en Estados Unidos, que estimuló programas nucleares en otros países del mundo. En general se basaron en reactores de agua ligera, tanto a presión como en ebullición. Se llegó incluso a la situación de que los países que inicialmente habían establecido y desplegado la línea de grafito-gas, como Francia y el Reino Unido, se decantarían al final por la cancelación de sus familias de reactores originarios y pasaron a la instalación, con patente norteamericana, de reactores de agua ligera, con cierto dominio de los de agua a presión. Los reactores de agua ligera tenían en principio como inconveniente fundamental la necesidad de uranio enriquecido. Por el contrario, presentaban como principal virtud la posibilidad de alcanzar altas densidades de potencia, o lo que es equivalente, obtener la masa crítica con un volumen muy reducido, refrigerable por agua. Esta necesidad de pequeños volúmenes para los reactores fue primordial para la propulsión nuclear naval, y reversionó consiguientemente en el campo civil tal como se ha dicho, propiciando la escalada de la potencia unitaria de reactores, desde los cientos de megavatios eléctricos (del orden de los 500 megavatios térmicos) de las primeras generaciones hasta los 3000 megavatios térmicos que pueden proporcionar 1000 megavatios eléctricos en los reactores construidos a partir de 1970.

La historia de la energía nuclear ha atravesado fases muy diversas, no sólo diferenciadas por el contenido de cada una de ellas en cuanto a investigación y desarrollo, sino por los condicionantes políticos y socioeconómicos que en cada caso han actuado sobre dicho desarrollo. En este sentido, la energía nuclear es una de las fuentes de energía, posiblemente la que más, determinada en su evolución por factores exógenos. Ya se ha hecho alusión a la rapidísima evolución de las investigaciones durante los años de la Segunda Guerra Mundial, fundamentalmente dentro del marco del proyecto Manhattan. Posteriormente el desarrollo de la energía nuclear quedó frenado por los denominados años de la guerra fría, y fue liberalizado una vez que se apreció que los países directamente interesados

en el desarrollo de armamento nuclear no tenían en absoluto que esperar al establecimiento de programas comerciales nucleares para el desarrollo de sus investigaciones orientadas a la producción de armamento nuclear.

En este nuevo marco, que podría caracterizarse por el espíritu del programa "Atoms for Peace", tuvo lugar una importante internacionalización de los desarrollos de la energía nuclear, incluyendo la creación de dos agencias internacionales dedicadas a este tema: la primera, en el seno de la ONU, es el Organismo Internacional de Energía Atómica radicado en Viena. La segunda, dentro de la OCDE, es la Agencia de Energía Nuclear, radicada en París. Esta última ha tenido siempre un carácter más comercial y económico que de otra naturaleza, mientras que la primera ha marcado el énfasis en la transferencia de tecnología de países líderes a países en vías de desarrollo, y sobre todo en las salvaguardias nucleares para evitar que los conocimientos transferidos dentro de programas comerciales fueran utilizados con fines bélicos, incluyendo en ello el control de los materiales susceptibles de doble uso.

No obstante, el desarrollo de la energía nuclear ha estado promovido básicamente por el propio interés que ha despertado de cara a la producción de energía eléctrica. Durante varias décadas hubo cierto equilibrio entre el carácter comercial del desarrollo de la energía nuclear y el carácter institucional de las investigaciones realizadas, que tenían por marco generalmente las instituciones oficiales de los diversos países, como la Comisión de Energía Atómica de los Estados Unidos, la Autoridad de Energía Atómica del Reino Unido, el Comisariado de Energía Atómica francés y la Junta de Energía Nuclear en España.

A lo largo de los años 60 y 70 se inician los lanzamientos de varios programas nucleares en diversos países produciéndose la rápida implantación de esta fuente de energía, como se recoge en la tabla 1.1.

Año	Potencia (MW(e))	Nº de países	Nº de reactores
1960	1.091	5	29
1965	7.449	10	70
1970	21.319	15	103
1975	76.506	19	181
1980	143.085	22	262
1985	259.711	26	382
1990	321.069	29	405
1996	350.964	32	442
2008	366.613	30	426

Tabla 1.1 Evolución de la potencia nuclear instalada en el mundo

Existen hoy día numerosos países en los cuales la energía nuclear contribuye en más de una tercera parte a la producción de la energía eléctrica. Pero hay que hacer constar que desde principios de los años 70 comenzaron a producirse diversos movimientos sociales en contra de la energía nuclear y tras una fase eufórica de lanzamiento de los programas, se pasó por parte del público a cierta sobrevaloración de los riesgos que comportaban tales programas.

Entre los riesgos hay que destacar sin duda alguna dos aspectos fundamentales, que son los relacionados con los accidentes y con los residuos. En cuanto a los primeros, los dos hitos más desafortunados que se han dado en energía nuclear han sido los accidentes de Harrisburg (TMI- II) y de Chernobyl, en los años 1979 y 1986, respectivamente.

El accidente de Harrisburg, aunque no supuso la muerte directa de ninguna persona, ni irradiaciones agudas de consideración entre el personal de explotación, significó una pérdida económica grave y la práctica clausura de la central. Este accidente fue motivado por una concurrencia de fallos humanos

absolutamente ilógicos, subsiguientes a una avería mecánica que hubiera carecido de importancia en condiciones normales de respuesta por parte del equipo de operación. Dicho accidente previno sobre varios puntos de la explotación de la energía nuclear, y particularmente sobre el problema de los factores humanos dentro de la explotación de esta energía, así como sobre la verosimilitud de los cálculos realizados sobre la probabilidad de cierto tipo de accidentes. No obstante los aspectos totalmente negativos que conlleva este accidente, hay que dejar constancia de que en su repercusión radiológica al público, este accidente fue prácticamente mínimo, y demostró que las disposiciones de diseño y construcción de la central eran capaces de mitigar los efectos del accidente y limitarlos al interior del edificio de contención.

El accidente de Chernobyl fue de características físicas esencialmente distintas de las del reactor de TMI-II, por tratarse de un diseño que incumplía ciertos principios físicos de ingeniería nuclear aceptados comúnmente en occidente, relativos fundamentalmente a los coeficientes de reactividad del reactor. Adicionalmente se dieron en este caso una serie de circunstancias inexplicables, como es el hecho de realizar un experimento de tipo electromecánico en una planta nuclear, poniendo en entredicho la seguridad de la planta, bloqueando sistemas de alarma y control del reactor, más un largo etcétera de circunstancias que concurrieron para producir un importantísimo accidente de reactividad, que provocó la explosión del núcleo del reactor y la liberación de importantísimas cantidades de productos radiactivos.

A diferencia del accidente de Harrisburg, el de Chernobyl no implicó ninguna lección nueva a aprender en cuanto a los sistemas de diseño de los reactores comerciales occidentales. Sin embargo, fue muy importante de cara al conocimiento más profundo de las repercusiones radiológicas de los efluentes radiactivos, la dispersión de éstos en condiciones de accidente y la recuperación de la central una vez superadas las primeras fases del accidente. Hay que tener en cuenta que el reactor accidentado fue el cuarto de una central con cuatro reactores, agrupados de dos en dos.. En este tipo de reactores, RBMK, construido exclusivamente en la Unión Soviética, se han tenido que realizar algunas modificaciones en el enriquecimiento del uranio

utilizado (aumentándolo), y en el quemado de descarga (reduciéndolo) para evitar coeficientes de reactividad que pudieran situar al reactor en condiciones inestables, como ocurrió en el mencionado accidente. Hay que subrayar que la base de funcionamiento de estos reactores grafito/agua había quedado perfectamente establecida por Fermi y Wigner en 1943, y que sus previsiones de seguridad fueron ignoradas por los equipos soviéticos, lo cual originó el accidente.

Indudablemente, la prevención de los accidentes es uno de los objetivos fundamentales del buen diseño nuclear, y para ello es imprescindible el conocimiento exhaustivo de todos los fenómenos físicos que ocurren dentro de la planta, y particularmente de los del interior del núcleo del reactor, donde las temperaturas y densidades de potencia alcanzadas son considerablemente altas, añadiéndose a ello el riesgo de un aumento exorbitado de potencia en el caso de una mala conducta del reactor. Aunque la valoración de los accidentes y de sus consecuencias es un aspecto fundamental de la Seguridad Nuclear, el análisis de los accidentes y el diseño de los sistemas para su prevención no puede hacerse sin un conocimiento total de los mecanismos que actúan en el seno del reactor.

En cuanto a los residuos radiactivos producidos en el funcionamiento de las instalaciones nucleares, éstos son una amplificación de la radiactividad natural contenida en las materias primas que se utilizan, que básicamente son hasta la fecha los minerales de uranio.

Debido a las diferencias en los niveles de actividad específica (actividad de desintegración por unidad de masa) se pueden clasificar los productos radiactivos en diversos niveles. Asimismo es importante en estos criterios clasificatorios el estado de agregación de los productos radiactivos (gas, líquido, sólido) y su reactividad química, puesto que de estos últimos factores depende fuertemente la interacción de los productos radiactivos con la naturaleza y particularmente sus efectos sobre el medio ambiente humano y los seres vivos.

Aún cuando sean importantes los residuos radiactivos generados en diversas partes del ciclo de combustible nuclear, el mayor problema cuantitativa y cualitativamente hablando se presenta en el combustible irradiado una vez que se descarga del reactor. Más del 99,99 % de la radiactividad artificial generada durante la explotación de la energía nuclear está precisamente contenida en el combustible irradiado, lo cual implica un problema de primer orden que puede atacarse desde diversas alternativas técnicas. Hasta la fecha, por no existir una urgencia considerable en escoger una de estas alternativas para la solución del problema de los residuos denominados de alta actividad, las investigaciones prosiguen y no se han tomado en ningún caso decisiones definitivas sobre los mismos.

Hay que tener en cuenta que los productos radiactivos decaerán en el tiempo dando lugar a cadenas de desintegración al final de las cuales se llega a núcleos estables. En cierta medida se puede decir que esta amplificación artificial de la actividad contenida por unidad de masa, debido a la explotación de la energía nuclear, acelera, en escala geológica, la desintegración de la radiactividad natural, puesto que los productos de fisión tienen menos actividad al cabo de 400 años de la que hubiera tenido el combustible a partir del cual se originaron. Quedan no obstante otros productos, particularmente los actínidos y algunos productos de fisión de vida larga, que hacen alargarse el programa del acondicionamiento de residuos por encima del milenio, y en el caso de considerar el plutonio generado como un residuo en sí mismo, por encima del millón de años. En la figura 1.1 se expone la evolución de la radiotoxicidad del combustible nuclear, desde su descarga del reactor en adelante, apreciándose como ya se ha visto que el problema de la amplificación de la radioactividad debido a los productos de fisión tiene una duración temporal limitada, y que de poder quemar el plutonio en reactores apropiados, la problemática de los residuos quedaría restringida a unos centenares de años.

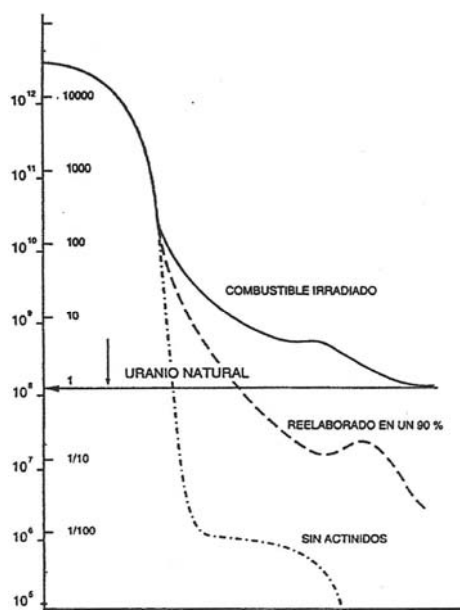


Figura 1.1: Radiotoxicidad del combustible nuclear irradiado, según las alternativas post-reactor, medidas en m^3 de agua, por tonelada de combustible, necesarios para diluir éste hasta concentraciones máximas permitidas.

2.2 Sector eléctrico español

2.2.1 Demanda eléctrica

La demanda nacional de energía eléctrica en barras de central (demanda b.c.) en 2008 fue de 290334 GWh, que supone un incremento del 0,1% respecto a la del año anterior (cuadro 1).

En el sistema peninsular, la demanda b.c. fue similar a la del año anterior, correspondiendo a las centrales del sistema de Red Eléctrica de España (REE) un crecimiento del 0,8%, y al Régimen Especial un 11,1%. Este último dato corresponde a estimaciones basadas en la nueva potencia entrada en servicio y en los datos de energía eléctrica cedida a la red por autoproduktores. En los sistemas extrapeninsulares, la demanda b.c. fue un 1,5% superior a la del año anterior.

Estas tasas, mucho menores que las de los años precedentes, son imputables al descenso de actividad económica, especialmente en la segunda mitad del año, la mejora de eficiencia del consumo eléctrico y a pesar de que las temperaturas extremas han sido ligeramente más severas que en el año anterior.

Sistema	2007 (Gwh)	2008 (Gwh)	2008/07 %
1. Peninsular	274.468	274.448	0,0
1.1. Sistema de R.E.E.	262.265	264.307	0,8
- Centrales propias	210.730	208.272	-1,2
- Saldo de I.I. (1)	-5.751	-11.039	
- Adquirida al rég. esp.	57.286	67.073	17,1
1.2. Régimen especial	69.489	77.215	11,1
- Vendida a R.E.E.	57.286	67.073	17,1
- Disponible para autoconsumo	12.203	10.141	-16,9
2. Extrapeninsular	15.647	15.886	1,5
2.1. Canarias:	9.217	9.352	1,5
- Régimen ordinario	8.621	8.653	0,4
- Régimen especial	596	699	17,3
2.2. Baleares	5.998	6.122	2,1
- Régimen ordinario	5.858	5.937	1,3
- Régimen especial	140	185	32,5
2.3. Ceuta y Melilla	432	413	-4,4
- Régimen ordinario	423	405	-4,2
- Régimen especial	9	8	-13,8
3. Demanda total nacional (bc) (1+2)	290.115	290.334	0,1

(1) Import.-Export.

FUENTE: Red Eléctrica de España S.A. y CNE.

Cuadro 1. Demanda de energía eléctrica en barras de central

Partiendo de la demanda en barras de central y una vez deducidas las pérdidas en transporte y distribución y el consumo del sector energético, se llega a la demanda final de electricidad que aparece desglosada en el cuadro 2,

Donde se pone de manifiesto el descenso de la actividad económica en el año; el consumo industrial bajó un 1,4%, el del transporte subió el 1% y el de los sectores doméstico y terciario, creció un 0,7%, este último incremento ha sido menor que el de años anteriores, a pesar de las condiciones climáticas citadas, debido al descenso de actividad del sector terciario de la economía y el estancamiento en la construcción de viviendas.

	2007 (Gwh)	2008 (Gwh)	2008/07 %
Total nacional	257.660	257.118	-0,2
Peninsular	243.623	242.862	-0,3
Extrapeeninsular	14.037	14.256	1,6
Industria	110.985	109.414	-1,4
Transporte	5.513	5.566	1,0
Resto	141.162	142.137	0,7

Cuadro 2. Consumo final de electricidad

Mes	2007 (Gwh)	2008 (Gwh)	2008/07 Mensual	Acumu.
Enero	24.078	24.772	2,9	2,9
Febrero	21.096	22.892	8,5	5,5
Marzo	22.485	22.667	0,8	3,9
Abril	20.149	21.774	8,1	4,9
Mayo	20.748	21.289	2,6	4,5
Junio	21.041	21.317	1,3	3,9
Julio	22.907	23.430	2,3	3,7
Agosto	21.301	21.623	1,5	3,4
Septiembre	21.131	20.931	-0,9	3,0
Octubre	21.527	20.945	-2,7	2,4
Noviembre	22.829	21.848	-4,3	1,8
Diciembre	24.020	23.231	-3,3	1,3
TOTAL	263.312	266.719		1,3

(1) Incluye compras al régimen especial.
FUENTE: Red Eléctrica de España S.A. y CNE.

Cuadro 3. Demanda eléctrica peninsular en b.c. (1)

En el cuadro 3 se recoge la evolución mensual de la demanda en el sistema de REE. En todos los meses hasta agosto creció la demanda, bajando en los siguientes de forma acelerada. Destacan los aumentos en febrero y abril, relacionados con condiciones climáticas puntuales más severas que las de los mismos meses del año anterior.

El comportamiento de la demanda en las distintas zonas que integran el mercado peninsular se encuentra recogido en el cuadro 4, destacando los crecimientos de la demanda en las zonas aragonesa y centro-levante.

Zonas	2007 (Gwh)	2008 (Gwh)	2008/07 %
Catalana	43.014	39.443	-8,3
Centro-Levante	65.188	66.654	2,2
Centro-Norte	27.827	25.888	-7
Noroeste	24.798	23.850	-3,8
Aragonesa	6.524	7.703	18,1
Andaluza	37.620	33.692	-10,4
Total	204.971	197.230	-3,8

Cuadro 4. Demanda eléctrica peninsular en b.c. por zonas

El cuadro 5 recoge la evolución del Índice de Producción Industrial (IPI), que bajó un 6,5% respecto al del año anterior, con descenso de todos sus componentes, excepto la producción y distribución de energías. Destaca el descenso en industria manufacturera y bienes de equipo. El consumo eléctrico del sector industrial ha bajado a tasas menores que la producción por lo que la intensidad energética de la industria ha seguido creciendo por segundo año consecutivo, después del significativo descenso del año 2006.

	2007	2008	2008/07
Por ramas de actividad			
Índice general	108,7	101,6	-6,5
Industrias extractivas	89,2	77,6	-13
Industria manufacturera	107,5	99,5	-7,4
Producción y distribución de energía eléctrica gas y agua	122,5	124,1	1,3
Por destino económico de los bienes			
Bienes de consumo	106,2	100,9	-5
Bienes de equipo	108	102,4	-5,2
Bienes intermedios	108	95,6	-11,5
Energía	117,2	118,9	1,5

FUENTE: INE.

Cuadro 5. Índice de producción industrial (base 2000). Media anual

2.2.2 Oferta eléctrica

Explotación del sistema eléctrico nacional

En el cuadro 6 se indica la potencia de generación eléctrica total instalada a 31-12-2008, incluyendo autoproduktores, cuya potencia agregada continúa creciendo. Destaca la entrada en servicio en el año de parques eólicos y las nuevas centrales de gas de ciclo combinado.

	Potencia Mw	Estructura %	Participación en generación %
Régimen ordinario	66.449	69,8	74,6
Hidráulica	16.658	17,5	6,8
-Convencional y mixta	14.112		
-Bombeo puro	2.546		
Nuclear	7.716	8,1	18,6
Carbón	11.869	12,5	15,7
-Hulla y antracita nacional	5.880		
-Lignito negro	1.504		
-Lignito pardo	2.031		
-Carbón importado	2.454		
Fuel oil-Gas oil	6.202	6,5	4,0
Gas natural	24.004	25,2	29,5
-Ciclo combinado	21.667		
Régimen especial	28.728	30,2	25,4
Hidráulica	1.965	2,1	1,5
Eólica	15.709	16,5	10,0
Solar fotovoltaica	3.331	3,5	0,8
Carbón	130	0,1	0,1
Gas natural	5.387	5,7	9,5
Fuel oil-Gas oil	1.410	1,5	2,0
Biomasa y Residuos	797	0,8	1,6
Total nacional	95.177	100,0	100,0

FUENTE: SEE, Red Eléctrica de España y CNE.

Cuadro 6. Potencia instalada a 31-12-2008. Total nacional

La producción eléctrica, en bornes de generador, en el conjunto nacional ascendió en 2008 a 316.850 GWh, un 1,5% superior a la del año anterior. La estructura de generación, muestra un aumento significativo de la producción con energías renovables, como eólica, solar fotovoltaica y biomasa, a pesar del descenso en hidroeléctrica.

La producción en centrales nucleares subió un 7%, debido a que en el año anterior se realizó la parada programada de recarga de la mayoría de los grupos. La producción con centrales de carbón, se produjo un descenso del 33,8%, con lo que la participación de dicha producción dentro del conjunto total nacional bajó hasta el 15,7%. Esto se ha debido a que varias plantas han estado fuera de servicio para realizar nuevas inversiones que las adapten a la legislación ambiental, junto con los altos precios del carbón durante el año.

La producción en centrales de fuel-oil en el Régimen Ordinario ha bajado un 1,4%, y sigue bajando su peso en la estructura de generación. El aumento en las de gas es debido a la entrada en operación de las nuevas centrales de gas de ciclo combinado y también en cogeneración, que ha recuperado su actividad después del descenso del año 2006. Destaca el crecimiento de la generación eólica, que ha supuesto el 10% del total.

En el cuadro 7 se muestra el balance eléctrico total nacional por fuentes de energía, apreciándose que sube en gas, nuclear y renovables distintas de la hidroeléctrica, y baja en ésta, en carbón y en productos petrolíferos.

En conjunto, las energías renovables han aportado el 20,6% de la generación bruta total, frente al 20,3% del año anterior y a pesar del descenso citado en hidroeléctrica.

	2007		2008		2008/7
	Gwh	Estructura %	Gwh	Estructura %	%
Régimen ordinario	239.607	76,7	236.254	74,6	-1,4
Hidroeléctrica	26.352	8,4	21.430	6,8	-18,7
Nuclear	55.102	17,6	58.971	18,6	7,0
Carbón	74.188	23,8	49.068	15,5	-33,9
-Hulla y antracita nacional	20.310	6,5	15.632	4,9	-23,0
-Lignito negro	3.994	1,3	2.952	0,9	-26,1
-Lignito pardo	4.378	1,4	147	0,0	-96,6
-Carbón importado	45.506	14,6	30.337	9,6	-33,3
Fuel oil-Gas oil	14.505	4,6	13.929	4,4	-4,0
Gas natural	69.460	22,2	92.856	29,3	33,7
Régimen especial	72.600	23,3	80.596	25,4	11,0
Hidráulica	4.166	1,3	4.658	1,5	11,8
Eólica	27.754	8,9	31.802	10,0	14,6
Solar fotovoltaica	498	0,2	2.527	0,8	407,8
Carbón	463	0,1	460	0,1	-0,7
Gas natural	28.812	9,2	29.966	9,5	4,0
Fuel oil-Gas oil	6.364	2,0	6.228	2,0	-2,1
Biomasa y Residuos	4.543	1,5	4.955	1,6	9,1
Producción bruta	312.206	100,0	316.850	100,0	1,5

Cuadro 7. Balance de energía eléctrica por fuentes de energía. Total nacional

La producción eléctrica neta total nacional fue, en 2008 de 305.099 GWh, con un aumento del 1,6% en relación con dicho valor en 2007. Los consumos en generación han sido inferiores a los del año anterior, por la menor participación de las centrales de carbón y mayor de las eólicas, solar y gas en ciclo combinado. Finalmente, la energía eléctrica en barras de central, disponible para el mercado nacional aumentó ligeramente, un 0,1% en relación con la de 2007, debido al menor consumo en bombeo y al fuerte aumento de las exportaciones.

El consumo de combustibles para generación eléctrica, en unidades físicas y energéticas, se indica en el cuadro 8. El consumo de carbón en toneladas bajó un 48,9% y el de productos petrolíferos un bajó 13,1%, mientras el de gas en termias subió fuertemente. Debido a esta estructura de generación, con menor recurso a algunos combustibles fósiles en centrales convencionales, el consumo de combustibles para generación, medido en tep, bajó globalmente un 7,9%.

ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN

	2007	2008	2008/07	2007	2008	2008/07
	Miles de toneladas (1)		%	Miles de tep.		%
Carbón	38.496	19.664	-48,9	17.068	10.885	-36,2
-Hulla+antracita nacional	9.247	6.712	-27,4	4.349	3.250	-25,3
-Carbón importado	19.210	12.203	-36,5	10.436	6.885	-34,0
-Lignito negro	3.251	707	-78,2	1.003	707	-29,5
-Lignito pardo	6.787	43	-99,4	1.281	43	-96,7
Productos petrolíferos	4.496	3.906	-13,1	4.366	3.813	-12,7
Gas natural	150.825	191.930	27,3	13.574	17.274	27,3
Gas siderúrgico	2.875	2.695	-6,2	288	270	-6,3
Biomasa y Residuos	5.717	6.514	13,9	1.512	1.654	9,4
Total				36.808	33.895	-7,9

(1) Gas natural y gas siderúrgico en millones de termias PCS.

FUENTE: SEE.

Cuadro 8. Consumo de combustibles en generación de electricidad. Total nacional

Para generar la energía eléctrica producida en 2008 ha sido preciso consumir, en los diferentes tipos de instalaciones de generación eléctrica, 54.216 Ktep, un 3,1% inferior al del año anterior, como se indica en el cuadro 9. Esta tasa es distinta de la variación de la producción, debido a los diferentes rendimientos de las distintas fuentes de generación.

	2007		2008		2008/07
	ktep.	Estructura %	ktep.	Estructura %	%
Hidroeléctrica	2.342	4,2	2.001	3,7	-14,5
Nuclear	14.360	25,7	15.368	28,3	7,0
Carbón	17.356	31,0	11.154	20,6	-35,7
-Nacional	6.645	11,9	4.016	7,4	-39,6
-Importado	10.710	19,1	7.138	13,2	-33,4
Petróleo	4.366	7,8	3.813	7,0	-12,7
Gas natural	13.574	24,3	17.274	31,9	27,3
Eólica	2.387	4,3	2.735	5,0	14,6
Solar	43	0,1	217	0,4	407,9
Biomasa y Residuos	1.512	2,7	1.654	3,1	9,4
Total	55.939	100,0	54.216	100,0	-3,1

(1) Biomasa, R.S.U., eólica y solar fotovoltaica.

FUENTE: SEE.

Cuadro 9. Consumo de energía primaria en generación de electricidad. Total nacional

2.2.3 Generación eléctrica de origen nuclear

En España hay 8 unidades nucleares en funcionamiento, situadas en 6 emplazamientos, que suponen una potencia instalada de 7.716 MWe, lo que representa el 8,1 % de la potencia total de generación eléctrica instalada.

La producción bruta de energía eléctrica de origen nuclear durante 2008 ha sido de 58.971 GWh, lo que ha supuesto una contribución del 18,6% al total de la producción nacional. En 2008 esta producción eléctrica ha aumentado un 7 % respecto a la del año anterior, debido a que en 2007 tuvieron lugar paradas prolongadas de las centrales nucleares de Vandellós II y de Cofrentes, para llevar a cabo trabajos planificados, y coincidieron en dicho año las paradas de recarga de 7 de las 8 unidades existentes.

El Factor de carga (relación entre la energía eléctrica producida en un período de tiempo y la que se hubiera podido producir en ese mismo período funcionando a la potencia nominal) del parque nuclear español durante 2008 ha sido del 86,91%, y el Factor de disponibilidad (relación entre el tiempo que la central ha estado acoplada a la red en el tiempo total considerado), del 87,40%.

PRIMERA PARTE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

En 2008, la fábrica de combustible nuclear de Juzbado (Salamanca), propiedad de ENUSA Industrias Avanzadas, S.A., ha fabricado elementos combustibles, tanto para el mercado nacional (34%), como para la exportación (66%). Durante dicho año se fabricaron 921 elementos, conteniendo 288,8 toneladas de uranio, de ellos, 406 corresponden al tipo PWR (reactor de agua a presión) y 515 al BWR (reactor de agua en ebullición). De estos, para la exportación se han destinado 612 elementos combustibles, conteniendo 173,2 toneladas de uranio. Los destinos de los elementos fabricados han sido Bélgica, Finlandia, Francia, Alemania, y Suecia.

Por lo que respecta a las centrales nucleares españolas, ENUSA en 2008 ha gestionado y suministrado un total de 309 elementos combustibles, conteniendo 115,6 toneladas de uranio, para las centrales de Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II y Garoña.

Las cantidades contratadas por ENUSA en el 2008 para las centrales nucleares españolas han sido: 1.793 toneladas de concentrados de uranio (U_3O_8), 1.513 toneladas en servicios de conversión y 1.260.000 UTS (Unidades de Trabajo de Separación) en servicios de enriquecimiento.

Central	Tipo en servicio (1.ª conexión)	Año entrada Instalada (MWe)	Potencia Bruta (GWh)	Producción
S.M.Garoña	BWR	1971	466	4.016
Almaraz I	PWR	1981	974	7.491
Ascó I	PWR	1983	1028	7.694
Almaraz II	PWR	1983	983	8.606
Cofrentes	BWR	1984	1.085	8.155
Ascó II	PWR	1985	1.027	7.487
Vandellós II	PWR	1987	1.087	7.239
Trillo	PWR	1988	1.066	8.283
Total			7.716	58.971

PWR= reactor de agua a presión
BWR= reactor de agua en ebullición.

FUENTE: SEE.

Cuadro 10. Potencia eléctrica y producción de origen nuclear en 2008

SEGUNDA PARTE DEL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

El combustible irradiado almacenado en las centrales nucleares a finales de 2008 se indica en el cuadro 11.

Unidad	Uranio almacenado a 31-12-08 (Kg)
José Cabrera (central fuera de servicio desde abril de 2006)	95.750
Sta. M. ^a de Garoña	312.895
Almaraz I	498.839
Almaraz II	467.391
Ascó I	444.091
Ascó II	436.883
Cofrentes	551.493
Vandellós II	357.958
Trillo	233.637 + 149.643 (almacén temporal en el emplazamiento)

FUENTE: SEE.

Cuadro 11. Combustible irradiado almacenado en las centrales nucleares

El ejercicio del año 2008 ha supuesto dos grandes hitos en la instalación: por un lado, el cambio de almacenamiento de la plataforma norte a la sur, tras 16 años y, por otro, el inicio del almacenamiento de residuos radiactivos de muy baja actividad en su estructura específica.

Durante dicho año, se recibió un total de 1.246,5 m³ de residuos radiactivos de baja media actividad (RBMA) (1.186 m³ procedentes de centrales nucleares, 59 m³ de instalaciones radiactivas y 1,5 m³ procedentes de intervenciones especiales en acerías) y 137 m³ de residuos radiactivos de muy baja actividad (RBBA) (116 m³ procedentes de centrales nucleares y 21 m³ de instalaciones radiactivas). Con la cantidad recibida en 2008, El Cabril acumula un total de 28.218 m³ de residuos radiactivos, encontrándose el almacenamiento de baja y media actividad al 58,73% y el de muy baja actividad al 0,37%.

Participación energía nuclear en el mundo

En el cuadro 12 se puede observar la participación de la energía nuclear en sus respectivos sistemas eléctricos.

País	Porcentaje
Francia	76,2%
Lituania	72,9%
Eslovaquia	56,4%
Bélgica	53,8%
Ucrania	47,4%
Suecia	42,0%
Eslovenia	41,7%
Armenia	39,4%
Suiza	39,2%
Hungría	37,1%
R. Corea	35,6%
Bulgaria	32,9%
R. Checa	32,5%
Finlandia	29,7%
Alemania	28,3%
Japón	24,9%
Estados Unidos	19,7%
España	18,6%
Rumania	17,5%
Rusia	16,9%
Canadá	14,8%
Reino Unido	13,4%
Argentina	6,2%

Cuadro 12 Participación de la energía nuclear por países

2.3 Equipamiento energético nuclear e infraestructuras.

2.3.1 Parque nuclear español

En España se encuentran en funcionamiento 6 centrales nucleares, todas ellas en la península, 2 de las cuales disponen de 2 reactores cada una (Almaraz y Ascó), por lo que suman 8 reactores de agua ligera, con una potencia total instalada de 7.728 MWe



Santa María de Garoña (Burgos)



Se localiza en el Valle de Tobalina (Burgos) a orillas del río Ebro.

Pertenece a la primera generación de centrales nucleares. Fue construida entre 1966 y 1970. A la red se acopló el 2 de marzo de 1971, pero comercialmente comenzó a ser operativa dos meses después.

Consta de un reactor de agua ligera en ebullición (BWR) de ciclo sencillo de 1381 MW de potencia térmica y 460 MW de potencia eléctrica y circulación forzada produciendo vapor, que alimenta directamente la turbina. El suministrador del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor es General Electric Co. Y el titular de la central es Nuclenor (participada por Endesa 50% e Iberdrola 50%).

La refrigeración externa es abierta al río Ebro, que discurre próximo a las instalaciones.

El reactor BWR es de ciclo sencillo y circulación forzada produciendo vapor, que alimenta directamente la turbina.

El refrigerante, agua ligera, entra por la parte inferior de la vasija ascendiendo y pasando a vapor. El combustible es dióxido de uranio ligeramente enriquecido.

El sistema de control consta de barras que contienen carburo de boro, accionadas hidráulicamente. Éstas penetran en el núcleo por su parte inferior.

La central consta de la contención primaria (pozo seco y cámara de relajación de presión), y contención secundaria (edificio del reactor).

En 2008, la central de Garoña produjo 4020,96 GWh, con un factor de carga del 98,23%

Actualmente cuenta con permiso de explotación hasta julio de 2013.

Almaraz I y II (Cáceres)



La **Central Nuclear de Almaraz**, consta de dos unidades gemelas del tipo agua ligera a presión (PWR), de 2696 MW de potencia térmica y 930 MW de potencia eléctrica, cada unidad.

Se localiza en el municipio cacereño de Almaraz. La Unidad I entró en funcionamiento en mayo de 1981, aunque su explotación comercial no comenzó hasta 1983, marcando el inicio de la explotación de centrales de segunda generación. En 1984 entraba en funcionamiento la segunda unidad (Almaraz II).

Cada Unidad está equipada con tres circuitos de refrigeración, constando además de un reactor de agua a presión, con combustible de dióxido de uranio ligeramente enriquecido en U-235. El número de elementos es 157, cada uno de los cuales lleva 264 varillas de combustible en matriz 17x17. El circuito primario tiene tres generadores de vapor por cada reactor.

El recinto de contención de cada unidad es cilíndrico, de hormigón con cúpula semiesférica y forro de acero. La refrigeración externa es abierta al embalse de Arrocampo.

Actualmente es propiedad conjunta de Iberdrola (53%), Endesa (36%) y Unión Fenosa (11%).

En 2008, la central de Almaraz produjo 7474,44GWh con un factor de carga del 87,09% en la unidad I y 8614,99GWh con un factor de carga del 100% en la unidad II. Lo que suma un total de 16089.43GWh de producción eléctrica.

Ascó I y II (Tarragona)



Ubicada en el municipio tarraconense de Ascó, a orillas del río Ebro, comenzó a funcionar el 29 de agosto de 1983, perteneciendo al grupo de centrales nucleares de segunda generación.

El complejo nuclear de Ascó está integrado por dos unidades, cada una de las cuales consta de un reactor de agua a presión tipo PWR con una potencia eléctrica de 930 MW.

Los reactores de los dos grupos utilizan como moderador y refrigerante agua ligera a presión, que se toma del río Ebro a través de un canal abierto.

El reactor se refrigera por un circuito primario de tres lazos que llevan el calor extraído del reactor a los generadores de vapor. El reactor, el circuito primario y los generadores de vapor se albergan en el edificio de contención. Este edificio tiene forma cilíndrica rematado en un casquete esférico. Es de hormigón revestido de acero interiormente. Se aprovecha el agua de refrigeración caliente para la calefacción de edificios y para un invernadero de plantas ornamentales instalado en la central.

El combustible es dióxido de uranio enriquecido en U-235. El número de elementos combustibles en el núcleo es de 157, cada uno de los cuales lleva 264 varillas combustibles en matriz 17x17.

Actualmente es propiedad de las compañías eléctricas Iberdrola y Endesa.

En 2008, la central de Ascó produjo en la unidad I 7778,44 GWh con un factor de carga del 85,77% y 7444,81GWh en la unidad II con un factor de carga del 82,51%.

Cofrentes (Valencia)



Situada en la localidad valenciana de Cofrentes, en la margen derecha del río Júcar.

Forma parte del grupo de centrales nucleares de segunda generación. La conexión a la red eléctrica tuvo lugar en octubre de 1984 y un mes después comenzó su explotación comercial

La planta está equipada con un reactor de agua en ebullición, tipo BWR, de 2952 MW de potencia térmica y 994 MW de potencia eléctrica. El suministrador del Sistema Nuclear de Suministro de Vapor es General Electric Co.

El combustible para el núcleo del reactor está constituido por 624 elementos combustibles, cada uno integrado por 62 varillas de combustible y 2 de agua dispuestas en matrices de 8x8 con pastillas de dióxido de uranio ligeramente enriquecido.

El control global del núcleo se consigue mediante barras de control móviles de entrada por el fondo de la vasija. Las barras de control son de forma cruciforme y están distribuidas por toda la red de los conjuntos de combustible.

Actualmente es propiedad de Iberdrola.

En 2008, la central de Cofrentes produjo 8155,66GWh con un factor de carga 85,02%

Trillo (Guadalajara)



Ubicada en un paraje denominado 'Cerrillo Alto', entre las localidades de Trillo y Cifuentes, en Guadalajara, a orillas del río Tajo.

Se conectó a la red por primera vez en mayo de 1988, y consta de tres circuitos: el primario, el secundario y el de refrigeración.

Es la primera central nuclear que pertenece a la tercera generación.

Dispone de un reactor controlado por 52 haces de barras de control construidas en una aleación de Plata-Indio-Cadmio. Su accionamiento es electromagnético. Penetran en el reactor por su parte superior.

Como combustible utiliza óxido de uranio enriquecido. El reactor incluye 177 elementos combustibles, cada uno de los cuales tiene dispuestas las varillas en una matriz de 16x16.

La refrigeración del reactor se realiza por un circuito primario de agua con tres lazos. Dispone de dos torres de refrigeración independientes. El reactor, circuito primario y generadores de vapor están albergados en una esfera de acero, contenida en un edificio cilíndrico de hormigón rematado por una semiesfera.

En 1999, el Gobierno decidió aprobar la ampliación de la capacidad del almacén temporal de combustible gastado, fuera del recinto de contención, con una superficie de 2.280 metros cuadrados, para resolver el problema de limitación de espacio necesario para la continuidad de la central. El almacén está diseñado para albergar hasta 80 contenedores, donde se guardarán todos los combustibles gastados en Trillo.

Es propiedad de Iberdrola (48%), Nuclenor (2%), Unión Fenosa (34,5%) e Hidrocantábrico (15,5%).

En 2008, la central de Trillo produjo 8271,82GWh con un factor de carga del 88,34%.

Vandellós II (Tarragona)



Esta central nuclear de tercera generación, es la central más moderna de España. Comenzó a funcionar en marzo de 1988, tras el cierre de Vandellós I.

Central nuclear de tipo de agua ligera a presión (PWR). Diseñada por Westinghouse, entró en explotación comercial

en marzo de 1988. La potencia térmica autorizada es de 2.775 MW y la eléctrica bruta de 992 MW.

Posee un reactor de agua a presión. La descarga de agua de refrigeración se hace a través de un canal abierto que desemboca directamente en la costa tarraconense del mar Mediterráneo.

El combustible es dióxido de uranio enriquecido en U-235. El número de elementos es 157, cada uno de los cuales lleva 264 barras combustibles en matriz 17x17.

Las compañías propietarias y titulares de la central son: Endesa (72%) e Iberdrola (28%).

En 2008, la central de Vandellós produjo 7236,52 GWh con un factor de carga del 75,78%.

ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN

En el cuadro 1 puede observarse los reactores en operación, construcción y anunciados por todos los países del mundo. Y como podemos comprobar España no plantea la ampliación de su parque nuclear, contrastando con políticas como pueden ser las de EE.UU., China o Rusia.

Cuadro 1. REACTORES EN OPERACION, CONSTRUCCIÓN Y ANUNCIADOS POR PAÍSES EN EL MUNDO

Países (***)	En operación		En construcción		Planificados (*)		Propuestos (**)	
	Núm.	MWe	Núm.	MWe	Núm.	MWe	Núm.	MWe
Alemania	17	20.339	0	0	0	0	0	0
Argentina.....	2	935	1	692	1	740	1	740
Armenia.....	1	376	0	0	0	0	1	1.000
Bangladesh.....	0	0	0	0	0	0	2	2.000
Bélgica.....	7	5.728	0	0	0	0	0	0
Bielorusia.....	0	0	0	0	2	2.000	2	2.000
Brasil.....	2	1.901	0	0	1	1.245	4	4.000
Bulgaria	2	1.906	0	0	2	1.900	0	0
Canadá	18	12.652	2	1.500	3	3.300	6	6.600
Corea del Norte	0	0	0	0	1	950	0	0
Corea del Sur	20	17.716	5	5.350	3	4.050	2	2.700
China	11	8.587	11	11.000	26	27.560	72	58.400
Egipto.....	0	0	0	0	1	1.000	1	1.000
Emiratos A.U.	0	0	0	0	3	4.500	11	15.500
Eslovaquia	4	1.686	2	840	0	0	1	1.200
Eslovenia	1	696	0	0	0	0	1	1.000
España	8	7.448	0	0	0	0	0	0
Estados Unidos.....	104	100.845	0	0	12	15.000	20	26.000
Finlandia	4	2.696	1	1.600	0	0	1	1.000
Francia	59	63.473	1	1.630	0	0	1	1.600
Hungría.....	4	1.826	0	0	0	0	2	2.000
India	17	3.779	6	2.976	10	9.760	15	11.200
Indonesia	0	0	0	0	2	2.000	4	4.000
Iran	0	0	1	915	2	1.900	1	300
Israel	0	0	0	0	0	0	1	1.200
Italia	0	0	0	0	0	0	10	17.000
Japón	53	46.236	2	2.285	13	17.915	1	1.300
Kazakhstan	0	0	0	0	2	600	2	600
Lituania	1	1.185	0	0	0	0	2	3.400
Méjico	2	1.310	0	0	0	0	2	2.000
Países Bajos.....	1	485	0	0	0	0	0	0
Pakistán	2	400	1	300	2	600	2	2.000
Polonia	0	0	0	0	0	0	5	10.000
Reino Unido	19	11.035	0	0	0	0	6	9.600
República Checa	6	3.472	0	0	0	0	2	3.400
Rumanía	2	1.310	0	0	2	1.310	1	655
Rusia	31	21.743	8	5.980	11	12.870	25	22.280
Sudáfrica	2	1.842	0	0	3	3.565	24	4.000
Suecia.....	10	9.016	0	0	0	0	0	0
Suiza.....	5	3.220	0	0	0	0	3	4.000
Tailandia	0	0	0	0	2	2.000	4	4.000
Turquía	0	0	0	0	2	2.400	1	1.200
Ucrania	15	13.168	0	0	2	1.900	20	27.000
Vietnam	0	0	0	0	2	2.000	8	8.000
TOTAL MUNDO(****)	436	371.927	43	37.668	108	121.065	266	262.275

Datos a Febrero de 2009.

(*) Aprobados, financiación y compromisos firmes (la mayoría estarán operando en 8 años) o suspendidos con la construcción muy avanzada.

(**) Intención y propósitos claros, pero sin compromisos firmes. Se espera que estén en operación antes de 20 años.

(****) Potencia neta

(*****) Se incluyen 6 reactores en operación en Taiwan con una potencia de 4.916 MWe.

Fuente: World Nuclear Association.

2.3.2 Instalación de almacenamiento residuos radiactivos sólidos (El cabril)



El Cabril es la instalación de almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad de España. Está diseñada para cubrir el total de las necesidades actuales de almacenamiento de este tipo de residuos, incluidos los

procedentes del desmantelamiento de las centrales nucleares.

Se encuentra en la Sierra Albarrana, en la provincia de Córdoba, y su historia como lugar de almacenamiento de residuos se remonta a 1961, cuando la Junta de Energía Nuclear ejecutó el traslado de los primeros bidones de residuos radiactivos a este emplazamiento, introduciéndolos en una antigua mina de uranio de la zona.

La instalación dispone de dos plataformas para el almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad, y otra con estructuras específicas para los de muy baja actividad. Adicionalmente, para aquellos residuos que necesitan tratamiento y acondicionamiento, la instalación dispone de los medios necesarios para llevar a cabo los citados procesos.

El sistema de almacenamiento se basa fundamentalmente en la interposición de barreras de ingeniería y barreras naturales, que aíslan de forma segura los materiales almacenados durante el tiempo necesario para que se conviertan en sustancias inocuas.

Las instalaciones



El Cabril. Sala de control.

El almacén centralizado de El Cabril cuenta con dos zonas diferenciadas por funciones: la zona de edificios y la zona de almacenamiento. Esta separación permite un desarrollo eficaz de las actividades, facilitando el seguimiento y control de las mismas y diferenciando las zonas con reglamentación radiológica.

- Zona de edificios.

La zona de edificios dispone de dos laboratorios para la verificación de la calidad de los residuos. También se encuentran en ella los edificios de acondicionamiento, donde tienen lugar las actividades de tratamiento de residuos, y la sala de control que centraliza toda la información sobre el funcionamiento de la instalación. Las instalaciones auxiliares incluyen la administración, seguridad industrial, servicios técnicos, servicios generales, almacenes temporales, fabricación de contenedores, taller de mantenimiento, comedor etc.

- Zona de almacenamiento de residuos de baja y media actividad.

La zona de almacenamiento de residuos de baja y media actividad está formada por dos plataformas: la plataforma norte, constituida por 16 celdas de almacenamiento, y la plataforma sur, constituida por 12.

- Zona de almacenamiento de residuos muy baja actividad

La zona de almacenamiento de residuos de muy baja actividad está formada por una plataforma constituida por cuatro estructuras que se construirán a medida que se vayan necesitando.



Manejo de telemanipuladores en el Laboratorio Activo de Verificación de la Calidad de El Cabril

Las instalaciones de El Cabril se caracterizan por:

- Automatismo: capacidad para operar desde una sala de control, minimizando la exposición de los trabajadores.
- Resistencia sísmica: capacidad para tolerar terremotos previsibles en la zona.
- Solidificación: capacidad para almacenar todos los residuos en forma sólida.

El proceso de los residuos de baja y media actividad

Los residuos de baja y media actividad generados en cualquier punto de España llegan a El Cabril y se descargan en un edificio de acondicionamiento o en alguno de los almacenes temporales.



Interior de la celda de almacenamiento

La mayoría de ellos, generados en las centrales nucleares, llegan acondicionados. Los que proceden de hospitales, centros de investigación o industrias, son tratados y acondicionados en las propias instalaciones de El Cabril.

Los bidones recibidos se introducen en contenedores de hormigón cuya capacidad es de 18 bidones de 220 litros.

Cuando un contenedor se llena, sus bidones se inmovilizan mediante mortero inyectado. Este bloque compacto se introduce en la celda de almacenamiento, que es una estructura de hormigón armado.

Una vez completa la celda de almacenamiento con 320 contenedores, se construye la losa superior de cierre con hormigón armado y se impermeabiliza.

Cada una de las 28 celdas de almacenamiento tiene un sumidero conectado con la red de control de infiltraciones, situada bajo las plataformas. Esto permite detectar posibles filtraciones de agua para que, en caso de producirse, puedan subsanarse.

Una vez completa la capacidad de las plataformas, se taparán con una última cobertura formada por diferentes capas, siendo la última de tierra vegetal, buscando su integración en el entorno.

En este momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 300 años.

El proceso de los residuos de muy baja actividad



El Cabril. Interior de la estructura de almacenamiento para residuos de muy baja actividad.

Los residuos radiactivos de muy baja actividad son materiales sólidos, generalmente chatarras y escombros, que están mínimamente contaminados con isótopos radiactivos.

Pueden llegar a la instalación en sacas, bidones o contenedores y almacenarse directamente en la estructura específica de almacenamiento, o pasar primero al área destinada a su tratamiento, si fuera necesario.

Cuando se complete cada estructura, se cubrirá con diferentes capas, siendo la última de tierra vegetal para su integración en el entorno.

En este momento comenzará la fase de vigilancia y control del emplazamiento durante 60 años.

Almacenamiento

Desde el 1 de enero de 1986, hasta el 31 de diciembre de 2008, El Cabril ha recibido unos 28.200 m³ de residuos radiactivos de baja y media actividad.

La ocupación de las instalaciones de almacenamiento de El Cabril hasta finales de 2008 es del 58,73% de su capacidad.

El volumen total de residuos radiactivos de baja y media actividad recibidos alcanza la cifra de 28.200 m³.

- 84% de instalaciones nucleares.

- 7% de instalaciones radiactivas (principalmente hospitales).
- 9% captados en intervenciones especiales.

A lo largo de 2008 se han recibido 220 transportes, con una recogida total de residuos radiactivos de baja y media actividad de 1.246,5 m³.

Durante 2008 ha iniciado su operación la instalación específica para el almacenamiento de residuos de muy baja actividad. De los transportes recibidos 13 contenían residuos de este tipo (un total de 137 m³). La instalación específica se encuentra al 0,37% de su capacidad.

Datos radiológicos

Desde la entrada en operación de El Cabril no se ha detectado influencia radiológica alguna de la actividad de la instalación sobre el entorno.

Anualmente se recogen muestras de agua, aire, suelo, alimentos, pesca, caza y vegetación, con el fin de vigilar los niveles de radiactividad ambiental, y mantener informado al Consejo de Seguridad Nuclear.

En 2008 se establecieron numerosos puntos de control y se recogieron un total de 800 muestras.

2.4 Industria española de fabricación de equipos

La empresa Equipos Nucleares, S.A. (ENSA) es la principal compañía española para el suministro de grandes componentes para las instalaciones nucleares y cuenta con una planta de fabricación ubicada en Maliaño (Cantabria).

En el ámbito nacional, durante el 2007 ENSA hizo entrega de cuatro nuevos contenedores del modelo ENSA-DPT para el almacén temporal individualizado (ATI) de C.N. Trillo, e inició la fabricación de seis contenedores más. Asimismo y destinados al ATI de C.N. José Cabrera, se continuó la fabricación de ocho cápsulas de confinamiento de acero inoxidable denominadas MPC y se terminó el contenedor de transferencia de acero al carbono y plomo denominado HI-TRAC.

También ha sido adjudicado a ENSA el diseño, apoyo al licenciamiento, fabricación y montaje en C.N. Cofrentes de los bastidores para elementos combustibles gastados.

En el campo de la I + D, ENSA sigue con su proyecto de diseño de un contenedor universal para combustible gastado destinado principalmente al mercado internacional, si bien podría también tener uso en el mercado nacional.

Por lo que respecta a las actuaciones en el ámbito internacional, en el 2007 cabe destacar la entrega de cuatro generadores de vapor para la central nuclear de Diablo Canyon en EEUU; la obtención de diversos pedidos, entre ellos, de General Electric, relativo a una vasija ESBWR (Reactor Económico Simplificado de Agua en Ebullición) de 1.000 toneladas, para la central de North Anna en EEUU, dos generadores de vapor para la central de Waterford, en EEUU; 20 contenedores de combustible gastado a suministrar a TN Inc. (Areva), para la central de Peach Bottom, en EEUU; el diseño de bastidores para combustible gastado para la futura flota de reactores ESBWR y el diseño y

suministro, conjuntamente con IBERINCO, de cambiadores de calor para la central de Flamanville en Francia.

En el ámbito nacional, durante 2008 ENSA inició la fabricación de seis contenedores más del modelo ENSA-DPT para el almacén temporal individualizado de CN Trillo, e hizo entrega de dos nuevos contenedores, que se cargaron en la central durante el verano de dicho año. Por tanto, en la actualidad se encuentran cargados en el almacén un total de 16 contenedores DPT, lo que supone 336 elementos de combustible gastado almacenados en seco.

También se entregaron doce contenedores para combustible irradiado para CN José Cabrera y se completó la fabricación de ocho cápsulas de confinamiento de acero inoxidable destinadas a esta central. Se realizaron, asimismo, las pruebas requeridas, tanto en fábrica como en central, para realizar la carga de los contenedores durante 2009.

Por otra parte, se fabricaron y montaron parcialmente los bastidores de almacenaje para combustible gastado para CN Cofrentes.

ENSA ha formado con la empresa Técnicas Reunidas una UTE para el diseño y fabricación de cambiadores de calor para centrales eléctricas nucleares y térmicas convencionales y en 2008 se entregaron a CN Vandellós II dos intercambiadores de calor. También se continuó fabricando cabezales para elementos combustibles suministrados por ENUSA a diversas centrales nucleares.

En el ámbito internacional, en 2008 ENSA firmó un acuerdo de colaboración con SEC (China) para la participación de ambas empresas en proyectos locales, un acuerdo con Westinghouse-Francia, para el suministro de bastidores de almacenamiento en las piscinas de combustible gastado a la empresa francesa EDF, y se constituyó juntamente con ENUSA, Tecnatom y Ringo Válvulas el "Spanish Nuclear Group for China, AIE", para actuar en el mercado chino.

También se finalizaron y entregaron cuatro generadores de vapor para la central de Diablo Canyon (EEUU) y un generador de vapor para la central de Qinshan (China). Además. Se han recibido pedidos para el suministro de dos vasijas ESBWR (North Anna y Victoria County, EEUU) de GE- Hitachi, generadores de vapor para una planta AP-1000 de Westinghouse, con opción a una segunda, y para seguir desarrollando y fabricando el PBMR (Sudáfrica).

La construcción del ITER en Francia, presenta también importantes oportunidades para ENSA, que se espera que se concreten a medio plazo. Se constituyó un consorcio con Areva y DCN (Francia) y MAN (Alemania), que consiguió precalificarse para la fabricación de la cámara de vacío de ITER. También se creó la "Plataforma de Fusión", apoyada por el Ministerio de Ciencia e Innovación, CDTI y CIEMAT, en la que ENSA participa activamente y se ha firmado un acuerdo internacional para el suministro de componentes del reactor experimental Jules Horowitz, en consorcio formado por CIEMAT y en el que participan otras empresas españolas, y para el desarrollo del European Sodium Fast Reactor, junto con otras 25 empresas europeas. Ambos proyectos tienen sede en Francia.

2.5 Aplicación salvaguardias integradas a las instalaciones españolas

Por ser susceptible de ser utilizado para fines no pacíficos, el material nuclear debe ser objeto de particular protección, entendiéndose por "salvaguardias" el conjunto de medidas establecidas para detectar la desviación de los materiales nucleares para usos no declarados.

Las salvaguardias nucleares las ejercen los Organismos internacionales que tienen asignadas tales competencias en virtud de los compromisos internacionales contraídos por los Estados Parte. En el ámbito de la UE se aplican dos sistemas de salvaguardias en paralelo:

- Salvaguardias de EURATOM: derivan de las obligaciones que se establecen en el Capítulo VII del Tratado EURATOM (Control de seguridad), en virtud de las cuales los Estados miembros deben declarar el material nuclear y el uso previsto del mismo. Las salvaguardias de EURATOM son aplicadas por la Comisión Europea.
- Salvaguardias del Organismo Internacional de la Energía Atómica (OIEA), de Naciones Unidas: derivan de los compromisos contraídos como parte contratante del Tratado sobre la no Proliferación de las Armas Nucleares (TNP). Este Tratado obliga a suscribir un acuerdo con el OIEA para la aplicación de su sistema de salvaguardias a todas las actividades en las que se manejan materiales nucleares. Los Estados miembros de la UE no poseedores de armas nucleares han suscrito con el OIEA un Acuerdo de Salvaguardias conjunto (INFCIRC/193), cuyas medidas las aplican los inspectores de este Organismo de manera coordinada con las derivadas del Tratado EURATOM. Este acuerdo se ha suplementado en abril de 2004 con la entrada en vigor de un Protocolo Adicional que amplía el ámbito de aplicación de las salvaguardias y da derechos de acceso adicionales a los inspectores del OIEA a las instalaciones y actividades obligadas.

En los últimos años, tanto el OIEA como la Comisión Europea han venido impulsando una reforma de sus respectivos sistemas de salvaguardias con el objeto de mejorar su eficiencia y eficacia.

Para los Estados que disponen de los que se conocen como Acuerdos de Salvaguardias amplios y que además tienen en vigor un Protocolo Adicional, tal como ocurre en los Estados miembros de la UE, el objetivo del OIEA es introducir, a la mayor brevedad, lo que se conoce como "salvaguardias integradas" (SI). Se trata del establecimiento en cada Estado de un conjunto integrado de medidas de salvaguardias óptimo, tomando en consideración todos los medios y fuentes de información disponibles, tales como inspecciones, declaraciones, imágenes por satélite, etc.

A pesar de que el objetivo que persiguen las salvaguardias integradas es optimizar el uso de los recursos, y de que de ello, a la larga, se benefician los operadores por suponer una reducción de la intensidad de las inspecciones de acuerdo con el potencial riesgo de proliferación de cada Estado, la transición a las salvaguardias integradas es un proceso complejo y no exento de dificultades, ya que lleva aparejada una importante actualización de las prácticas en uso desde hace muchos años.

El aspecto más relevante en este sentido es que, para satisfacer los objetivos que se ha fijado el OIEA, resulta imprescindible introducir el factor "sorpresa" en, al menos, una parte de las actividades de inspección, las cuales, hasta ahora, se llevan a cabo de forma anunciada para EURATOM, los Estados y los operadores. En el futuro próximo, un número reducido de las inspecciones se realizarán con corto preaviso de tiempo, del orden de 24 horas, e incluso, en algunas instalaciones concretas, serán sin anuncio previo.

La Comisión Europea, en parte siguiendo la estela del camino emprendido por el OIEA, y en parte con iniciativas de cuño propio, también está reformando las modalidades de aplicación de las salvaguardias del Tratado EURATOM (TE). El objetivo es adaptar las salvaguardias del TE al modelo de las salvaguardias integradas, de manera que ambos sistemas

puedan seguir aplicándose de forma conjunta, aunque respetando los objetivos y peculiaridades de cada uno.

Desde el año 2006 se ha producido una continua comunicación entre las partes implicadas (Estados miembros, Comisión Europea y OIEA) con el fin de establecer los procedimientos a seguir en la aplicación de este sistema. En 2008 los Estados miembros que tenían más dificultades para implementar de manera inmediata las salvaguardias integradas han mantenido varias reuniones multilaterales y bilaterales con la Comisión y el OIEA.

España mantuvo una reunión en Viena el 22 de abril de 2008 en la que se alcanzaron importantes acuerdos para avanzar en la aplicación de las salvaguardias integradas. Además, España recibió la declaración por parte del OIEA de ausencia de actividades no declaradas a raíz de las evaluaciones que dicho Organismo ha llevado a cabo en base a las declaraciones que le han sido remitidas por España, de acuerdo con lo establecido en el Protocolo Adicional, y de la información complementaria que se le ha suministrado. Esta declaración es el primer paso, y requisito necesario, para poder aplicar las salvaguardias integradas en un país.

A principios del mes de junio, la Secretaría General del OIEA remitió a los Estados miembros un conjunto de procedimientos genéricos para la aplicación de las salvaguardias integradas en los diferentes tipos de instalaciones nucleares. Estos procedimientos habían sido acordados, sin consultar a los Estados miembros, entre los respectivos servicios de la Comisión y el OIEA en el Grupo de Enlace de Bajo Nivel (LLLC) (creado por el Acuerdo de salvaguardias entre los Estados miembros de la UE no poseedores de armas nucleares, EURATOM y el OIEA), siendo la intención que dichos procedimientos fueran aprobados por el Grupo de Enlace de Alto Nivel (HLLC) en su reunión del 4 de julio. Esta situación, que no tenía en cuenta los acuerdos alcanzados en las reuniones bilaterales mantenidas con España y otros países, hizo que estos Estados reaccionaran y se acordara una declaración para ser leída por la Presidencia francesa en la reunión del HLLC del día 4 de julio.

En la reunión del HLLC, en la que participaron los Estados de la troika en representación de la UE y España, en su propia representación, tras la lectura de la declaración de la UE, a la que España se adhirió, se comprobó que no era posible alcanzar un acuerdo sobre la aprobación de los procedimientos genéricos. El OIEA planteó que la falta de acuerdo daría lugar a importantes dificultades para el Organismo, ya que el presupuesto del año 2009 preveía que ya se aplicarían las salvaguardias integradas en la UE. Tras analizar la situación creada, se planteó la posibilidad de aprobar los procedimientos con carácter provisional. Se llegó a una solución de compromiso consistente en comunicar al OIEA que la Comunidad estaría dispuesta a una adopción provisional de los procedimientos siempre que los mismos se aplicaran de manera flexible y que se retomaran las negociaciones bilaterales con los Estados que así lo desearan. Esta comunicación ha sido adoptada unánimemente por los 27 Estados miembros.

España mantuvo a lo largo del 2008 sus conversaciones con la Comisión y el OIEA para garantizar la introducción de las salvaguardias integradas de manera adecuada y solicitando un procedimiento específico para las instalaciones españolas, tal como se acordó en la reunión del HLLC para aquellos países que lo desearan. España ha mostrado su interés en la introducción de las salvaguardias integradas de manera flexible en la UE y la voluntad de cooperación en este sentido, a pesar de las incertidumbres que se manifestaban en el proceso. La Comisión Europea ha garantizado que las preocupaciones por parte española serán tenidas en cuenta y que se establecerán las conversaciones necesarias para adoptar los procedimientos específicos para la aplicación de las salvaguardias integradas en las instalaciones españolas con las suficientes garantías jurídicas.

El 10 de diciembre de 2008 se mantuvo una reunión en Madrid con los operadores de las centrales nucleares españolas. Representantes de la Comisión y del OIEA presentaron, en base a los documentos genéricos aprobados provisionalmente, como sería la futura aplicación de las salvaguardias integradas en los reactores españoles. En dicha reunión las autoridades españolas reafirmaron la necesidad de disponer en un documento

escrito lo allí expuesto de manera clara y precisa. Este documento debe hacer constar aspectos tales como la forma de notificación de las inspecciones, el tiempo de notificación avanzada para hacer factible la presencia de los inspectores de EURATOM, las actuaciones en caso de que no haya presencia de inspectores de EURATOM, las actividades de inspección, el procedimiento de actuación en caso de que, por circunstancias operativas (seguridad, protección física, protección radiológica, sucesos operacionales, etc.), no pueda llevarse a cabo alguna de las actividades previstas, puntos de contacto, etc. La UE y el OIEA acordaron redactar el documento en base a las presentaciones hechas en la reunión y remitirlo a las autoridades españolas para su aprobación antes de la implantación de las salvaguardias integradas en España.

2.6 Plan general de residuos radiactivos

2.6.1 Introducción

Los residuos radiactivos: naturaleza y percepción pública

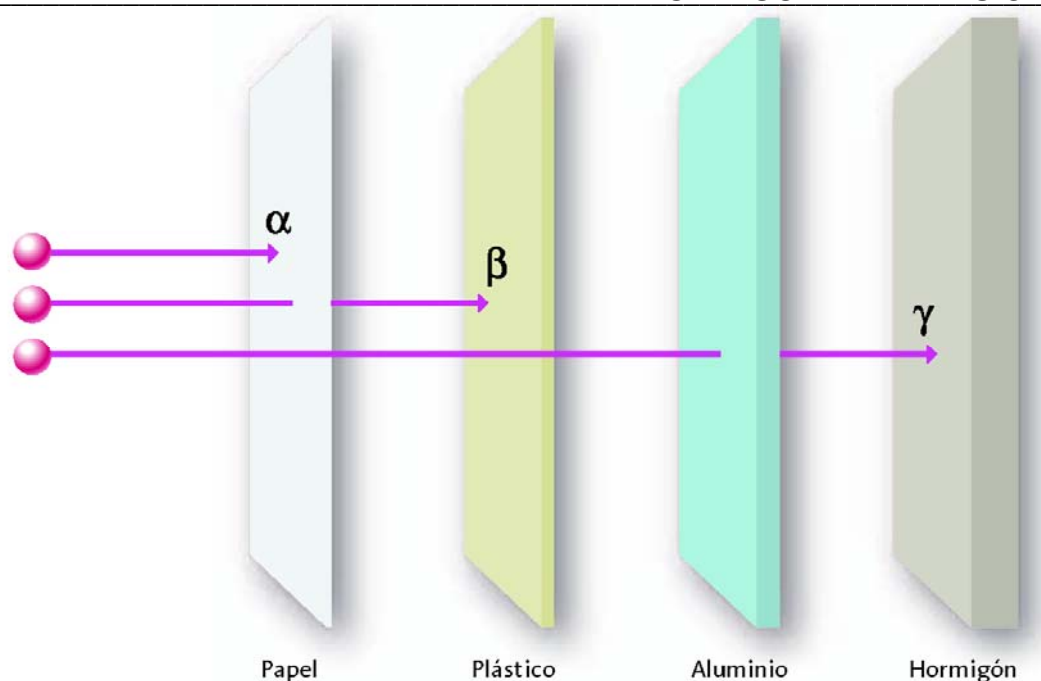
Uno de los recursos que el ser humano emplea, en un gran número de actividades, son los materiales radiactivos. Desde el primer momento del descubrimiento de la radiactividad y el subsiguiente desentrañamiento de la materia, se desarrollaron aplicaciones de utilidad para la sociedad. Los campos en los que más ha progresado esta tecnología han sido la medicina, la industria, la investigación y la producción de energía eléctrica.

La radiactividad es la propiedad que tienen ciertos elementos (radionucleidos) de desintegrarse espontáneamente. En ese proceso modifican su estructura nuclear mediante la emisión de radiaciones en forma de partículas alfa (capacidad de penetración baja y poder de ionización alto), beta (mayor penetración y menor ionización que las alfa) y radiaciones electromagnéticas gamma (gran penetración y menor ionización que las alfa y beta).

La emisión de esas radiaciones hace que el átomo vaya modificando su estructura, convirtiéndose así en otros isótopos u otros elementos, hasta perder gran parte de su actividad radiactiva e incluso, en la mayoría de los casos, convertirse en elementos estables.

El periodo de semidesintegración (intervalo de tiempo necesario para que el número de átomos de un radionucleido se reduzca a la mitad por desintegración espontánea) es también específico de cada núcleo inestable. Este periodo oscila entre fracciones de segundo y millones de años.

La radiactividad puede tener un origen natural o artificial. La de origen natural proviene de los materiales radiactivos que se hallan en la corteza terrestre, muchos de los cuales están incorporados al aire y a los alimentos; de los rayos cósmicos (origen extraterrestre); y de sustancias que se encuentran en el interior del organismo humano (potasio, carbono, etc.).



Capacidad de penetración de las radiaciones ionizantes

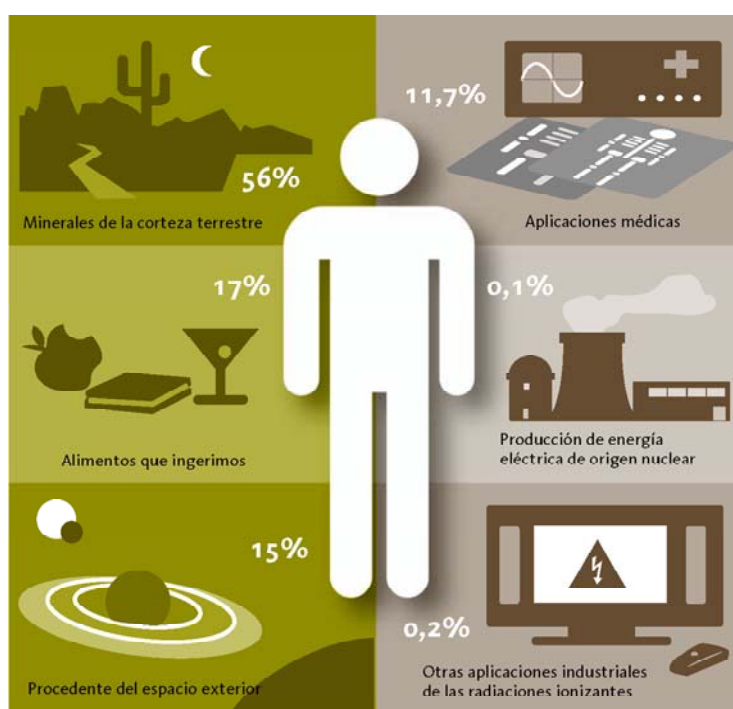
Esta radiactividad natural, o radiación de fondo, que forma parte del medio ambiente, no es uniforme en cada punto del planeta. Depende de factores como la altura sobre el nivel del mar (la radiación exterior es retenida en parte por la atmósfera); del contenido del material radiactivo en el suelo (porcentaje de granitos, por ejemplo); etc.

La radiactividad artificial es la que tiene su origen en las aplicaciones que el ser humano hace de las radiaciones ionizantes en campos tales como la producción de electricidad, la medicina, la industria y la investigación.

En función de las características naturales del lugar donde se habite, así como del desarrollo tecnológico de la sociedad a la que se pertenezca, las personas estarán sometidas a diferentes niveles de radiactividad.

ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN

El Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSECAR) ha calculado la aportación de las distintas fuentes a la actividad radiológica media a la que está expuesto un adulto. Estos valores, expresados porcentualmente, se distribuyen entre el 56% que aportan los minerales de la corteza terrestre, el 17% de los alimentos que ingerimos, el 15% procedente del espacio exterior, el 11,7% de aplicaciones médicas, el 0,1% de la producción de energía eléctrica de origen nuclear y el 0,2% de otras aplicaciones industriales de las radiaciones ionizantes. Es decir, un 88% del total tiene origen natural y el 12% procedencia artificial.



Porcentaje de exposición a radiaciones ionizantes

Asimismo, el ser humano experimenta 12.000 desintegraciones por segundo como consecuencia de su propia composición química.

La interacción entre la radiación y la materia se puede producir por irradiación o por contaminación. En el primer caso, la radiación incide directamente sobre la materia, mientras que en el segundo se deposita en la materia la fuente o sustancia emisora de radiación.

La protección de los seres vivos contra los efectos de la radiación se logra evitando que se produzca dicha interacción entre la materia y la radiación; es decir, evitando la irradiación y la contaminación.

En el caso de la irradiación, se puede lograr por simple distanciamiento de la fuente o reducción del tiempo de exposición, así como interponiendo las barreras o los materiales adecuados entre la fuente y los seres vivos. La contaminación se impide sellando las fuentes radiactivas, esto es, poniendo en torno a las mismas los materiales que no permitan que el agua o cualquier otro agente externo los disperse en el medio ambiente.

En definitiva, en ambos casos la protección se logra, de forma común, interponiendo entre los radionucleidos y los seres vivos las barreras adecuadas, tanto para blindar contra la radiación, como para confinar la radiactividad.

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 las autoridades competentes.

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.

Actualmente la clasificación más utilizada es la que se refiere al sistema de tratamiento y almacenamiento que puede utilizarse para los diferentes tipos de residuos. Esta clasificación considera, fundamentalmente, el periodo de semidesintegración que tienen los diferentes radionucleidos contenidos, así como la actividad específica de los mismos.

En función de estas características y su forma de gestión, los residuos se clasifican básicamente en dos grandes grupos:

Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA)

Residuos de Alta Actividad (RAA)

Los RBMA son los que contienen emisores beta-gamma con periodos de semidesintegración inferiores a 30 años; no son generadores de calor por efecto de la desintegración, ya que su radiactividad específica es baja; su concentración en emisores alfa (de vida larga) es muy pequeña (trazas). Transcurridos 300 años, estos residuos, reducirán su actividad hasta tal punto que, desde ese momento, las dosis radiactivas derivadas de los mismos son equivalentes a las correspondientes al fondo natural.

Los RAA son los que contienen emisores alfa de vida larga, con periodo de semidesintegración superior a 30 años, en concentraciones apreciables y pueden generar calor por efecto de la desintegración radiactiva, ya que su actividad específica es elevada. El principal exponente de estos residuos es el combustible gastado descargado de los reactores nucleares que contiene los productos de fisión y los elementos transuránicos generados durante su quemado, cuando se decida que éste no será reprocesado o los residuos producidos en el reproceso del combustible.

La gestión de los residuos radiactivos requiere la realización de una serie de actividades tales como su tratamiento, transporte y almacenamiento, cuyo objetivo final es proteger a las personas y al medio ambiente de las radiaciones que emiten los radionucleidos contenidos en los residuos, minimizando las cargas de esa protección a las generaciones futuras.

Dicha gestión ha de hacerse de forma adecuada y segura, siendo necesario para ello la realización de estudios de seguridad, impacto ambiental, etc. y la consiguiente evaluación de riesgos, que deben ser aprobados por los correspondientes organismos competentes en la materia.

La explicación que los expertos dan sobre el riesgo en términos del producto aritmético de la probabilidad de que ocurran daños o efectos indeseados y la consecuencia de los mismos, a veces no resulta de fácil comprensión para el público en general. Existe también una percepción personal del riesgo que no obedece a los parámetros científicos anteriormente indicados y en cuya valoración se requeriría otro tipo de expertos en temas sociales, al tratarse de actitudes cuya base tiene un fuerte componente emocional.

En este sentido, resulta notable la influencia de los medios de comunicación en la población, que recibe constantemente mensajes de riesgo. En el campo concreto de la radiactividad, y dado que ésta es invisible, inodora e intangible, juega un papel fundamental la credibilidad y la confianza que otorgue la sociedad a las fuentes de información, ya sean éstas provenientes de las administraciones, organismos públicos o sectores privados, industrias, etc.

Según las encuestas de opinión, España se encuentra en torno a la media europea respecto a la preocupación y desconfianza que inspiran a la población el tema de los residuos radiactivos y su gestión. Una mayoría amplia lo asocia básicamente a las centrales nucleares y lo considera un problema importante con riesgos asociados. Aún existe bastante grado de desconocimiento sobre la forma de gestionar este tipo de residuos, aunque, en general, quien ha tenido acceso a la información sobre qué se hace con los residuos radiactivos opina que la gestión es buena o muy buena.

Cuando se pregunta a los ciudadanos sobre el tipo de planta o vertedero de residuos que no aceptaría nunca cerca de su vivienda, sobresale el almacenamiento de los residuos, por muchas garantías de seguridad que se les ofrezcan. Aquí radica uno de los problemas fundamentales: la necesidad de gestionar los residuos radiactivos con garantía (necesidad nacional) debe resolverse con instalaciones concretas (fuerte implicación local). Por tanto, los mecanismos que han de establecerse para la toma de decisiones deben

potenciar la coherencia global dentro del país desde el ámbito local al nacional y viceversa.

Es evidente que las entidades locales que puedan verse involucradas en la toma de decisiones tendrán un papel preponderante siempre en el contexto de voluntariedad, transparencia de la información y diálogo y participación abierta de sus ciudadanos.

De todo lo anterior se desprende la necesidad imperiosa de comunicar a la sociedad y sus representantes más significados la realidad presente y perspectivas de futuro en materia de gestión de residuos radiactivos. Así el público podrá entender mejor los procesos y percibirá los riesgos desde una óptica más racional y menos emocional. Riesgos, dicho sea de paso pequeñísimos en lo que a gestión de residuos radiactivos se refiere, y prueba de ello es que en nuestro país no ha ocurrido ningún incidente relevante durante la gestión de los residuos; después de recorrer más de 3 millones de kilómetros transportando residuos; de haber retirado más de 22.000 pararrayos radiactivos, de haber desmontado por completo una fábrica de concentrados de uranio; haber desmantelado una gran central nuclear (en un 80%), haber acondicionado y almacenado del orden de unos 35.000 m³ de residuos, etc.

Necesidad de establecer un sistema de gestión para los residuos radiactivos

La generación de electricidad en la Unión Europea (UE) se apoya en un porcentaje importante en el uso de la energía nuclear, que viene a suponer del orden de un tercio del total. En España, asimismo, la producción eléctrica de origen nuclear representa una proporción considerable, que en el año 2008 ha sido, aproximadamente, una quinta parte del total nacional.

Por otro lado, la utilización de isótopos radiactivos en la medicina, industria e investigación está ampliamente difundida. Basta recordar que alrededor de 100.000 personas son tratadas al año en España con radiaciones

(radioterapia) y muchas más son diagnosticadas en medicina nuclear con isótopos radiactivos.

En las actividades anteriores se generan ciertas cantidades de residuos de carácter radiactivo, muy inferiores a las que se generan de otros residuos peligrosos, pero que, como muchos otros, necesitan unos modos de gestión específicos, para garantizar la seguridad de las personas y minimizar el impacto sobre el medio ambiente.

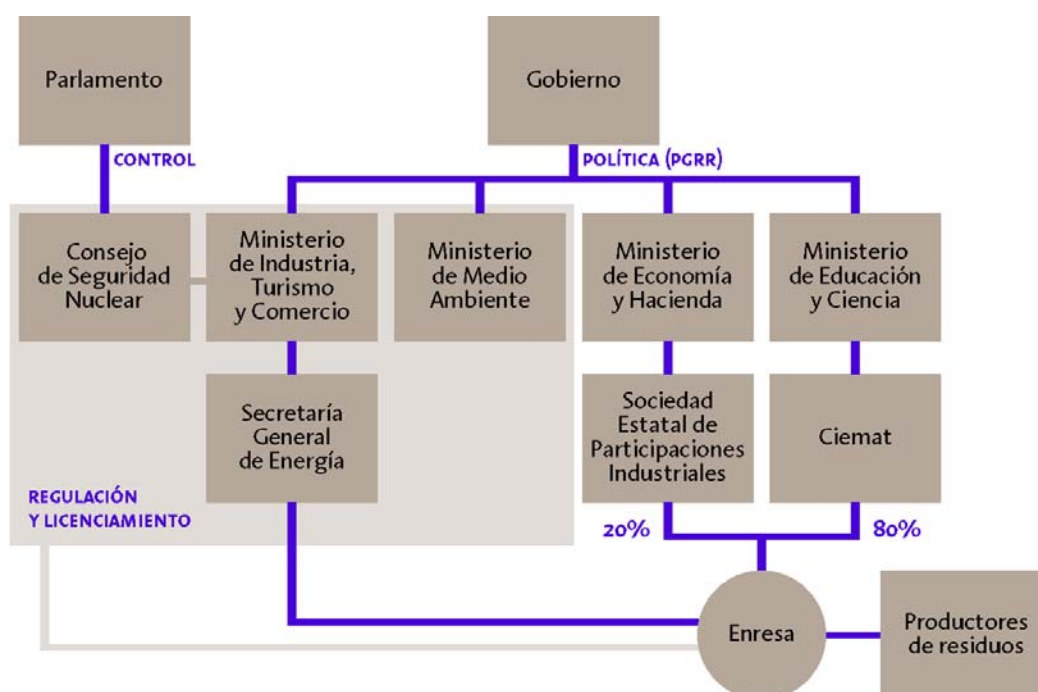
Por todo ello, el Parlamento de la Nación decidió, ya en el año 1983, que era necesario crear una entidad pública y sin ánimo de lucro, que inventariase, retirase, acondicionase y almacenase esos materiales, es decir, que los gestionase de forma integral y adecuada. A tal fin, el Real Decreto 1522/1984 de 4 de julio autorizó la constitución de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (Enresa).

Asimismo, a Enresa se le encomendó, entre otras, la tarea de gestionar las operaciones relativas al desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas reglamentadas al finalizar su vida operativa y restaurar ambientalmente, en su caso, antiguas minas e instalaciones de tratamiento de mineral de uranio que existían en España.

A lo largo de las dos últimas décadas se ha ido definiendo y conformando un sistema nacional para llevar a cabo todas las actuaciones necesarias en los distintos campos de la gestión de los residuos radiactivos y clausura de instalaciones, considerando tanto la naturaleza de dichas actuaciones como las capacidades de un conjunto de agentes que operan de manera estructurada y que se pueden esquematizar de la siguiente forma:

ADMINISTRACIÓN DEL ESTADO

Dentro de los distintos niveles de la Administración del Estado destaca por su vinculación más directa con la gestión de los residuos radiactivos el Ministerio de Industria, Turismo y Comercio (MITYC) que, a través de la Secretaría General de Energía y su Dirección General de Política Energética y Minas, tiene la facultad de otorgar licencias, permisos y autorizaciones necesarias a Instalaciones Nucleares (II.NN.) y Radiactivas (II.RR.), así como la de elevar al Gobierno, para su aprobación, el Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), donde se contemplan todas las estrategias y actuaciones a llevar a cabo en esta materia en nuestro país.



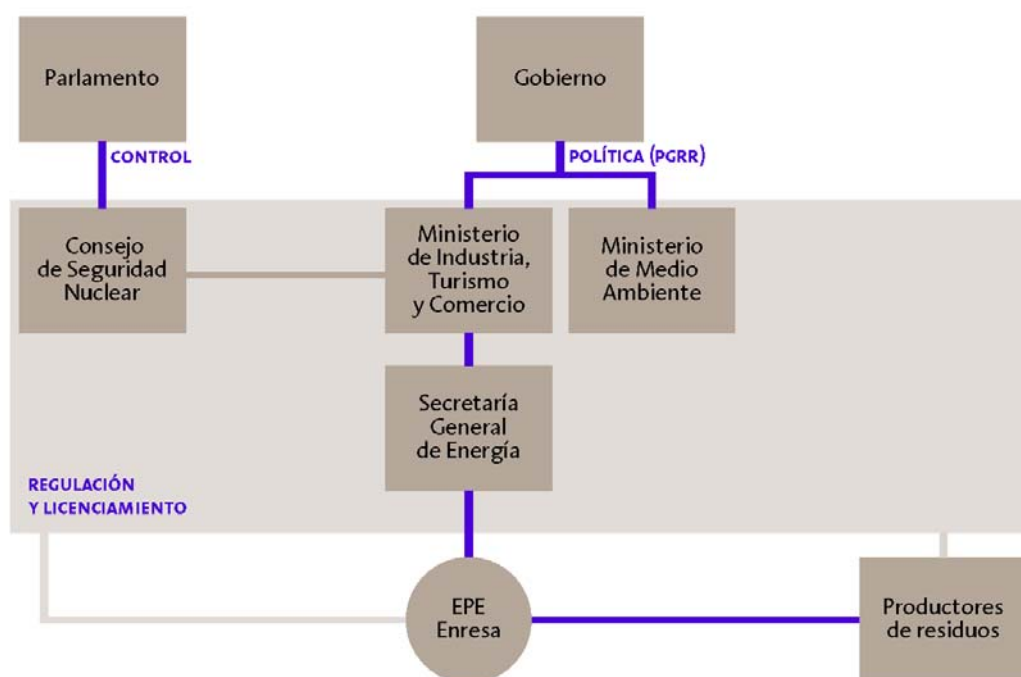
También están implicados, entre otros, el Ministerio del Medio Ambiente (MIMA), en lo relativo a las Declaraciones de Impacto Ambiental de las instalaciones y actividades que lo precisen, así como las Comunidades Autónomas (CC.AA.), que tienen transferidas ciertas facultades en el caso de las II.RR., y los Ayuntamientos en los temas de su competencia, como es la concesión de licencias municipales.

EL CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN)

Como organismo único competente en materias de seguridad nuclear y protección radiológica, elabora los preceptivos informes y dictámenes de su competencia y los envía a las Autoridades responsables en cada caso, rindiendo cuentas de sus actuaciones al Parlamento.

LOS PRODUCTORES DE RESIDUOS

Son los titulares de las II.NN. e II.RR. que generan los residuos radiactivos, a gestionar por Enresa, existiendo unos contratos entre ambas partes, donde se establecen las relaciones y las respectivas responsabilidades. Como se indicará posteriormente, también pueden existir otros productores.



ENRESA

Es la entidad autorizada para llevar a cabo la gestión de los residuos radiactivos, que mantiene relaciones administrativas y técnicas con todos los agentes implicados en el sistema, ya comentados, así como con otros de apoyo, necesarios para el desempeño de sus cometidos, entre los que podría citarse al Ciemat, Universidades y otros entes de I+D, empresas, etc., sin olvidarse del ámbito internacional, al que se aludirá posteriormente.

El modo de funcionamiento general del sistema contempla, pues, toda la normativa aplicable, así como el papel de los agentes, las prácticas operativas y de seguridad, etc., incluyendo el sistema de financiación.

Marco normativo y bases del sistema de gestión

Desde el punto de vista legal, con la promulgación del Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de las actividades de Enresa y su financiación, se reagrupó en un único texto toda la dispersa normativa aplicable a la gestión de los residuos radiactivos y al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas.

Este Real Decreto adaptó sus preceptos a la realidad del momento e incluyó en su articulado otras disposiciones contenidas en diversas leyes relativas a la referida materia objeto de regulación, todo ello con el fin de facilitar su conocimiento y aplicación.

Las leyes a las que se hace referencia en dicho Real Decreto son la Ley 13/1996 de 30 de diciembre, de Medidas Fiscales, Administrativas y del Orden Social, en lo relativo a la financiación de los costes derivados de la retirada y gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos (Art. 172), la Ley 14/1999 de 4 de mayo, de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados al CSN, sobre la posible financiación de la gestión de residuos radiactivos generados en determinados supuestos excepcionales (disposición adicional segunda) y la Ley 24/2001, de 27 de diciembre, de Medidas Fiscales Administrativas y del Orden Social, en lo relativo al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR (disposición adicional decimocuarta).

Posteriormente, el Real Decreto Ley 5/2005 de 11 de marzo, de reformas urgentes para el impulso a la productividad y para la mejora de la contratación pública, da nueva redacción (Art. 25º) a la disposición adicional 6ª de la Ley 54/1997, de 27 de noviembre, del Sector Eléctrico, relativa al Fondo para la financiación de las actividades del PGRR, en el sentido de sustituir el

sistema de financiación con cargo a la tarifa eléctrica de los costes de la gestión de los residuos radiactivos y combustible gastado de las CC.NN. y de su desmantelamiento y clausura, por un sistema en que los titulares de las explotaciones sean quienes se hagan cargo de dicha financiación a partir del 1 de abril de 2005. También se establece en este Real Decreto Ley que el Estado asumirá la titularidad de los residuos radiactivos, una vez se haya procedido a su almacenamiento definitivo, así como la vigilancia que, en su caso, pudiera requerirse tras la clausura de una instalación nuclear o radiactiva, una vez haya transcurrido el periodo de tiempo que se establezca en la correspondiente declaración de clausura.

Más recientemente, la Ley 24/2005 de 18 de noviembre de reformas para el impulso a la productividad, en su artículo octavo crea la entidad pública empresarial Enresa de gestión de residuos radiactivos y regula unas tasas por la prestación de sus servicios, cuya recaudación será destinada a dotar el Fondo para la financiación de las actividades del PGRR.

En este último nuevo texto legal, Enresa, que hasta la fecha ha sido una sociedad anónima estatal, se transforma en una entidad pública empresarial (EPE), titular de un servicio público esencial como es la gestión de los residuos radiactivos, incluido el combustible gastado de las CC.NN. y el desmantelamiento y clausura de las instalaciones nucleares y radiactivas. Asimismo, se consagra el sistema de internalización de costes de manera que la EPE Enresa administra las tasas giradas contra los productores de residuos radiactivos.

Hasta la constitución efectiva de la EPE, que tendrá lugar mediante la entrada en vigor de su Estatuto, el cual será aprobado por Real Decreto, Enresa, como sociedad anónima, continuará cumpliendo con lo dispuesto en el Real Decreto 1349/2003 de 31 de octubre, sobre ordenación de sus actividades y financiación.

Otras normas relacionadas con las anteriormente citadas son la Ley 25/1964, de 19 de abril, sobre Energía Nuclear, y la Ley 15/1980, de 25 de

abril, de Creación del CSN, así como los correspondientes Decretos, Órdenes y otras disposiciones que las desarrollan.

Sobre esta base normativa se han articulado y desarrollado toda una serie de relaciones, funciones y responsabilidades de los distintos agentes implicados en el sistema, que podrían resumirse en los siguientes puntos.

A las Autoridades les corresponde establecer el marco normativo; definir el papel de los diversos agentes implicados y los modos en que se relacionan entre ellos; también establecer las condiciones básicas de seguridad y de operatividad a cumplir y garantizar la aplicación del sistema, incluidos los mecanismos de financiación. Corresponde al Gobierno establecer la política sobre gestión de residuos radiactivos y desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas en España, mediante la aprobación del PGRR, que le será elevado por el MITYC y del que dará cuenta posteriormente a las Cortes Generales.

El PGRR es el documento oficial, que Enresa elabora y envía al MITYC cada cuatro años o cuando dicho Ministerio lo requiera, en el que se contemplan las estrategias, actuaciones necesarias y soluciones técnicas a desarrollar en el corto, medio y largo plazo, encaminadas a la adecuada gestión de los residuos radiactivos, al desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas y al resto de actividades relacionadas con las anteriores, incluyendo las previsiones económicas y financieras para llevarlas a cabo. A Enresa le corresponde elevar a las Autoridades las propuestas necesarias para la definición de los planes, proyectos y actividades nacionales necesarias para esta gestión, y además promover las acciones necesarias para su optimización. También debe definir el modo operativo del sistema y las condiciones a cumplir para la recepción y aceptación de los residuos, así como para la clausura y desmantelamiento de instalaciones. Finalmente, debe facilitar información a la sociedad.

A los Productores les corresponde acondicionar los residuos que han generado para su retirada por Enresa en la forma establecida en los contratos

correspondientes, participar en los planes de clausura y desmantelamiento de sus instalaciones, y contribuir a la optimización y mejora del sistema de gestión adoptado, así como hacer frente a los costes de gestión correspondientes de Enresa, de acuerdo con los sistemas de financiación establecidos.

Evolución y estado actual del sistema de gestión

Desde el año 1984, en que se autorizó por Real Decreto la constitución de Enresa, hasta el momento presente han transcurrido más de 20 años, durante los cuales se ha dado un impulso muy importante a la gestión de los residuos radiactivos en nuestro país.

Para llevar a cabo con eficacia y seguridad los cometidos que se le encomendaron, Enresa dispone de los recursos humanos adecuados y de las aplicaciones tecnológicas y capacidades de gestión más avanzadas en línea con el contexto internacional que le es propio, garantizándose de esta manera la calidad en las diferentes actuaciones y procesos de la gestión de los residuos radiactivos.

La situación actual del sistema de gestión podría calificarse en términos generales de satisfactoria, como lo avalan los siguientes hechos:

Consolidación del funcionamiento de un sistema integral de gestión de los RBMA generados en España, del que forman parte muy relevante las instalaciones existentes en El Cabril, con más de 13 años de experiencia operativa, que incluyen un sistema de almacenamiento final de este tipo de residuos. El sistema actual será completado con capacidades adicionales para la gestión final específica de aquellos RBMA que tengan un menor contenido radiactivo (RBBA).

Realización sistemática de transportes de los residuos desde las instalaciones generadoras a El Cabril, sin ningún tipo de incidencias, y de acuerdo con lo dispuesto en la reglamentación específica en esta materia.

Capacidad de respuesta probada para resolver problemas específicos sobrevenidos por la existencia de residuos radiactivos fuera del sistema del control regulador, tales como la gestión de cabezales de pararrayos radiactivos y de residuos derivados de incidentes de contaminación (fundición de chatarras en acerías, algunas fuentes diversas, ...).

Existencia de soluciones operativas específicas para resolver las diversas necesidades que han ido surgiendo para el almacenamiento temporal del combustible gastado, como lo acredita el cambio de bastidores efectuado en las piscinas de las CC.NN. y la construcción y operación de un Almacén Temporal en la C.N. de Trillo para su propio combustible gastado. Capacidad para desarrollar y proponer soluciones integrales optimizadas para la gestión temporal del combustible gastado y residuos de alta actividad, entre las que destaca el diseño genérico de un sistema de almacenamiento temporal centralizado (ATC), independiente del emplazamiento.

Desarrollo y disponibilidad de conocimiento y de experiencia operativa en lo relativo al desmantelamiento de instalaciones reglamentadas y a la restauración ambiental de sus emplazamientos, destacándose:

Finalización del desmantelamiento al Nivel 2 de la C.N. Vandellós I, con la entrada de la instalación en la fase de latencia. Rehabilitación y clausura de numerosas antiguas minas de uranio y fábricas de concentrados de uranio como la FUA en Jaén y La Haba en Badajoz y colaboración directa, técnica y financiera, en otras instalaciones de titularidad de ENUSA, en la forma prevista en la normativa y decidida por las Autoridades.

Desarrollo de los proyectos de desmantelamiento de la C.N. José Cabrera y de ciertas instalaciones del Ciemat, como parte del PIMIC.

Elaboración y desarrollo de Planes de I+D como apoyo a las actividades de gestión y en sintonía con los Programas Marco de la Unión Europea (UE) y restante marco internacional. Avances, en línea con el contexto internacional, en el conocimiento de las capacidades y de la tecnología necesaria para

disponer en un futuro del conocimiento necesario para la gestión final del combustible gastado y los residuos de alta actividad. Participación, en el marco de la cooperación internacional, en los programas de los organismos internacionales con competencias en el ámbito de la gestión de los residuos radiactivos y desmantelamiento. Enresa ha sido miembro de Cassiopee (Consortio de Asistencia Operacional a los países de Europa del Este) hasta que cesó sus actividades oficialmente en 2005, liderando proyectos de asistencia técnica de la UE, entre los que destacan los relacionados con la creación de las agencias de gestión de residuos radiactivos en la República Checa y Bulgaria. Es asimismo en la actualidad miembro del consorcio EDRAM, en el que se comparten e intercambian experiencias con los programas más avanzados de países de la OCDE.

Otras capacidades complementarias al servicio de las Autoridades en el ámbito de su competencia, para atender a necesidades tanto programadas, como sobrevenidas, incluyendo situaciones de emergencia.

El papel de Enresa y su funcionamiento

El papel de Enresa debe interpretarse como el de una entidad pública al servicio de los ciudadanos, para evitar que los residuos radiactivos que inevitablemente se producen en actividades propias de toda sociedad desarrollada como la española, puedan tener consecuencias indeseadas para las personas y el medio ambiente.

Al margen de la participación de todos los agentes implicados, a los que ya se ha hecho referencia, Enresa, como elemento aglutinador de la sistematización nacional de la gestión de los residuos radiactivos, se ha ido dotando de la organización y recursos necesarios para llevar a cabo de forma adecuada sus cometidos.

Los objetivos que se pretenden alcanzar con la organización de Enresa son, en primer lugar y desde el punto de vista técnico, consolidar la actual

asignación de las distintas soluciones contempladas en el PGRR, separando las responsabilidades operativas a corto y medio plazo (gestión RBMA, desmantelamiento de instalaciones, etc.) de aquellas que tienen un horizonte temporal a partir del año 2010 (almacenamiento temporal del combustible, gestión final RAA, etc.). Por otra parte, busca concentrar las funciones de definición de políticas y estrategias generales necesarias para la consecución de los objetivos señalados, así como agrupar los servicios de la empresa, garantizando la sinergia entre las diferentes áreas y propiciando una gestión centralizada de los distintos servicios necesarios para el funcionamiento de la misma.

Al margen de las líneas estratégicas, tecnológicas, operativas y administrativas, hay que destacar, también, ciertos aspectos de carácter estructural, como son los relativos a los sistemas de gestión e información, gestiones medioambiental y de calidad, así como las relaciones internacionales y comunicación, que contribuyen a incrementar notablemente las capacidades de actuación de Enresa.

En el campo de las relaciones internacionales, cabe decir que desde el inicio este tipo de colaboración se ha considerado fundamental, dadas las exigencias de seguridad, el alto nivel tecnológico, las cuantiosas inversiones que exige y las implicaciones socio-políticas de la gestión de los residuos radiactivos y el desmantelamiento de las instalaciones nucleares. Su finalidad es facilitar el cumplimiento de las tareas de Enresa, a través del acceso al conocimiento de otras experiencias y de otros programas de gestión establecidos por organismos internacionales y por autoridades nacionales de otros países. Este conocimiento es una ayuda inequívoca en muchos casos para definir y desarrollar soluciones.

En materia de comunicación para facilitar la información a la sociedad, Enresa ha orientado los esfuerzos hacia la intervención en medios de comunicación (TV, prensa, etc.), la continuidad de los centros de información, exposiciones en museos y otros lugares, realización de soportes de comunicación, etc., así como la colaboración institucional con actividades de

apoyo para el desarrollo económico- social de las zonas de influencia de las instalaciones, a través de la Fundación Enresa.

Las características de la actividad de Enresa hacen necesaria una fuerte implicación social, con apertura y transparencia y un esfuerzo notable de comunicación hacia la sociedad en general y en las zonas donde desarrolla sus actividades en particular, que permitan percibir claramente cuál es la función y cuáles son las garantías que ofrece su gestión.

Ahora bien, dado que el problema de los residuos radiactivos es un problema de la sociedad, sus representantes deben participar en la comunicación y no dejar a Enresa toda la responsabilidad. Por ello es importante crear un tejido comunicacional de instituciones representativas de la sociedad española compuesto por universidades, colegios profesionales, empresas eléctricas, profesionales de la medicina nuclear, organizaciones de consumidores, sindicatos, representantes políticos, etc., para que el ciudadano perciba que las instituciones consideran necesaria la labor de control y gestión de los residuos radiactivos.

2.6.2 Generación de residuos radiactivos

En España se generan residuos radiactivos (RR) en una serie de instalaciones distribuidas por todo el territorio nacional que utilizan materiales y sustancias radiactivas según lo regulado por la normativa específica aplicable y que son las denominadas Instalaciones Nucleares (II.NN.) e Instalaciones Radiactivas (II.RR.). Ocasionalmente, también pueden generarse RR en otros ámbitos, como consecuencia de actividades específicas.

En la figura 1 se representa esquemáticamente la localización geográfica de dichas fuentes de generación de residuos radiactivos, describiéndose a continuación los orígenes y características de los residuos que se producen actualmente, así como los que potencialmente podrían generarse en el futuro.

– **Residuos de operación de las Centrales Nucleares (CC.NN.)**

Como consecuencia del funcionamiento normal de las CC.NN. se generan, por un lado, cantidades variables de combustible gastado, que si no están sometidas a ningún tratamiento posterior(reprocesado), se asocian a un residuo de alta actividad (RAA) por sus características en cuanto a radiactividad, vida media, potencia calorífica, etc, y por otro lado, una serie de otros residuos radiactivos, en mayor cantidad, que por sus características constituyen los que se denominan residuos de baja y media actividad (RBMA).

La producción anual media de una central nuclear española tipo de 1.000 MWe de potencia es del orden de las 20 tU de combustible gastado y de entre 50 m³ y 130 m³ de residuos acondicionados, la mayor parte de ellos RBMA, según el tipo de central: de agua a presión (PWR) o de agua en ebullición (BWR), respectivamente.

– **Residuos del desmantelamiento de las CC.NN.**

Cuando finaliza la vida útil de una central nuclear y se procede a su desmantelamiento, se generan residuos radiactivos en grandes cantidades, la mayor parte de ellos de muy baja actividad (RBBA).

El desmantelamiento total de una central nuclear tipo de agua ligera de 1.000 MWe de potencia eléctrica da lugar a unas cantidades de RBBA del orden de 10.000 m³, así como a unos 3.000 m³ de RBMA y otros 110 m³ de una actividad más alta o intermedia (RMA). En general, es mayor el volumen en las centrales BWR que en las PWR. En el caso de las centrales del tipo grafito-gas como la C.N. Vandellós I, habrá que tener en cuenta la gestión del grafito, actualmente almacenado “in situ”.

- **Residuos de operación de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado**

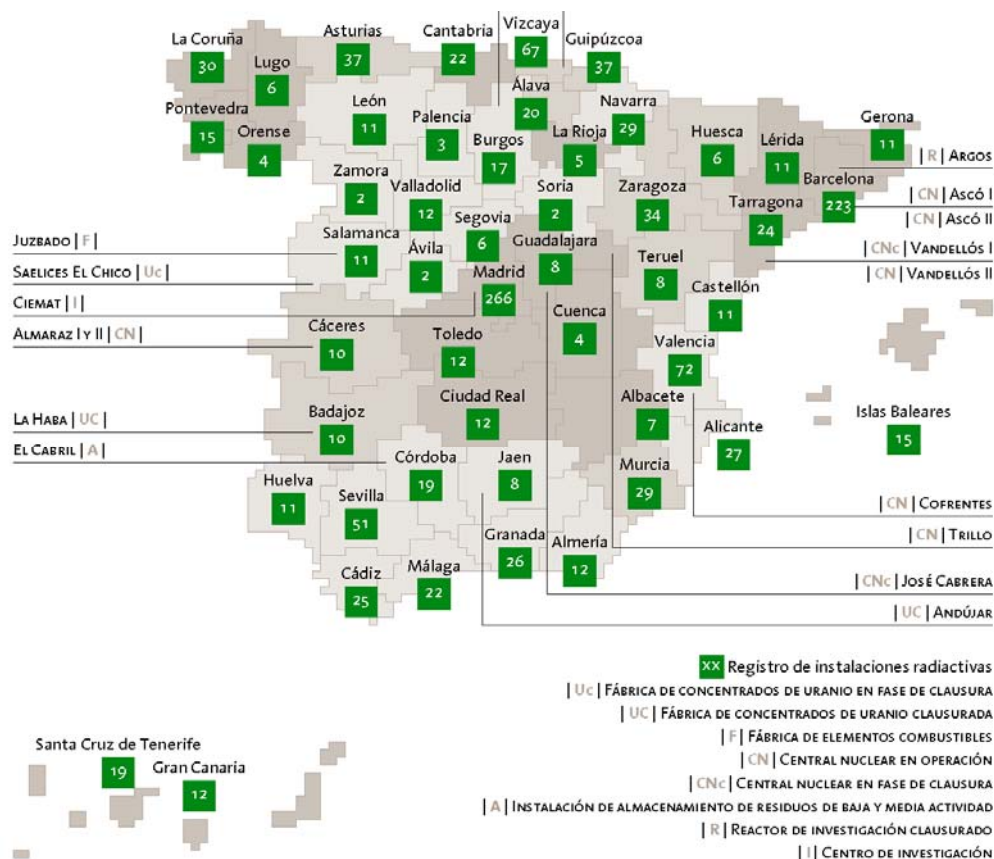
La explotación de esta instalación da lugar a la generación de cantidades relativamente pequeñas de residuos radiactivos, del orden de unos 10 m³/año, que por sus características son del tipo RBMA.

- **Residuos del desmantelamiento de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado**

Se estima que el desmantelamiento de una instalación de este tipo puede dar lugar a la generación futura de unos 50 m³ de RBMA.

- **Residuos generados en el Ciemat**

El funcionamiento de este centro de investigación ha supuesto la generación de una serie de residuos "históricos", fruto del programa de desarrollo de la energía nuclear en España, que han sido gestionados adecuadamente. En la actualidad está en curso la realización, durante el periodo 2001-2010, del denominado proyecto PIMIC (Plan Integral de Mejora de Instalaciones del Ciemat), del que está previsto se derive la generación de unos 900 m³ de residuos, prácticamente todos ellos del tipo RBMA o RBBA. Asimismo, podrían producirse cantidades significativas de tierras con contaminación radiactiva, cuyo volumen dependerá de las características y del tipo de actuaciones necesarias, que están pendientes de definir.



Cuadro 1 Instalaciones generadoras de residuos radiactivos en España

Residuos derivados del desmantelamiento de reactores de investigación

Aparte de los existentes en el Ciemat, se refiere a los antiguos reactores de investigación, ya desmantelados, Argos en Barcelona, que no ha dado lugar a la generación de residuos radiactivos, y Arbi en Bilbao, en que dicha generación se ha reducido a unos pocos bultos con residuos del tipo RBMA, como consecuencia de la gestión anterior ya realizada de su combustible, mínimamente usado, en el extranjero.

Residuos de las Instalaciones Radiactivas (I.R.R.)

Son los generados como consecuencia de la aplicación de los radioisótopos en la medicina, industria, agricultura e investigación.

Aunque son muchas las instalaciones de este tipo existentes en España, las cantidades de residuos generadas en ellas son

relativamente pequeñas en comparación con los otros orígenes, siendo la práctica totalidad de dichos residuos del tipo RBMA y del orden de unos 40 m³/año, con tendencia a decrecer, en base a diversas actuaciones, varias de ellas impulsadas por Enresa. También se generan algunas fuentes radiactivas ya en desuso, cuya gestión no siempre es factible como RBMA.

- **Residuos derivados de incidentes producidos ocasionalmente**

Bien en las propias instalaciones reglamentadas o a causa de la presencia de fuentes y otros materiales radiactivos en instalaciones o actividades no controladas por el sistema regulador.

Un caso específico de estos últimos, de particular relevancia en los últimos años, se debe a la aparición de materiales radiactivos en la chatarra metálica que recicla la industria siderúrgica. En estos casos, los residuos generados son casi exclusivamente RBMA e incluso mayoritariamente RBBA, aunque también pueden aparecer algunos cuya gestión no sea factible como RBMA.

- **Residuos derivados de la colección y desmontaje de detectores iónicos de humo (DIH's)**

Estos portan unas pequeñas fuentes radiactivas y que cuando están en desuso deben ser adecuadamente gestionadas, teniendo en cuenta su condición de residuos de aparatos eléctricos y electrónicos (R.D 208/2005).

- **Residuos secundarios generados como consecuencia de la operación de la actual instalación de almacenamiento de RBMA en El Cabril**

Y, en su caso, de las futuras instalaciones de almacenamiento tanto temporal (ATC) como definitivo (AGP) del combustible gastado y RAA, así como de la gestión de los cabezales de pararrayos radiactivos retirados.

Se trata de cantidades menores, todas ellas del tipo RBMA o eventualmente RMA.

De cara a la gestión integral en nuestro país, los residuos radiactivos se pueden agrupar en dos grandes conjuntos.

- Los denominados Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA) que, por sus características, pueden ser almacenados temporalmente, tratados, acondicionados y almacenados definitivamente en las Instalaciones de El Cabril (Córdoba), incluyendo entre ellos el subconjunto de los Residuos de muy Baja Actividad (RBBA) a los que se ha hecho referencia anteriormente.
- Los denominados Residuos de Alta Actividad (RAA), que están formados básicamente por el combustible nuclear gastado y por otros residuos específicamente de alta actividad. Adicionalmente se incluyen también en este conjunto aquellos otros residuos (RMA), que por sus características no son susceptibles de ser gestionados de forma final en las condiciones establecidas para El Cabril y requieren instalaciones específicas para ello.

Además de lo anterior, en España se han producido a lo largo de las últimas décadas cantidades importantes de estériles procedentes de la minería del uranio y fabricación de sus concentrados, con un bajo contenido de radiactividad de carácter natural, pero que, al tratarse de grandes volúmenes, requieren acciones específicas de gestión (ver punto C.III).

Los RBMA son acondicionados, en general, por los productores que los generan. Sin embargo, en la mayoría de las II.RR. o en caso de incidentes, el acondicionamiento se realiza de forma específica y contando con el apoyo de Enresa en base a las capacidades disponibles, entre las que son preferentes las existentes en las instalaciones de El Cabril, debiéndose cumplir en todos los casos los criterios de aceptación establecidos por Enresa para la gestión ulterior prevista.

Los RBMA generados en las centrales nucleares y en Juzbado se almacenan temporalmente en las propias instalaciones productoras, teniendo como destino final su traslado a El Cabril. Los de otras procedencias (hospitales, laboratorios, etc.) suelen permanecer ubicados de forma coyuntural y en todo caso transitoria en sus instalaciones de origen, hasta su retirada por Enresa.

El combustible gastado de las centrales nucleares, una vez descargado del reactor, se almacena bajo agua en las piscinas que dichas centrales tienen a tal efecto. Posteriormente, transcurrido el tiempo necesario para su enfriamiento, el combustible se traslada o transporta a las instalaciones existentes o previstas para el futuro de almacenamiento temporal, como etapa intermedia en espera de su gestión final.

En la figura 2 se ha esquematizado el proceso global de gestión de los residuos radiactivos en España, desde sus orígenes de producción hasta sus destinos finales, diferenciándose la gestión realmente realizada en el momento actual de la prevista a realizar en el futuro, según lo establecido en el PGRR.

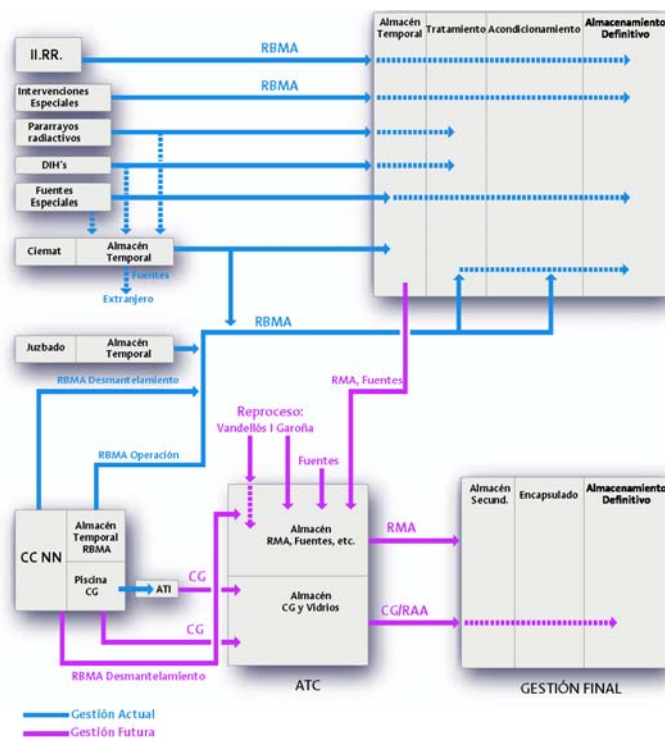


Figura 2. Flujo grama. Gestión de residuos radiactivos en España

Combustible gastado y residuos radiactivos almacenados en España

Número de elementos combustibles irradiados			
Central Nuclear	Capacidad Total	Grado de ocupación (%)	Año de Saturación
José Cabrera (p)	548	68,80	— (1)
Santa María de Garoña (p)	2.609	84,20	2015
Almaraz I (p)	1.804	69,22	2021
Almaraz II (p)	1.804	64,85	2022
Ascó I (p)	1.421	81,96	2013
Ascó II (p)	1.421	80,38	2015
Cofrentes (p)	4.186	90,29	2009 (2)
Vandellós (p)	1.594	58,46	2020
Trillo (p)	805	81,50	2040 (3)
ATI de Trillo (c)	1.680	20,00	---
TOTAL	17.872	71,76	

Para ofrecer una visión global de las cantidades totales de residuos a gestionar, habría que tener en cuenta también una serie de residuos que, aunque estén en la actualidad fuera de España, deben considerarse españoles. Su volumen y procedencia es el siguiente: 13 m³ de RAA vitrificados y 666 m³ de RMA procedentes del reprocesado en Francia del combustible gastado de la C.N. Vandellós I, actualmente almacenados en dicho país y que deberán retornar a España a partir del año 2010; también pequeñas cantidades de materiales fisionables (U y Pu) recuperados en el reprocesado del combustible gastado de la C.N. Santa M^a de Garoña, enviado al Reino Unido con anterioridad al año 1983 y que deberán retornar a España para su posible gestión como residuos radiactivos.

En base a todo lo anterior, el volumen total de residuos radiactivos a gestionar en España, ya acondicionados y susceptibles de ser almacenados de forma definitiva en las instalaciones de Enresa en El Cabril, resulta ser de unos 176.300 m³ para los RBMA, un 57% de los cuales, es decir unos 100.000 m³,

podrían ser gestionados de forma específica por tener una actividad muy baja (RBBA). Por otra parte, el volumen de los residuos no susceptibles de almacenamiento final en El Cabril, cuyo destino final, a priori, sería el ATC y posteriormente el AGP, se eleva a unos 12.800 m³, de los cuales el 79% sería combustible gastado (6.674 tU) y el resto otros residuos de media o alta actividad.

2.6.3 Líneas de actuación

Gestión de residuos de baja y media actividad (RBMA)

CONSIDERACIONES GENERALES Y PANORAMA INTERNACIONAL

Este tipo de residuos se producen tanto en la generación de energía eléctrica de origen nuclear como en muy diversas aplicaciones no energéticas de los materiales radiactivos, por lo que es muy amplio el número de países que, por un motivo u otro, han tenido que establecer sistemas de gestión para los mismos. Las soluciones consideradas son muy diversas; bastantes países han acometido de forma directa la gestión final de los mismos y establecido sistemas integrados para ello, y otros han preferido resolver de forma plena la gestión temporal, mientras que deciden sobre soluciones definitivas.

Entre los países que tienen implantadas soluciones de carácter definitivo (ver cuadro 1), la práctica totalidad ha adoptado lo que internacionalmente se conoce como "almacenamiento cerca de la superficie", que puede variar desde simples "trincheras" hasta instalaciones con barreras de ingeniería, como las adoptadas en España. También hay algunas soluciones en base a galerías a distintas profundidades.

A partir de la experiencia internacional acumulada se puede afirmar que existen y están disponibles las tecnologías y los conocimientos necesarios para la gestión final segura de este tipo de residuos.

Para el caso español, resulta especialmente relevante la aproximación adoptada en Francia, porque supone la decisión clara sobre la implantación de

soluciones definitivas y de sistemas que contemplan, de forma integrada y completa, todo el proceso, desde la generación hasta el almacenamiento final. Con este país se viene colaborando de forma estrecha en este campo desde hace años.

En este contexto conviene destacar también la reciente puesta en servicio en Francia de una instalación de almacenamiento final específicamente diseñada para los residuos de muy baja actividad, junto a la que ya operaba para los RBMA.

En el panorama internacional cabe mencionar también las actividades que desarrollan los diversos organismos internacionales (UE, AEN-OCDE, y OIEA), de los que para el caso español, en el momento actual, los más interesantes son los que corresponden a la UE, aunque se presta apoyo a las actividades que realiza el OIEA, incluyendo la colaboración técnica con terceros países.

País	INSTALACIÓN	TIPO	SITUACIÓN
Alemania	Morsleben	Profundo	Clausurada
	Konrad	Profundo	En licenciamiento
Eslovaquia	Mochovce	Superficial	Operación
España	El Cabril	Superficial	Operación
Estados Unidos	Clive/Richland/Barnwell	Superficial	Operación comercial
	Hanford/Fernald/Idaho Nat. Lab/		
	Los Alamos Nat. Lab Nevada		
	Test Site/Oak Ridge/		
	Savannah River	Superficial	Operación DOE
	Beatty/Maxey Flats/Sheffield/		
	West Valley	Superficial	Comercial clausurada
Finlandia	Texas compact	Superficial	Com. en licenciamiento
	Olkiluoto	Caverna	Operación
	Loviisa	Caverna	Operación
Francia	La Manche	Superficial	Clausurada
	L'Aube	Superficial	Operación
	Morvilliers (RBBA)	Superficial	Operación
Hungría	Puspokszilagy	Superficial	Operación
Japón	Rokkasho Mura	Superficial	Operación
Reino Unido	Dounreay	Superficial	Operación
	Drigg	Superficial	Operación
República Checa	Dukovany	Superficial	Operación
	Richard	Caverna	Operación
	Bratrstvi	Caverna	Operación
Suecia	Forsmark (SFR)	Caverna	Operación

Cuadro 1. Instalaciones de almacenamiento definitivo de RBMA en diversos países.

ANÁLISIS DE LA SITUACIÓN NACIONAL

Como ya se ha indicado, en España se producen RBMA en diferentes actividades e instalaciones (nucleares y radiactivas) reglamentadas que usan sustancias nucleares o materiales radiactivos.

También pueden producirse fuera del sistema reglamentado por la normativa nuclear o radiactiva específica. En este caso, el sistema regulador español tiene en vigor mecanismos para recuperar tal control y garantizar la gestión segura de este tipo de materiales cuando aparecen, pudiendo afirmarse que se dispone de uno de los sistemas más operativos que se conocen a nivel mundial en esta materia.

España tiene resuelta de forma global la gestión de los RBMA. Se dispone de un sistema completo e integral de gestión, que está dotado de las capacidades necesarias y que está configurado en base a las actuaciones de un conjunto de agentes bien identificados, que operan de forma estructurada. El modo de funcionamiento del sistema está bien establecido, tanto en sus aspectos normativos, como en las prácticas operativas de funcionamiento que se han definido para su aplicación.

Dentro de ese sistema, las instalaciones nucleares disponen de capacidades de tratamiento de residuos preparadas para acondicionarlos de acuerdo con las especificaciones de aceptación de Enresa para la instalación de El Cabril. En el resto de los casos, los productores entregan a Enresa sus residuos en una forma acordada, y es ésta quien realiza mayoritariamente las tareas de acondicionamiento necesarias.

Los servicios de gestión de residuos radiactivos que presta Enresa a los explotadores de Instalaciones Nucleares y Radiactivas se rigen por contratos, basados en los correspondientes "contratos tipo" que deben ser aprobados por el MITYC.

El Centro de Almacenamiento de El Cabril en la provincia de Córdoba, es parte esencial del sistema nacional de gestión de los RBMA y constituye el eje del mismo. Tiene como objetivo fundamental el almacenamiento definitivo de este tipo de residuos en forma sólida, aunque también cuenta con diversas capacidades tecnológicas, incluyendo instalaciones de tratamiento y acondicionamiento donde se procesan los residuos procedentes de las II.RR., así como los resultantes de intervenciones en instalaciones no reglamentadas. Igualmente, se realizan algunos tratamientos complementarios sobre residuos de II.NN. El Centro de El Cabril dispone, además, de laboratorios de caracterización y verificación de los residuos, que son la base para la realización de los ensayos previstos para la aceptación de los diferentes tipos de residuos, así como para la verificación de sus características. El centro dispone, además, de capacidades de almacenamiento temporal, y de los talleres, laboratorios y sistemas auxiliares necesarios para su funcionamiento.

El sistema nacional integral ofrece la solidez y operatividad necesarias para garantizar la gestión segura de los RBMA, a la vez que es suficientemente flexible, en sí mismo, para permitir su optimización. Estas características han sido puestas en práctica y han resultado reforzadas con la experiencia acumulada en el desmantelamiento de instalaciones del ciclo del combustible y de la C.N. Vandellós I; con la ocurrencia de incidentes en la industria "no reglamentada" (especialmente en la del metal), y con la necesidad de responder a nuevas demandas de la normativa (caso de los detectores iónicos de humo DIH), que han podido ser asumidas por el sistema y que han ofrecido un acicate y unos argumentos para su optimización futura.

LÍNEAS ESTRATÉGICAS DE ACCIÓN

La experiencia acumulada en España en la gestión de RBMA, ha permitido también identificar las áreas de mejora y definir las actuaciones más idóneas para poder acometer su optimización, actuando sobre aquellos elementos del sistema que son más necesarios en el momento actual o que producen el mayor incremento en su operatividad.

El primer objetivo consiste en la continuación de la operación normal de la gestión integral de los residuos, incluyendo el control, la aceptación, la retirada y el transporte hasta El Cabril de los residuos de baja y media actividad, así como el funcionamiento de esta Instalación en condiciones de seguridad para los trabajadores, el público y el medio ambiente.

Tras los esfuerzos de los últimos años, cuyo ejemplo más representativo ha sido la reducción a menos de un tercio del volumen de RBMA a gestionar, tanto de las CC.NN. como de las II.RR., de cara al futuro se prevé su continuación y reforzamiento en coordinación con los productores y un esfuerzo de innovación e investigación en el desarrollo de técnicas de tratamiento que conlleven la reducción del volumen de residuos, así como el desarrollo complementario de técnicas de descontaminación y medida.

Igualmente debe mencionarse la reciente entrada en operación de los sistemas implantados en El Cabril para el tratamiento de residuos áridos contaminados, básicamente los generados en incidentes de la industria del metal, mediante su inmovilización dentro de los contenedores en los que se suelen reacondicionar los bidones recibidos de las II.NN.

El futuro desmantelamiento de las centrales nucleares, así como la ocurrencia de los incidentes mencionados en la industria metalúrgica, hace prever la existencia futura de volúmenes importantes de residuos radiactivos con un contenido en radiactividad muy bajo, para los que la utilización de la capacidad existente en las celdas de hormigón construidas en El Cabril, diseñadas para residuos de mayor actividad, puede resultar inapropiado. Para ello se ha realizado el proyecto de construcción, como parte de la instalación de El Cabril, de una instalación complementaria específica para este grupo de residuos, siguiendo las indicaciones recibidas del Congreso y de la Administración, cuya puesta en marcha se prevé para el año 2007, una vez otorgadas las correspondientes autorizaciones.

Procede, asimismo, mantener las líneas de mejora del conocimiento de los residuos y de la evaluación de la seguridad del sistema de almacenamiento, en línea también con los requisitos impuestos por las Autoridades.

En cuanto a la mejora de las capacidades de El Cabril y de la disponibilidad de medios para hacer frente a situaciones futuras, se destaca la próxima operación plena del nuevo "Edificio Auxiliar de Acondicionamiento", proyectado de modo que sea posible implantar técnicas de caracterización y de descontaminación de RBMA o nuevos sistemas de tratamiento de residuos que pudieran ser necesarios en el futuro, entre los que cabría señalar los relativos a la gestión de los DIH, que Enresa deba retirar en cumplimiento de la normativa más reciente sobre el tema. Asimismo, incluye un almacén para fuentes radiactivas más operativo que el actualmente existente.

Los ejes básicos de las actuaciones de mejora en la gestión de los RBMA son, en consecuencia:

- La coordinación de esfuerzos para minimizar la generación de residuos y su volumen, así como la optimización de la ocupación del volumen disponible en El Cabril.
- La gestión de los RBMA en una instalación complementaria, específicamente diseñada para esta subcategoría de residuos, como parte de la instalación de El Cabril.
- La mejora continua en el conocimiento del residuo y en los métodos y técnicas relativas al comportamiento del sistema de almacenamiento y la evaluación de su seguridad.
- La mejora de las capacidades tecnológicas disponibles, con objeto de flexibilizar y optimizar los procesos anteriores, así como para la preparación de medios para hacer frente a situaciones futuras, tanto las ya conocidas en la actualidad, como otras posibles.

Además de estas líneas de mejora de la gestión, conviene destacar también las siguientes actividades:

- Análisis permanente de la evolución de la generación de RBMA y de las posibles necesidades futuras de medios e infraestructuras para la gestión de este tipo de residuos.
- Mantenimiento de la colaboración con las Autoridades Nacionales en todo lo relativo a RBMA, con atención especial a los desarrollos normativos que pudieran requerirse y a la gestión de los residuos que pudieran generarse fuera del sistema reglamentado.
- Mantenimiento de la participación en actividades de los Organismos Internacionales. Colaboración de Enresa con empresas similares de otros países en programas de RBMA y asistencia técnica a países o actividades concretas.
- Mantenimiento de la operatividad ya establecida y probada para la realización segura y eficaz de los transportes necesarios.

Gestión del combustible gastado (CG) y residuos de alta actividad (RAA)

CONSIDERACIONES GENERALES Y PANORAMA INTERNACIONAL

La gestión del combustible gastado que produce una central nuclear puede abordarse bajo la perspectiva del ciclo cerrado o del ciclo abierto y contempla, en ambos casos, dos etapas diferenciadas: una temporal inicial, siempre necesaria en cualquier escenario de gestión de la segunda parte del ciclo del combustible nuclear, y una posterior de gestión final.

En el escenario de ciclo cerrado, el combustible irradiado se envía al cabo de pocos años de enfriamiento en la piscina de la central a las instalaciones comerciales de reprocesado del propio país o fuera de éste. Los subproductos de este tratamiento son, por una parte, los materiales con un

contenido energético remanente (fundamentalmente uranio y plutonio) que se pueden reutilizar en el ciclo del combustible nuclear y, por otra, el conjunto de productos de fisión, el resto de actínidos y otros residuos tecnológicos. Cuando el reprocesado se realiza en un país diferente al que genera el combustible, es habitual que los contratos estipulen el retorno de todas estas sustancias, debidamente acondicionadas, al país de origen, que debe responsabilizarse de su gestión, tanto temporal como definitiva.

En el caso de ciclo abierto, el combustible irradiado permanece almacenado temporalmente en las piscinas de las centrales, complementado, según se requiera, con otros sistemas de almacenamiento transitorio, en espera de su gestión final.

La elección del ciclo abierto o del ciclo cerrado se establece fundamentalmente como una opción energética y, por ende, estratégica y económica, que tiene repercusiones en la gestión de los residuos radiactivos.

Entre los países que han optado por el ciclo cerrado para todo o una parte del combustible irradiado en sus reactores comerciales se encuentran Francia, el Reino Unido, Japón, India y la Federación Rusa (todos ellos con plantas propias de reprocesado en operación o en proyecto), junto con Holanda y Bélgica.

Otros países que siguen el ciclo abierto en la actualidad, aunque en algún caso puedan haber reprocesado previamente, son los Estados Unidos, Canadá, Finlandia, Suecia, España, Taiwán y Corea del Sur.

Todos los reactores del tipo de agua ligera, como los de las CC.NN. españolas que operan en la actualidad, disponen, por diseño, de una piscina en la que se almacena por periodos variables de tiempo el combustible gastado en unos bastidores diseñados al efecto.

El almacenamiento temporal del combustible gastado se puede llevar a cabo mediante la utilización de distintas tecnologías (tanto en húmedo como en

seco), ya sea en instalaciones ligadas a las propias centrales en operación, o de modo independiente en otra instalación nuclear. Existe una experiencia favorable acumulada de más de 50 años de almacenamiento en húmedo de combustible irradiado en centrales y de más de 25 y 35 años de almacenamiento en seco de combustible de centrales de potencia y de reactores de investigación, respectivamente.

Las mayores instalaciones de almacenamiento de combustible gastado en el mundo son las piscinas de recepción de las plantas de reprocesado de La Hague (Francia), Sellafield (Reino Unido), Mayak-Chelyabinsk (Federación Rusa) y Rokkasho (Japón). En estos mismos complejos se encuentran grandes instalaciones de almacenamiento temporal de los distintos tipos de residuos radiactivos resultantes de este tratamiento.

Por otra parte, en la práctica totalidad de los países con CC.NN. comerciales, existen distintas instalaciones de almacenamiento temporal de combustible gastado y residuos de alta actividad, adicionales a las piscinas previstas en el diseño inicial de los reactores. Entre las más significativas de las que disponen de instalaciones centralizadas se encuentran la denominada CLAB en Suecia, que alberga todo el combustible irradiado en los 12 grupos nucleares de aquel país en una piscina subterránea, la HABOG holandesa, la ZWILAG suiza y los silos de almacenamiento de las plantas de reprocesado, todas ellas de distintas tecnologías de almacenamiento en seco en superficie (ver cuadro 2).

Respecto a la gestión a largo plazo, hay que indicar que, si bien existe un amplio consenso en el ámbito internacional sobre la opción de disposición en formaciones geológicas profundas, actualmente no hay en el mundo ninguna instalación de este tipo para CG/RAA en operación. Dentro del retraso generalizado, los países que más han avanzado en esta línea serían, quizás, Finlandia y EE.UU en tanto que cuentan con un emplazamiento en fase de caracterización, cuyas previsiones de inicio de operación en los supuestos más favorables serían hacia el 2020 y después del 2010, respectivamente. También cuentan con programas desarrollados países como Suecia y Francia pero sin

emplazamiento elegido (sólo laboratorios) y con perspectivas asimismo lejanas sobre la puesta en marcha de las instalaciones. En Gran Bretaña está abierto un proceso de discusión política y social sobre esta cuestión. Otros ejemplos fuera de la UE como Japón o Canadá aún se encuentran lejos de la situación de los primeros.

La opción de soluciones compartidas, bien a través de repositorios multinacionales, internacionales o regionales merece hoy en día, a pesar de los problemas de aceptación pública que conllevan, una atención creciente, sobre todo por parte de aquellos países con programas nucleares pequeños o que no disponen de formaciones geológicas adecuadas.

Respecto a otras opciones de gestión final, como es la separación y transmutación de radionucleidos de vida larga con el fin de reducir el volumen y radiotoxicidad de los residuos, su grado de desarrollo es aún preliminar para considerarlas como opciones realmente relevantes en este momento y, además, no eliminarían la necesidad última de evacuación de una cantidad significativa de residuos.

PAÍS	INSTALACIÓN	TECNOLOGÍA	ALMACÉN
Alemania	Ahaus	Contenedores metálicos	CG
	Gorleben	Contenedores metálicos	CG y Vidrios
Bélgica	Dessel	Bóveda	Vidrios
Estados Unidos	PFS*	Contenedores metal-hormigón	CG
Federación Rusa	Mayak**	Piscina	CG
	Krasnoyarsk**	Piscina	CG
Francia	La Hague**	Piscina	CG
	La Hague**	Bóveda	Vidrios
	CASCAD	Bóveda	Vidrios
Holanda	HABOG	Bóveda	CG y Vidrios
Reino Unido	Sellafield**	Piscina	CG
	Sellafield**	Bóveda	Vidrios
Suecia	CLAB	Piscina	CG
Suiza	ZWILAG	Contenedores metálicos	CG y Vidrios

Cuadro 2. Instalaciones de almacenamiento temporal centralizado de CG/RAA

* En fase de concertación.

** Incluidas en los propios complejos de reprocesado

En cualquier caso, estas opciones de gestión final comentadas deberán contar con la asignación de recursos proporcionados al propio desarrollo de la estrategia nacional en este campo y ser objeto asimismo del seguimiento adecuado mediante la participación en los correspondientes programas internacionales.

ANÁLISIS DE LA SITUACIÓN NACIONAL

En España se optó inicialmente por reprocesar el combustible gastado de las centrales de Vandellós I, José Cabrera y Santa M- de Garoña. Esta práctica se interrumpió en 1982, salvo para la primera de estas centrales, que dejó de operar en el año 1989 y cuyo combustible hubo de reprocesarse, por razones técnicas, en su totalidad. Como consecuencia de los compromisos derivados de los diferentes contratos de reprocesado, deberán retornar a España diversos residuos de media y alta actividad resultantes del reprocesado del combustible de la C.N. Vandellós I en las instalaciones de COGEMA en Francia y los materiales energéticos (uranio y plutonio) recuperados en el reprocesado del combustible de la C.N. Santa M- de Garoña en las instalaciones de BNFL en el Reino Unido.

Todos estos materiales se encuentran actualmente almacenados en Francia (residuos de la C.N. Vandellós I) y en el Reino Unido (materiales de la C.N. Santa M- de Garoña). En el primer caso, los compromisos contractuales contemplan que deben volver a España entre los años 2010 y 2015, existiendo fuertes penalizaciones económicas si el primer transporte, que deberá ser de residuos vitrificados de alta actividad, no tiene lugar antes del 31 de diciembre de 2010. En el segundo caso, los contratos actuales de almacenamiento cubren hasta el año 2011 para el U y 2008 para el Pu, materiales para los cuales se tratarían de buscar soluciones alternativas a las de su almacenamiento.

Salvo las excepciones citadas anteriormente, todo el CG de las centrales de agua ligera que se ha generado en el parque nuclear español se viene almacenando en las piscinas de las correspondientes centrales. Ante la saturación prevista de la capacidad de éstas, a lo largo de la década de los

noventa, se acometió la progresiva sustitución de los bastidores originales por otros más compactos, lo que ha permitido, en la mayoría de los casos, diferir notablemente en el tiempo la necesidad de dotar al sistema español de una capacidad de almacenamiento de CG adicional a la de las propias piscinas.

Un caso singular es el de la C.N. de Trillo en la que, pese a sustituir también sus bastidores y por características intrínsecas al diseño de la central, agotaba su capacidad de almacenamiento en el año 2003 (preservando la capacidad de descarga del núcleo completo). Se adoptó en este caso la solución de ampliar la capacidad de almacenar su CG en contenedores metálicos, que se alojan en un almacén construido en el propio emplazamiento de la central, el cual se encuentra operativo desde el año 2002 y en el que, a finales de 2005, hay almacenadas 98,3 tU en 10 contenedores metálicos (DPT), diseñados, licenciados y contruidos en España, que también están homologados para el transporte del combustible gastado.

Durante los próximos años las necesidades de almacenamiento temporal adicional de CG, vienen dictadas por la C.N. José Cabrera (descarga de 100 tU a un almacén temporal para permitir el inicio del desmantelamiento de esta central hacia el año 2009), y por la saturación de las piscinas de varias centrales (Ascó y Cofrentes) que se producirá a partir de finales de la presente década.

En cuanto a los residuos distintos del CG, cuya gestión final no está prevista en las instalaciones de El Cabril, éstos se vienen almacenando normalmente de forma temporal en las propias instalaciones de producción e incluso en instalaciones en el extranjero (residuos del reprocesado de las CC.NN. mencionadas).

Concretamente, habrá que gestionar en España a lo largo de los próximos años los residuos de alta y media actividad ya mencionados, provenientes del reprocesado del combustible de la C.N. Vandellós I, un conjunto de residuos del desmantelamiento de la C.N. José Cabrera y de otras instalaciones nucleares, pequeños volúmenes de residuos generados fuera de

las instalaciones o de las actividades del ciclo del combustible nuclear y los que pudieran haberse generado en situaciones o actividades no reglamentadas.

De lo expuesto anteriormente cabe concluir que en los próximos años se deberá disponer de capacidad de almacenamiento temporal complementaria suficiente, convergiendo la mayor parte de estas necesidades en torno al periodo 2009-2014.

Respecto a la gestión final, hay que indicar que en España se ha trabajado desde 1985 en la opción del almacenamiento definitivo en profundidad, en cuatro direcciones básicas:

- Plan de Búsqueda de Emplazamientos (PBE), que se paralizó en 1996, y del que se ha recopilado la información suficiente para asegurar que existen en el subsuelo de la geografía española abundantes formaciones graníticas, arcillosas y en menor medida salinas, susceptibles de albergar una instalación de almacenamiento definitivo, con una amplia distribución geográfica.
- Realización de diseños conceptuales de una instalación de almacenamiento definitiva en cada una de las litologías indicadas, buscando la máxima convergencia (puntos comunes) entre ellos.
- Desarrollo de los ejercicios de Evaluación de la Seguridad de los diseños conceptuales, en los que se ha integrado el conocimiento alcanzado en los trabajos y proyectos realizados a partir de los sucesivos Planes de I+D, y en los que se pone de manifiesto que los almacenes geológicos permiten cumplir con los criterios de seguridad y calidad aplicables a este tipo de instalaciones.
- Los Planes de I+D que han ido evolucionando, adaptándose al programa de gestión de CG/RAA de España. Estos planes han permitido adquirir conocimientos técnicos y formar unos equipos de trabajo nacionales en el desarrollo de la opción del almacenamiento

definitivo participando en proyectos de investigación internacionales y en proyectos de demostración en laboratorios subterráneos extranjeros.

A lo largo de los últimos años también se ha realizado un esfuerzo importante en investigar la opción separación y transmutación (S+T) en sus distintas versiones, si bien la envergadura de dichos programas y la ausencia de instalaciones adecuadas en el país para desarrollar los programas de investigación específicos necesarios, hace imprescindible la participación en el contexto internacional, donde destacan los Programas Marco de la CE, con proyectos encaminados a demostrar su viabilidad real y los programas de la AEN/OCDE.

Líneas estratégicas de acción

La estrategia básica española en este campo está centrada en el almacenamiento temporal del combustible gastado y RAA en base a un sistema en seco que garantice su seguridad y la protección de las personas y del medio ambiente durante los periodos de tiempo necesarios para proceder a su gestión definitiva o a muy largo plazo.

Específicamente, la solución propuesta, en virtud de los análisis efectuados desde los puntos de vista técnico, estratégico y económico, está basada en disponer de un Almacén Temporal Centralizado (ATC) tipo bóvedas en el entorno del año 2010, cuyo periodo operativo sería del orden de unos 60 años. A efectos de planificación y cálculos económicos, se ha supuesto que hacia el año 2050 podría ponerse en marcha una instalación de almacenamiento definitivo, donde se ubicarían dicho combustible gastado, los RAA y aquellos otros residuos de media actividad que no pueden ir a las instalaciones de El Cabril.

Así pues, el ATC constituye el objetivo básico prioritario para los próximos años, cuya consecución aportaría al sistema español la solidez necesaria y el tiempo suficiente para adoptar en su momento las decisiones

más adecuadas respecto a la gestión final del CG y RAA, en base a la propia experiencia adquirida y la evolución de este tema en otros países del mundo.

La idoneidad de la estrategia basada en un ATC, que fue instada al Gobierno por resolución unánime de la Comisión de Industria del Congreso, de diciembre de 2004, formada por representantes de todos los Grupos Parlamentarios, está avalada por las siguientes consideraciones:

- Permite abordar la gestión en condiciones óptimas y de un modo unificado para todo el CG, los RAA y RMA, al tiempo que se independiza la gestión temporal de la definitiva.
- Dota al sistema de gestión español de capacidad de maniobra ante posibles imprevistos, como la necesidad de desmantelamiento prematuro de alguna central, que pudieran presentarse en el futuro.
- Un ATC reduce el número de instalaciones de almacenamiento de CG, RAA y RMA en España, y consecuentemente el de emplazamientos nucleares dispersos por la geografía española, con la consiguiente disminución de los riesgos y servidumbres asociados a este tipo de instalaciones. Esta reducción sería más significativa con el paso del tiempo, y es particularmente importante en el caso de la seguridad física de la instalación.
- Permite liberar para otros usos, sin restricciones, los emplazamientos de las instalaciones nucleares clausuradas.
- Permite cumplir las cláusulas de repatriación de los residuos y materiales del reprocesado del CG en el extranjero.
- Desde un punto de vista económico, un ATC supondría una reducción muy significativa del coste del sistema global de gestión temporal de los RAA y RMA, frente a la opción de almacenamiento en cada central y demás almacenes temporales necesarios.

- Permite racionalizar y optimizar la operación y los servicios de apoyo a la misma.

El emplazamiento de la instalación no requiere unas características especiales, por lo que el diseño de detalle de la instalación se puede adaptar a un gran número de potenciales emplazamientos de la geografía española.

La instalación sería de tipo bóveda y de carácter modular, dotada de una celda caliente de recepción y acondicionamiento del combustible gastado y del resto de residuos, lo que permitiría a su vez desdoblar la función de la instalación en su vertiente de almacén y de centro tecnológico y de investigación en el ámbito de la gestión de los residuos radiactivos.

Una de las principales implicaciones del ATC sería la derivada de los transportes a realizar con destino a la instalación (del orden de dos a tres expediciones al mes), si bien se estima que se podría mitigar apreciablemente con la presencia, o dotación en su caso, de accesos ferroviarios hasta la propia instalación.

La disponibilidad de un ATC antes del año 2011 requiere, no obstante, del establecimiento de mecanismos de información y participación que faciliten la obtención del consenso político y social necesarios para decidir su ubicación. Este PGRR considera que el proceso de debate y de toma de decisiones no debería diferirse más allá del año 2006, ya que en caso de sobrepasar esta fecha tendrían que desarrollarse los proyectos e implantar soluciones alternativas a medida que se saturan las capacidades actuales, teniendo que almacenar "in situ" las cantidades necesarias hasta la disponibilidad de un ATC, con el consiguiente encarecimiento del sistema global de gestión.

En este sentido, a corto-medio plazo, Enresa deberá emprender las siguientes actuaciones:

- Asentamiento de las bases de diseño de la instalación y obtención de la aprobación del diseño genérico de una instalación ATC de las Autoridades Competentes.
- Consolidación y aplicación de una metodología para la búsqueda de soluciones reales y posibles para proyectos de difícil aceptación social, adaptada a las características de la instalación ATC, que debería conducir a la obtención de un emplazamiento con la debida aceptación social que contribuya plenamente a su éxito y futura gobernabilidad a largo plazo.
- Desarrollo del proyecto de detalle, licenciamiento, construcción y puesta en marcha de la instalación ATC en los plazos establecidos.

Asimismo, se han previsto alternativas a través de soluciones de almacenamiento individualizado que, en su caso, pudieran ser necesarias.

En relación con la gestión final, a la luz del nuevo marco temporal, que retrasaría 15 años, a efectos de cálculos económicos y planificación, las previsiones del 50 PGRR, se reducirán significativamente las actividades contempladas en planes anteriores, limitándose éstas, fundamentalmente, a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, aprovechando los desarrollos internacionales en la materia. En este sentido, las actividades para los próximos años serán las siguientes:

- Se elaborarán documentos de síntesis de la información adquirida hasta la fecha, no reanudándose las actividades de búsqueda de emplazamientos.
- Se consolidarán los diseños genéricos para cada roca hospedante. Se revisarán los correspondientes ejercicios de evaluación de la seguridad, para actualizarlos de acuerdo con los progresos en los

programas de I+D y en consonancia con los diseños revisados y los proyectos internacionales.

En paralelo se profundizará en el análisis y conocimiento de otras tecnologías, como es la separación-transmutación ya comentada, en estrecha colaboración con los avances y proyectos internacionales que se acometan en este campo, con una dimensión y alcance acordes con las capacidades de investigación existentes en el país.

Para poder acometer las iniciativas necesarias que en su momento dieran soporte al proceso de toma de decisiones, Enresa presentará al MITYC, a lo largo de los próximos años, los siguientes informes:

- Informe sobre opciones de gestión que contemple las distintas alternativas consideradas en el ámbito internacional y su adaptación al caso español, incluyendo un programa de desarrollo de cada una de las opciones.
- Informe sobre la viabilidad de las nuevas tecnologías, en particular las posibilidades de la separación y transmutación.
- Proyectos Básicos Genéricos en los que se compendie el nivel de conocimientos adquirido en relación al almacenamiento definitivo.

Asimismo, y con el objeto de poder analizar los posibles procesos de concertación y potenciales mecanismos de participación ciudadana que faciliten el debate necesario en la sociedad, Enresa elaborará un informe que recoja las experiencias que sobre los procesos de toma de decisiones en relación con la gestión definitiva de CG y RAA han tenido lugar en países con una problemática similar a la de España. Dicho informe incluirá las iniciativas legislativas, los procedimientos de asignación de emplazamientos y los métodos de participación de las distintas partes involucradas en el proceso, así como la situación actual de los respectivos programas.

Dicha información servirá de base para el análisis y formulación de posibles iniciativas parlamentarias que puedan facilitar el proceso de toma de decisiones y la definición del marco de participación más adecuado.

Consideraciones generales y panorama internacional

Según la definición más extendida, el término "clausura" engloba al conjunto de actividades técnicas y administrativas que se llevan a cabo al final de la vida útil de una instalación reglamentada para eliminar todos (o algunos) de los controles reguladores. En consecuencia, engloba actividades relativas a la descontaminación, al desmantelamiento, a la retirada de materiales y residuos radiactivos, componentes y estructuras de las mismas y a la "liberación" del emplazamiento para otros usos. La "clausura" sería el reconocimiento formal de la nueva situación administrativo-legal de la instalación.

La clausura de las instalaciones reglamentadas es un paso más, el último, en la vida de las mismas, y, de modo general, se encuentra también incluido en el alcance de la reglamentación específica aplicable.

Dentro del conjunto de instalaciones reglamentadas y en lo que se refiere a la gestión de RBMA, resultan especialmente significativas las del "ciclo del combustible" y muy en particular las CC.NN. y las fábricas de reprocesado de combustible irradiado (no existentes en nuestro país), porque en su desmantelamiento se generan cantidades muy significativas de estos residuos radiactivos.

Las actividades de desmantelamiento de instalaciones del ciclo del combustible nuclear se encuentran en franco crecimiento en muchos países y seguirán creciendo en las dos próximas décadas. La edad media de las CC.NN. en operación en el mundo es del orden de 20 años, con lo cual y suponiendo una vida útil de 40 años, el número de reactores en desmantelamiento crecerá rápidamente a partir del 2010 y tendrá un máximo en torno al año 2015 que se mantendrá durante una década, hasta el 2025. Sin

embargo, la aparición y duración de este pico será variable en cada país debido fundamentalmente a los distintos programas nucleares adoptados.

La experiencia ya acumulada en los últimos años indica que las actividades técnicas necesarias para el desmantelamiento y la clausura de estas instalaciones, incluyendo las CC.NN., pueden ser llevadas a cabo a escala industrial y dentro de los parámetros de calidad y seguridad más exigentes.

Los planteamientos nacionales básicos para acometer este tipo de actividades son diversos entre países, como consecuencia de las diferentes condiciones existentes en cada uno de ellos en lo que respecta a aspectos relevantes, tales como la disponibilidad de fuentes de financiación, las capacidades de gestión de los residuos resultantes, las decisiones sobre la utilización del emplazamiento, las estrategias energéticas, etc. La tendencia actual para las CC.NN. a nivel mundial, se inclina hacia su desmantelamiento total y temprano, pero no en todos los casos. Para otras instalaciones los planteamientos nacionales suelen ser más específicos, aunque se observa una tendencia general también hacia no dilatar en exceso la realización de las actividades tendentes a su clausura, tras el final de su vida útil.

En cuanto a las actividades desarrolladas en el desmantelamiento de instalaciones nucleares por los organismos internacionales, hay que señalar que es un área de actividad que en los últimos años ha ido adquiriendo protagonismo progresivo, plasmándose en nuevas iniciativas dentro del OIEA, AEN/OCDE y UE.

La experiencia internacional habida en el desmantelamiento de CC.NN. puede resumirse en las siguientes conclusiones:

- Están en fase de ejecución un amplio número de proyectos de desmantelamiento total de reactores comerciales.

- Las tecnologías y métodos para abordar el desmantelamiento de cualquier componente o zona de una central nuclear están disponibles y han sido probadas satisfactoriamente en diversos proyectos.
- Las estrategias en cada caso están influenciadas por condiciones específicas (País-central-propietario-emplazamiento). En el caso de centrales que no comparten el emplazamiento con otras unidades, la tendencia a alcanzar a corto plazo el desmantelamiento total es mucho mayor que en el caso de centrales que sí lo comparten.

España mantiene una importante presencia internacional en este campo, en base a la notable experiencia acumulada en los últimos años, incluyendo la realización del desmantelamiento de la C.N. Vandellós I.

ANÁLISIS DE LA SITUACIÓN NACIONAL

En España existe en la actualidad un sistema establecido para llevar a cabo las actividades conducentes a la clausura de las instalaciones reglamentadas y están definidos también los agentes que intervienen en el mismo.

El modo de funcionamiento del sistema incluye: a) el marco general de las actuaciones; b) el marco normativo; c) el papel de los agentes, y d) las condiciones básicas de seguridad y operatividad a cumplir y garantizar en su aplicación, incluyendo los mecanismos de financiación. Los titulares de instalaciones reglamentadas que generan residuos radiactivos, deben disponer de capacidades para su gestión y ello pueden hacerlo mediante contratos con Enresa, cuyo alcance debe incluir hasta el desmantelamiento de las mismas para CC.NN. y en su caso para las II.RR.

Como elemento relevante y en cierto modo diferente al resto de países, Enresa tiene asignadas responsabilidades directas en las actividades de clausura de algunas de estas instalaciones y así está recogido en la normativa aplicable.

En el caso de las CC.NN. la responsabilidad de realizar tal desmantelamiento recae directamente en Enresa y así está previsto en el contrato correspondiente establecido entre las Partes, que se complementa con los acuerdos operativos necesarios; también están totalmente definidos por las autoridades y plenamente operativos, los mecanismos de financiación inherentes al mismo.

En el caso de las instalaciones de la minería y fabricación de concentrados de Uranio, la responsabilidad corresponde al Titular, salvo que las Autoridades determinen otra cosa en función de las circunstancias, como se ha hecho en el caso de las "históricas".

En el caso de la Fábrica de Elementos Combustibles de Juzbado, la responsabilidad de realizar el desmantelamiento recae en Enresa y así está previsto en el correspondiente contrato, que establece además el mecanismo de aportaciones anuales al fondo durante su vida operativa para cubrir los costes de desmantelamiento previsto.

En el caso del Ciemat, la responsabilidad recae en el Titular, habiéndose establecido el modo de participación de Enresa en cuanto a los aspectos técnicos y financieros.

En el caso de las II.RR., el contrato con Enresa para la gestión de sus RR permite que los Titulares puedan acordar con Enresa la forma de proceder y los modos de hacer frente a los costes derivados, aunque debe indicarse que la clausura de este tipo de instalaciones no suele plantear dificultades especiales, una vez retirados los últimos residuos de la etapa operativa.

Conviene destacar que la normativa actual contempla los aspectos básicos del proceso reglamentario por el que deben conducirse los proyectos de desmantelamiento y clausura de instalaciones reglamentadas, y reconoce la necesidad de planear el desmantelamiento desde las etapas iniciales de concepción de este tipo de instalaciones.

Los desmantelamientos de grandes instalaciones producen cantidades significativas de materiales residuales con contenido radiactivo, mayoritariamente RBMA, que en el caso español pueden ser gestionados en El Cabril, muchos de ellos como RBBA. Las actividades de desmantelamiento y clausura de las CC.NN. pueden verse notablemente dificultadas (incluso impedidas) en función de la existencia o no de capacidades suficientes de gestión para el combustible gastado. De igual modo la clausura de éstas y de otras instalaciones relevantes del ciclo del combustible nuclear, e incluso la de algunas II.RR. específicas, dan origen a la generación de cantidades moderadas (pero apreciables) de RR, cuya gestión, en el caso español, requiere la existencia de instalaciones específicas, con carácter temporal, como serían las propias del ATC.

A lo largo de los últimos años, se ha acumulado en España una considerable experiencia en este campo, que incluye la realización de diversos proyectos, entre los que se destaca, por su envergadura y relevancia, el desmantelamiento llevado a cabo en la C.N. Vandellós I, que ha permitido ubicar a España en el grupo de países con experiencia integral en este área. La realización de este proyecto en plazo y con el alcance necesario ha sido posible por la existencia de una infraestructura suficiente en el país para garantizar la financiación de los costes, la aplicación de las tecnologías necesarias y la gestión adecuada de los residuos generados.

La experiencia descrita ha permitido el desarrollo de un conjunto de capacidades de diverso tipo que están plenamente disponibles en la actualidad. De forma ligada a lo anterior, se han desarrollado y se dispone de herramientas genéricas y específicas para la gestión y optimización de las actividades de desmantelamiento, y de bases de datos de experiencias reales. Toda esta experiencia será aplicada ahora a los diversos proyectos a realizar en el próximo futuro, tales como: a) el desmantelamiento y clausura de la C.N. José Cabrera; b) la ejecución del desmantelamiento de diversas instalaciones del Ciemat (PIMIC); y c) el desmantelamiento de instalaciones y la restauración definitiva de las explotaciones mineras en Saelices El Chico y otras minas antiguas de uranio.

Líneas estratégicas de acción

Con la experiencia ya acumulada en los últimos años, el planteamiento básico de futuro de las actividades de Enresa en esta área, fundamentalmente enfocadas a las centrales nucleares, tiene las líneas siguientes:

- Mantener la cooperación con las Autoridades, en los desarrollos de carácter normativo o de otro tipo que deseen acometer. Especial atención debe prestarse a la transición desde la etapa operativa, y a la incorporación del grado necesario de flexibilidad a los documentos preceptivos y al proceso de licenciamiento durante la ejecución del proyecto, para tener en cuenta la realidad cambiante de la instalación a medida que avanza el proyecto.
- Continuar realizando los estudios genéricos necesarios del desmantelamiento de CC.NN. tipo de las instaladas en España (PWR y BWR de 1.000 MWe), para optimizar los futuros proyectos específicos y disponer de una mejor estimación de costes y residuos generados.
- Mantener la coordinación y cooperación entre los agentes operativos (Titulares y Enresa), para el mejor desarrollo de la estrategia nacional básica definida, que es la del desmantelamiento total a iniciar a los tres años de la parada definitiva, una vez extraído el combustible y retirados los RBMA de operación.

En lo que se refiere a la C.N. Vandellós I y finalizado el Nivel 2 de desmantelamiento, ésta queda transformada en una instalación pasiva, que permanecerá de este modo, bajo la responsabilidad de Enresa, durante el periodo de latencia (inicialmente estimado en 25 años), hasta que se acometa su desmantelamiento total, pudiendo liberarse parcialmente el emplazamiento durante tal periodo intermedio.

- Plantear y acometer el desmantelamiento de la C.N. José Cabrera, cuya fecha de cese definitivo de explotación ha sido el 30/04/06, aprovechando para ello la experiencia acumulada en Vandellós I.

Para este proyecto, se ha seleccionado la alternativa de desmantelamiento total inmediato, dejando el emplazamiento liberado, en su práctica totalidad para que pueda ser utilizado sin ningún tipo de restricción.

- Participar con el Titular en las actividades de desmantelamiento y restauración ambiental de Saelices El Chico y de otras minas de titularidad de ENUSA, utilizando la experiencia previa acumulada.
- Mantener el apoyo necesario a Ciemat, Universidades e II.RR. en las actividades de desmantelamiento precisas, aportando la experiencia acumulada.
- Mantener el esfuerzo en la optimización de la aplicación práctica del proceso de "desclasificación" de materiales residuales con contenido radiactivo mínimo.
- Mantener líneas de actividad y cooperación para el futuro desmantelamiento de la Fábrica de combustible nuclear de Juzbado.
- Satisfacer los planteamientos que decidan las Autoridades para efectuar la vigilancia institucional a largo plazo.
- Mantener la presencia en los foros internacionales adecuados, con atención preferente a la AEN y la UE en los aspectos más globales de planteamiento y encuadre de estos proyectos.
- Promover desarrollos nacionales para aprovechar la experiencia acumulada en futuras actuaciones, a la vez que se afianza el conocimiento adquirido. Para ello se ha puesto en marcha, en el emplazamiento de Vandellós I, el Centro Tecnológico "Mestral".

Otras actuaciones

Al margen de todo lo anteriormente comentado, en España es necesario llevar a cabo una serie de actuaciones que por su carácter especial se describen de forma independiente en este apartado.

- PROTOCOLO DE COLABORACIÓN SOBRE LA VIGILANCIA RADIOLÓGICA DE LOS MATERIALES METÁLICOS

En 1998 se produjo un incidente en una acería ubicada en la provincia de Cádiz, que consistió en la fusión de una fuente radiactiva de Cs-137, de actividad elevada, que se había procesado al estar incluida en algún lote de la chatarra metálica utilizada en el proceso. El incidente no produjo efectos apreciables sobre las personas ni sobre el medio ambiente, pero sí ocasionó trastornos operativos y elevados costes a la factoría, para cubrir todas las tareas de limpieza y recuperación subsiguientes, y un volumen muy apreciable de RBMA/RBBA.

A raíz del mismo, las Autoridades nacionales promovieron iniciativas para evitar la repetición de ese tipo de eventos y en todo caso, para reducir sus efectos en caso de ocurrencia. El resultado primero fue la firma, en noviembre de 1999, de un "Protocolo" de colaboración, de carácter voluntario, entre los diversos agentes implicados de uno u otro modo en el tema. A este "Protocolo" se han sumado después otras asociaciones industriales y sindicatos del sector del metal.

Desde la firma del Protocolo, se han producido un número significativo de detecciones de material radiactivo contenido o acompañando a esos materiales metálicos de diversa entidad y Enresa ha efectuado las retiradas y gestión correspondiente de los mismos.

Como consecuencia de los incidentes a que se ha hecho referencia anteriormente, se han retirado por Enresa un total de unos 2.500 m3 de residuos radiactivos, que han sido trasladados a El Cabril.

- APOYO A LA RESPUESTA EN CASO DE EMERGENCIA

Una de las tareas asignadas a Enresa en la reglamentación es la de apoyar a las Autoridades competentes, en la forma en que se establezca, en caso de emergencia radiológica. El alcance de este apoyo está definido a nivel muy básico en ciertos planes y programas de carácter y alcance nacional, tales como el PLABEN, y deberá precisarse en otras circunstancias y supuestos, tales como las que se originarían en caso de otras situaciones de emergencia no debidas a un incidente en una C.N. que puedan suceder en cualquier zona del territorio nacional. En todo caso, Enresa operaría siempre a instancia de las Autoridades competentes y de forma concreta en el PLABEN, como miembro del "Grupo Radiológico" de la respuesta, que dirige el CSN.

- GESTIÓN DE CABEZALES RADIATIVOS DE PARARRAYOS

Las Autoridades nacionales establecieron en su momento una norma que obligaba a formalizar la existencia de este tipo de aparatos según la Reglamentación radiactiva específica, o a su retirada por Enresa como residuo radiactivo.

En los últimos años Enresa ha venido realizando la retirada y gestión de estos cabezales y de las fuentes radiactivas que contenían, mediante su exportación para reciclado. Actualmente, el proceso puede darse por finalizado a todos los efectos prácticos y formales. No obstante, se mantiene la capacidad operativa necesaria para atender aquellos casos puntuales de existencia de algún otro pararrayos de estas características en el futuro.

A lo largo de todo el proceso, no se han producido incidencias dignas de mención.

- GESTIÓN DE DETECTORES IÓNICOS DE HUMOS (DIH)

Este tipo de detectores incorporan una pequeña fuente radiactiva y su comercialización (no su uso) está reglamentado. Su utilización es profusa y hay varios millones instalados por toda la geografía nacional.

Hasta febrero del 2005, para este tipo de aparatos resultaban en principio posibles dos formas de gestión: su entrega a Enresa en calidad de residuo radiactivo, o su gestión final por vías convencionales, siempre que el aparato cumpliera una serie de requisitos de fabricación y uso. Desde esa fecha se ha reglamentado una nueva forma de proceder para su gestión al final de la vida útil de los DIH, en tanto que son "aparatos eléctricos y electrónicos" (RD 208/2005 sobre aparatos eléctricos y electrónicos y la gestión de sus residuos).

En base a lo anterior, desde el año 2005, corresponde a los fabricantes y suministradores, junto con las entidades locales, en la forma en que se indica en la normativa, establecer y financiar sistemas para asegurar la gestión de las fuentes radiactivas que portan, las cuales tendrían que ser entregadas a Enresa.

Enresa está preparando en la actualidad un nuevo Plan de Acción, en estrecho contacto con las Autoridades, que tenga en cuenta lo establecido en el citado RD 208/2005.

– GESTIÓN DE OTROS MATERIALES RADIATIVOS APARECIDOS FUERA DEL SISTEMA REGULADOR

Además de los casos específicos descritos en los epígrafes anteriores, el sistema nacional tiene establecidos dos mecanismos básicos para que se lleve a cabo la retirada y gestión segura de cualquier material radiactivo que pudiera aparecer fuera del control regulador. Las Autoridades ponen en marcha tales mecanismos, mediante la edición de "Órdenes de intervención" o de "Resoluciones de transferencia", involucrando a Enresa como proceda en cada caso. Es de especial relevancia el Real Decreto 229/2006 sobre control de fuentes radiactivas encapsuladas de alta actividad y fuentes huérfanas.

Enresa ha realizado un número limitado de actuaciones, respondiendo a "Órdenes de intervención", que han abarcado la retirada y gestión de fuentes radiactivas de uso médico utilizadas a principios de la segunda mitad del siglo XX, algunos casos de

comercializadores de productos de consumo que se encontraban intervenidos por la Administración y en casos de instalaciones reglamentadas de otro tipo sin Titular localizable.

Las actuaciones relativas a "Resoluciones de Transferencia" son más habituales y esencialmente se refieren a fuentes y otros materiales radiactivos existentes en instalaciones (reglamentadas o no) a causa de actividades llevadas a cabo hace bastante tiempo y que no siguieron en su día los procedimientos establecidos o lo hicieron inadecuadamente.

El tipo de fuentes y materiales radiactivos retirados por estos mecanismos es variado y los volúmenes no son, en general, significativos.

Investigación y desarrollo

CONSIDERACIONES GENERALES Y SITUACIÓN INTERNACIONAL

La I+D es uno de los elementos básicos en la generación de los conocimientos y las tecnologías necesarias para garantizar la seguridad y la viabilidad de las diferentes etapas de la gestión de los residuos radiactivos, jugando por tanto un papel relevante en dicha gestión.

España, al igual que la mayoría de los países que gestionan residuos radiactivos, viene desarrollando programas sistemáticos de I+D aplicados tanto a los distintos tipos de residuos como a las actividades de desmantelamiento de instalaciones nucleares, la restauración ambiental y la protección radiológica. El esfuerzo dedicado a estas actividades se focaliza, tanto a nivel nacional como internacional, en aquellas áreas y actividades donde las soluciones industriales no están todavía implantadas, sin olvidar la optimización y la mejora continuada de la seguridad y de la operatividad de las instalaciones en funcionamiento a través de la incorporación de los avances tecnológicos y científicos que se van produciendo.

En el ámbito internacional existe una estrecha colaboración en el campo de la I+D, tanto a través de los Programas Marco de la UE, específicamente dentro de Euratom, como a través de acuerdos bilaterales o multinacionales.

Referente a los residuos de alta actividad, los programas de I+D europeos se focalizan en el Almacenamiento Geológico Profundo como solución definitiva, con independencia de que previamente a esa gestión final pudiera producirse o no, una reutilización o reelaboración del combustible, o incluso con consideraciones específicas respecto de la viabilidad y aplicación de técnicas de transmutación, aspectos que también llevan asociados programas de I+D importantes, tanto específicos en algunos países como dentro de los Programas Marco de la UE.

En relación con el almacenamiento, los "laboratorios subterráneos" constituyen hoy los principales centros generadores de conocimiento y verificación de tecnologías y metodologías para la demostración, a escala real, de la viabilidad constructiva, operativa y de seguridad de un repositorio como solución final.

En relación a la separación y la transmutación, se está llevando a cabo un importante esfuerzo en I+D liderado por los países con capacidad de reprocesar combustible para obtener los datos básicos y las tecnologías que conduzcan al desarrollo de un prototipo que permita analizar la viabilidad técnica, industrial y económica de estos sistemas en la generación de energía y su incidencia en la gestión de residuos radiactivos (reducción de la toxicidad de residuos radiactivos).

La I+D en la gestión de RBMA, desmantelamiento, protección radiológica y restauración ambiental se orienta internacionalmente a la optimización de tecnologías de caracterización del inventario radiactivo en los residuos a gestionar (bultos), la durabilidad de los sistemas de confinamiento, la mejora y optimización de los sistemas de monitorización, la reducción de volumen de residuos, optimización de técnicas de descontaminación y corte de materiales a desmantelar, etc. En este campo existe una amplia colaboración e interconexión entre los programas para compartir experiencias operacionales y generar una base de datos común, sobre todo en el caso de desmantelamiento de CC.NN.

ANÁLISIS DE LA SITUACIÓN NACIONAL

La I+D desarrollada en España ha promovido la participación activa en los programas internacionales en todos los ámbitos de gestión, si bien, dadas las carencias iniciales, el mayor esfuerzo se ha realizado en lo referente a la gestión de los RAA, y también en aquellos proyectos cuyos resultados son de aplicación inmediata en las actividades en curso de Enresa (gestión RBMA y desmantelamiento).

La gestión de residuos radiactivos en España ha venido acompañada de programas quinquenales de I+D desde 1986. Actualmente está en curso el quinto Plan que cubrirá el periodo 2004-2008. Los objetivos principales y recursos asignados a dichos planes han sido consecuencia de las estrategias establecidas en los sucesivos PGRR.

En el momento actual, y como consecuencia de la I+D realizada, se cuenta con una importante infraestructura científica y tecnológica que asegura la disponibilidad de gran parte de las capacidades y tecnologías necesarias para la gestión. En dichas capacidades se incluyen tanto los grupos científicos como la infraestructura analítica y numérica desarrollada, así como la experiencia metodológica adquirida.

Teniendo en cuenta el nivel tecnológico, de experiencia y de capacidades adquirido, y considerando además que en la estrategia actual de la gestión del combustible gastado y RAA, el almacenamiento temporal es la principal prioridad a corto plazo de Enresa, que el almacenamiento geológico no es una necesidad urgente y que están previstas actividades importantes en los campos de gestión de RBBA y desmantelamiento de instalaciones nucleares, la I+D debe orientarse y desarrollarse de forma que:

- Suministre un apoyo sistemático y preferencial a las actividades de almacenamiento temporal, desmantelamiento y gestión de RBBA y RBMA.

- Incluya un área de apoyo directo al ATC y limite las actividades relacionadas con la gestión final del CG/RAA a la consolidación y actualización del conocimiento adquirido, en línea con los desarrollos internacionales.
- Asegure el mantenimiento y actualización de capacidades y conocimientos, asociados a la caracterización del comportamiento de los RAA y los isótopos que contienen (fundamentalmente el combustible irradiado) así como en lo relativo con la separación y transmutación de residuos de alta actividad como apoyo a la gestión a corto y largo plazo del combustible irradiado.

Estas actividades deberán realizarse manteniendo un nivel de inversiones similar al actual y manteniendo también la colaboración internacional, todo ello adaptado al nuevo horizonte temporal de desarrollo de las actividades de gestión de Enresa.

En conclusión, el desarrollo de conocimientos y capacidades tecnológicas ha sufrido en España un incremento notable, adquiriendo un nivel similar, en muchos campos, al de países más avanzados en el campo nuclear. No obstante, la continuación de la I+D es y será todavía necesaria, si bien, con objetivos distintos, hasta la puesta en operación de las instalaciones de gestión.

Actuaciones planificadas

Las actividades de I+D para los cinco próximos años deben dar soporte y cobertura a:

- La elaboración y/o revisión de estrategias de gestión para los distintos tipos de residuos radiactivos basados en un mejor conocimiento de los mismos, las matrices que los contienen y las propiedades físicas, químicas, ambientales y radiológicas de los isótopos que contengan.

- El apoyo a los diseños de detalle, licenciamiento y construcción de instalaciones de almacenamiento temporal y su vigilancia operacional y ambiental, con especial atención al ATC.
- La elaboración de opciones de gestión a largo plazo de los residuos de alta actividad que se reflejarán en los documentos estratégicos y que irán integrando todos los avances que tanto a nivel nacional como internacional se vayan alcanzado.
- La participación en el programa Euratom de la UE en las áreas de interés para el programa de gestión español.
- La continuación de las líneas de mejora en las tecnologías de restauración ambiental así como de monitorización ambiental de emplazamientos de instalaciones, tanto para RBMA/RBBA como para el ATC.
- En el caso de RBMA, la mejora del conocimiento sobre durabilidad de hormigones, ensayos de implantación de tecnologías de reducción de volumen, caracterización de bultos para modelización integral del funcionamiento de la instalación de almacenamiento.
- El diseño, construcción y licenciamiento de las capas de cobertura de las plataformas de almacenamiento de la instalación de El Cabril.
- La optimización y mejora de la gestión de activos científicos y tecnológicos que la I+D ha generado, de forma que se asegure la disponibilidad inmediata de dichos activos cuando sea necesario y su transmisión adecuada a los nuevos fines de los proyectos de la I+D.
- El desarrollo de las bases tecnológicas y metodológicas de desmantelamiento de instalaciones nucleares, aprovechando la

experiencia del desmantelamiento de la C.N. Vandellós I y aplicándola a la C.N. José Cabrera u otras en las que hubiera que intervenir.

- Las actividades de investigación, entrenamiento y formación a desarrollar en el C.T. Mestral en el emplazamiento de Vandellós I.
- Seguimiento a nivel internacional de los modos de gestión de materiales específicos, tales como el grafito.

2.6.4 Aspectos económicos – financieros

Esta parte del documento tiene por objeto la evaluación de los costes de la gestión, acordes con el escenario, estrategias y programas de actuación contemplados en los capítulos anteriores, así como el cálculo de los ingresos necesarios para su financiación, en función de los sistemas legalmente establecidos, tal como se muestra en el esquema metodológico de la figura 3.

Para todo ello, se diferencian 2 periodos principales de gestión en este PGRR:

- El histórico, que va desde el origen, situado en el año 1985, hasta el año 2006, con una fecha singular, como es el 31 de marzo de 2005, a partir de la cual se establece en España un nuevo sistema de financiación para las CC.NN. que posteriormente se describe,
- y el futuro, que va desde el año 2007 hasta el final del periodo de gestión que se sitúa en el año 2070.

El periodo histórico queda resumido con el valor del Fondo a 31/12/06 que, a efectos de planificación, es de 1.835 M€, como resultado de la diferencia entre los ingresos y los costes incurridos hasta esa fecha.

El periodo futuro de gestión constituye el arranque de los cálculos económicos, acordes con el nuevo sistema de financiación establecido.

Para la determinación de los costes futuros de la gestión se parte de los mejores datos disponibles en el momento actual para cada una de las grandes líneas de actuación en que se han desglosado los mismos (RBMA, combustible gastado y RAA, clausura de instalaciones, I+D, estructura y otras).

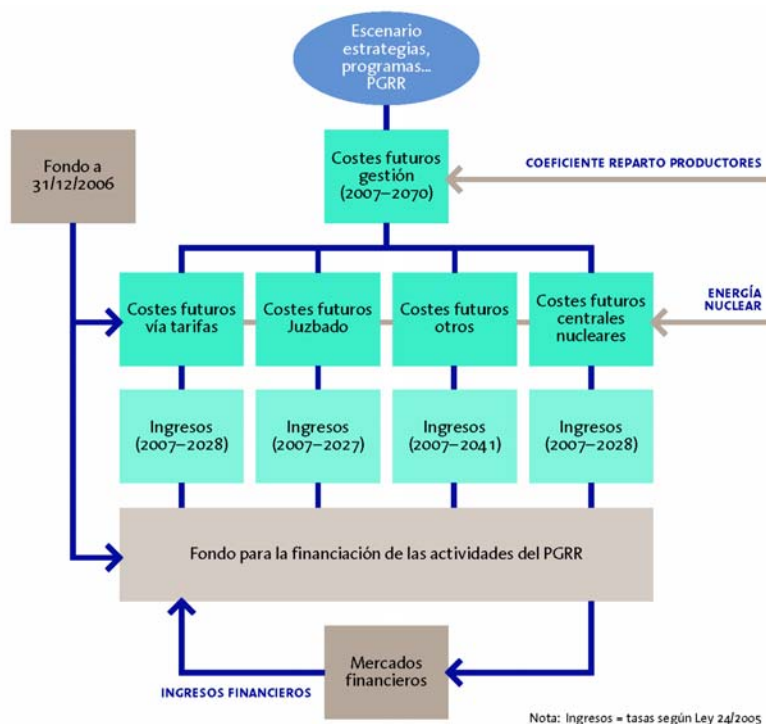


Figura 3: Esquema de financiación de las actividades del PGRR

En la figura 4 se presenta el programa general de la gestión del combustible gastado y residuos radiactivos, derivado del escenario básico de planificación (ver parte B). En dicho programa pueden verse las fechas e hitos principales en relación con el funcionamiento, cierre y desmantelamiento de las centrales nucleares y fábrica de elementos combustibles de Juzbado, así como las relativas a la construcción, operación, cierre y sellado de las instalaciones de almacenamiento de RBMA y las correspondientes al almacenamiento temporal y definitivo del CG y RAA.

De acuerdo con todo ello, el coste total de la gestión se eleva a 13.023 M€, de los cuales un 48% correspondería al combustible gastado/RAA, un 20% al desmantelamiento y clausura de instalaciones, un 12% a RBMA, un 3% a I+D, un 16% a estructura, y el 1% restante a otras actuaciones (ver figura 5).

El coste realmente incurrido hasta finales de 2005 es, aproximadamente, la cuarta parte del total, siendo el coste futuro previsto desde el año 2007 de 9.734 M€, cuyo valor actualizado a 01/01/07, con una tasa de descuento del 1,5%, resulta ser 6.513 M€.

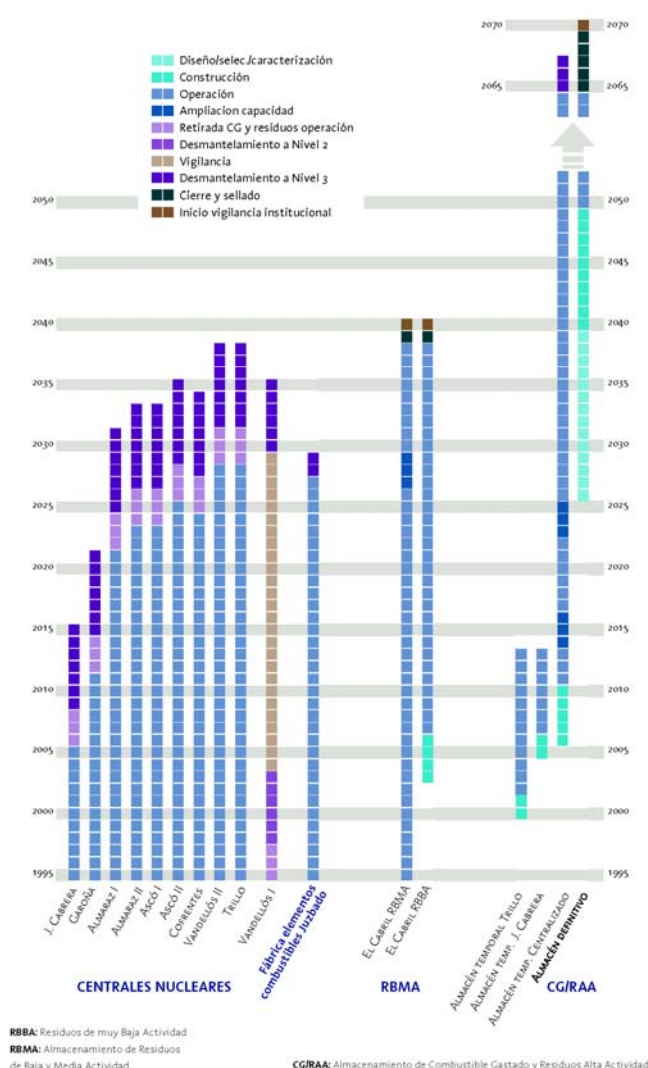


Figura 4. Programa general gestión combustible gastado y residuos radiactivos

Coste de la gestión

En los costes relativos a la gestión del CG/RAA se han previsto, como contingencias, soluciones alternativas que permitan cumplir con los compromisos derivados de los contratos de devolución de sustancias del reprocesado, la operación continuada de las centrales que están próximas a saturar sus piscinas o abordar tareas de desmantelamiento de las mismas, una vez cesada su operación, hasta que el ATC se encuentre plenamente disponible.

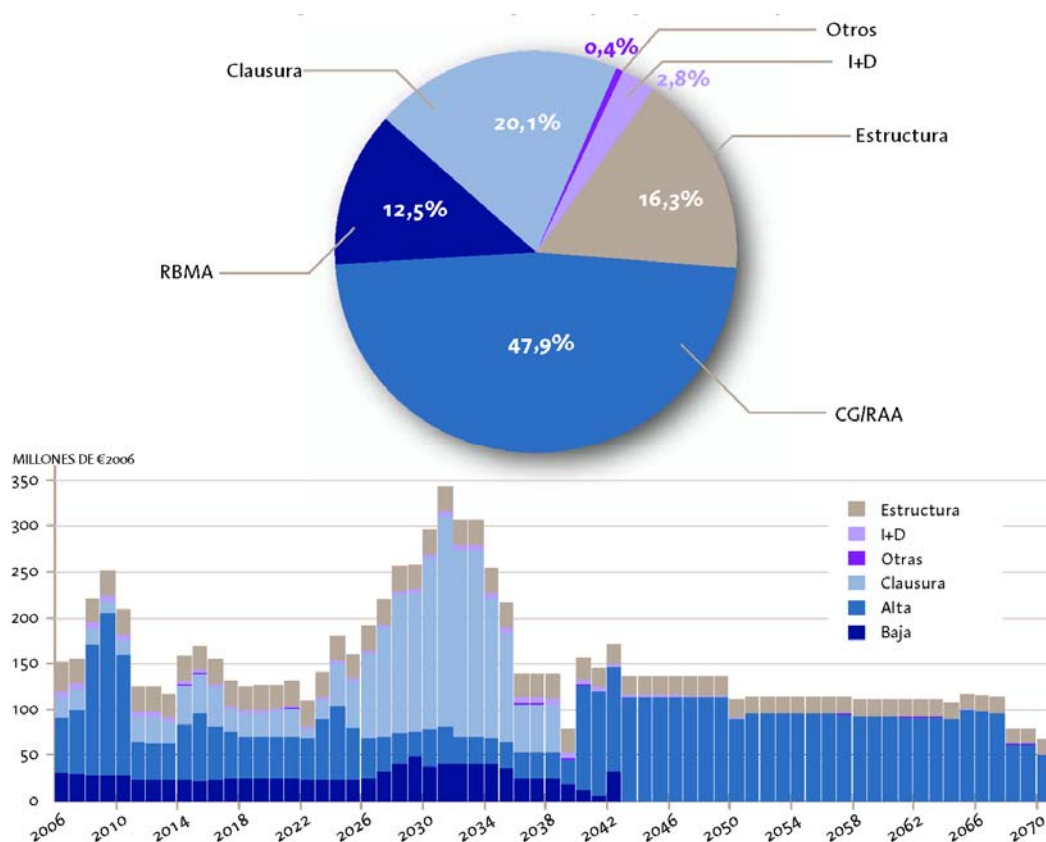


Figura 5: Coste de la gestión por grandes conceptos

Una vez determinados los costes futuros de la gestión, con el correspondiente desglose detallado por conceptos, se procede a la desagregación de los mismos en cuatro conjuntos diferentes, acordes con los sistemas de financiación establecidos para cada uno de ellos, que son los relativos a la vía tarifas eléctricas, centrales nucleares, fábrica de elementos combustibles de Juzbado y otras instalaciones, los cuales comprenden los siguientes servicios:

- TARIFAS ELÉCTRICAS

Gestión de los residuos radiactivos y combustible gastado generados en las centrales nucleares y su desmantelamiento y clausura, que sean atribuibles a la explotación de las mismas llevada a cabo con anterioridad al 1 de abril de 2005, así como por la gestión de residuos radiactivos procedentes de actividades de investigación que han estado directamente relacionados con la generación de energía nucleoelectrica y las operaciones de desmantelamiento y clausura que deban realizarse como consecuencia de la minería y producción de concentrados de uranio con anterioridad al 4 de julio de 1984.

- CENTRALES NUCLEARES

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 llevada a cabo con posterioridad al 31 de marzo del 2005, considerándose como tales los asociados a la gestión de los residuos radiactivos que se introduzcan en el almacén de la central después de esa fecha, los asociados a la gestión del combustible gastado resultante del combustible nuevo que se introduzca en el reactor en las paradas de recarga que concluyan con posterioridad a esa fecha, así como la parte proporcional del desmantelamiento y clausura que corresponda al periodo de explotación que le reste a la central en esa fecha.

- FÁBRICA DE ELEMENTOS COMBUSTIBLES DE JUZBADO

Gestión de residuos radiactivos derivados de la fabricación de elementos combustibles, incluido el desmantelamiento de las instalaciones de fabricación de los mismos.

- GESTIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS GENERADOS EN OTRAS INSTALACIONES

Para desagregar los costes futuros (2007-2070) en estos cuatro conjuntos es necesario la aplicación sobre los diversos conceptos de coste de unos coeficientes de reparto que están relacionados con las producciones históricas y futuras de los distintos generadores y tipos de residuos (RBMA, RBBA, RMA), combustible gastado y vida útil de las centrales nucleares, tomando como referencia la fecha del 31/03/2005.

En el cuadro 6 se resumen los resultados obtenidos junto con los correspondientes valores actualizados de dichos costes futuros y la recaudación pendiente a partir de 01/01/07, una vez descontado el fondo imputado a cada uno de ellos.

Tras la desagregación de los cuatro conjuntos citados de costes futuros, se calculan los ingresos necesarios en cada caso para su financiación, en función de las cantidades resultantes y el periodo de recaudación establecido, utilizándose para dichos cálculos una tasa de descuento del 1,5%.

En base a todo lo anterior, y teniendo en cuenta que el Fondo existente a 31/03/2005, no puede ser destinado a financiar los costes internalizados de las centrales nucleares, el valor presente de los ingresos necesarios a recaudar vía tarifas eléctricas, resulta ser de 2.704 M€.

Partiendo del valor estimado de este tipo de ingresos para el año 2006 (40 M€) por aplicación de los porcentajes a tarifas y peajes ya establecidos por el Real Decreto para dicho año (0,210% y 0,601%, respectivamente) y suponiendo incrementos anuales lineales hasta el año 2028, la recaudación necesaria por esta vía para el año 2007 sería de 49,65 M€₂₀₀₆.

ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN

CONCEPTO	Millones de €06				
	TARIFAS ELÉCTRICAS	CENTRALES NUCLEARES	JUZBADO	OTRAS INSTALACIONES	TOTAL
Costes futuros de gestión (2007-2070)	6.340	3.350	16	28	9.734
Valor actualizado a 01/01/07	4.339	2.138	12	24	6.513
Recaudación pendiente	2.704	1.939	11	24	4.678

Cuadro 6. Reparto de costes futuros en función del sistema de financiación

A efectos de liquidación del IVA, Enresa remitirá con carácter mensual las correspondientes facturas a los titulares explotadores de las CC.NN., repartiendo los ingresos totales del mes por esta vía en función de las potencias instaladas en cada central.

Respecto a los ingresos necesarios a recaudar vía centrales nucleares, en la figura 7 se muestra la metodología de cálculo y los valores resultantes, en base a la determinación previa de un coeficiente global para el conjunto de las centrales, expresado en céntimos de € por kWh, que posteriormente es corregido por unos factores que tienen en cuenta las características específicas de cada tipo de central.

Los ingresos totales necesarios a recaudar por esta vía, a partir de 2007 y durante el periodo operativo de las centrales nucleares, se elevan a 1.939 M€ que divididos por la energía actualizada a generar por las mismas (estimada en base a unas horas de funcionamiento anuales acordes con la operación actual y las expectativas futuras), conduce a un coeficiente global de 0,221 cent.€/kWh.

Considerando los factores correctores establecidos para cada central nuclear, se obtienen los siguientes coeficientes individuales para cada una de ellas, a aplicar desde el año 2007 hasta la fecha de sus respectivos cierres.

ENERGÍA NUCLEAR DE FISIÓN

CENTRAL NUCLEAR	cent.€/kWh
Santa M ¹ de Garoña	0,259
Almaraz I	0,219
Almaraz II	0,219
Ascó I	0,219
Ascó II	0,219
Cofrentes	0,241
Vandellós II	0,219
Trillo	0,219

Para el caso de la fábrica de elementos combustibles de Juzbado, se procede de forma similar a las centrales nucleares, es decir, se calcula el coste futuro actualizado de la gestión de sus residuos de operación y del desmantelamiento, que dividiéndolo por la producción futura actualizada de elementos combustibles, conduce a un coste unitario de 2.158 €/tU en el periodo 2007-2027.

Por último, para el caso de otras instalaciones se hace un estudio individualizado de costes para los distintos tipos de residuos generados por las mismas, obteniéndose unos valores reales, que tras su comparación con los actuales, conducen a las tarifas que se imputan directamente a los generadores en el momento de la retirada del residuo.

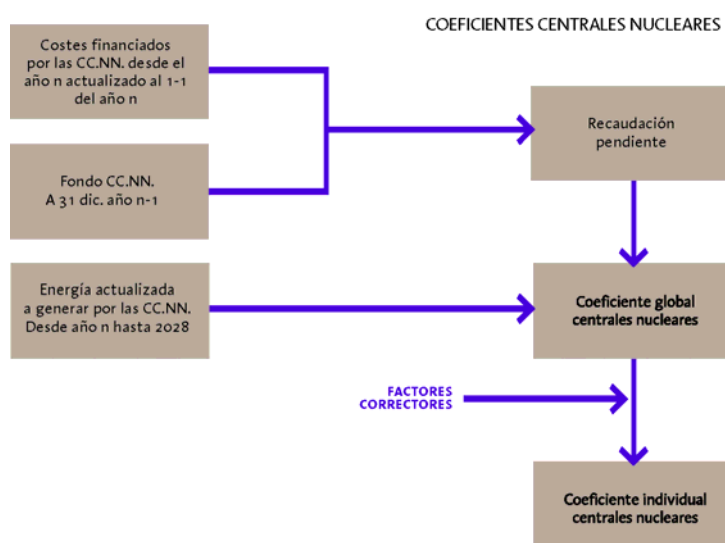
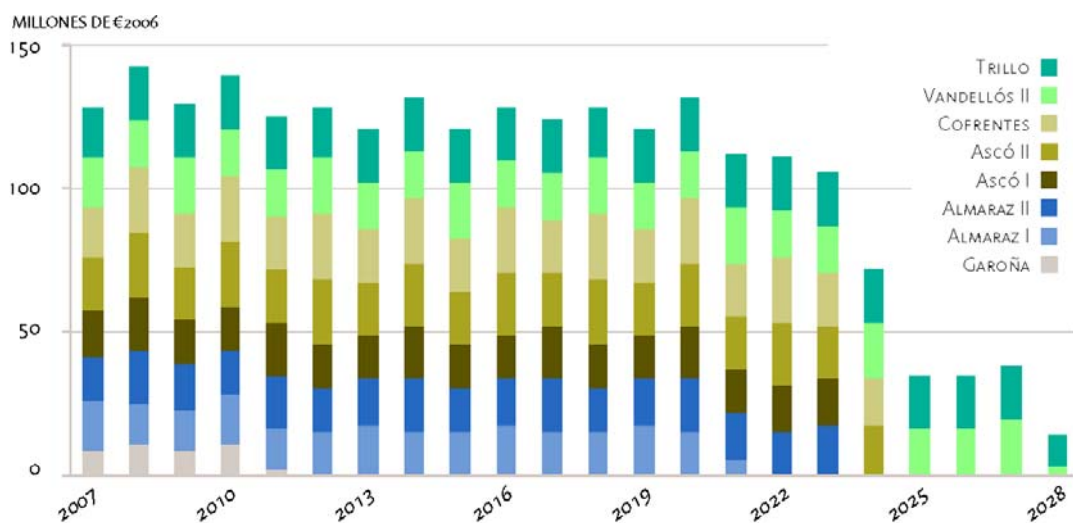


Figura 7. Ingresos vía centrales nucleares

PREVISIONES DE INGRESOS DE LAS CENTRALES NUCLEARES



Conviene finalmente resaltar que, al prolongarse más en el tiempo el periodo de gestión que el de aplicación de los distintos ingresos, se requiere una recaudación por anticipado que genere los fondos necesarios para financiar, junto con los rendimientos financieros correspondientes, todos los costes de la gestión.

Al concluir el periodo de gestión contemplado en el PGRR, las cantidades totales ingresadas en el Fondo a través de las distintas vías de financiación, incluidos los rendimientos financieros, deberán cubrir los costes incurridos, de tal manera que el saldo resultante sea cero.

Los valores presentados en este PGRR podrán ser revisados anualmente por el Gobierno, mediante Real Decreto, en base a una memoria económico-financiera actualizada del coste de las actividades correspondientes.

2.7 Proyecto Almacén Temporal Centralizado (ATC)

2.7.1 Introducción

La futura construcción del Almacén Temporal Centralizado (ATC) es consecuencia directa de la política de gestión del combustible gastado en las centrales nucleares españolas, basada exclusivamente desde el año 1983 en el almacenamiento. El Gobierno optó entonces por el llamado ciclo abierto. A diferencia de Gran Bretaña o Francia, nuestro país descartó totalmente el reprocesamiento del combustible irradiado en los reactores —la opción de ciclo cerrado— para su posterior utilización como combustibles de uranio reprocesado y óxidos mixtos (MOX).

Para hacer frente a esa estrategia nacional basada en el almacenamiento bastó inicialmente con un cambio de bastidores de las piscinas de las centrales nucleares, una operación que se alargó hasta 1997. De esa forma se consiguió incrementar la capacidad de almacenamiento de cada planta nuclear. Sin embargo, la piscina de la central de Trillo (Guadalajara), debido al particular diseño de su reactor, se saturaba en 2002. Fue necesario construir en la misma instalación un ATI (Almacén Temporal Individualizado), integrado hasta la fecha por dieciocho contenedores metálicos, al que se va transfiriendo anualmente parte del combustible gastado generado por esta central. La central de José Cabrera, en Almonacid de Zorita (Guadalajara), que cesó su operación en abril de 2006, tiene su propio almacén temporal para albergar el combustible gastado y permitir así el desmantelamiento de la planta. Este almacenamiento individualizado también es en seco, aunque con una tecnología diferente a la de Trillo, dado que el combustible irradiado de Zorita estará contenido en cápsulas completamente herméticas provistas de soldadura. Las próximas centrales que pueden precisar de acciones complementarias de este tipo son las de Cofrentes (Valencia) y Ascó (Tarragona).

Al problema de la inexorable saturación de las piscinas se suman unos compromisos internacionales que avalan la solución propuesta en 2004 por el Congreso de los Diputados. Por una parte, a partir de 2011 y a lo largo de los cinco años siguientes, deberán regresar de Francia 12 metros cúbicos de residuos de alta actividad y 650 metros cúbicos de media actividad, resultantes del reprocesado del combustible de la central de Vandellós I, que fue enviado a ese país para proceder a su desmantelamiento. En el acuerdo que permitió el traslado y reprocesado del combustible, así como el almacenamiento de los residuos generados en el proceso hasta el año 2010, se fijaron penalizaciones económicas muy elevadas, en torno a 60.000 euros por día, a partir de la fecha fijada para la vuelta de esos desechos radiactivos.

Aunque parte de ese material podría ser reutilizable, las posibilidades de una venta parecen muy complicadas y todo indica que deberá ser almacenado en nuestro país. La instalación de El Cabril (Córdoba) no es una alternativa para estos residuos de Garoña y Vandellós I, porque ese almacén sólo puede albergar residuos radiactivos de media y baja actividad.

El objetivo de Enresa es abordar estos desafíos inmediatos a través de la construcción de un ATC, una apuesta mucho más rentable desde el punto de vista económico, técnico y de seguridad física, que la creación de un almacén temporal en cada una de las centrales españolas. El ATC es, precisamente, el pilar fundamental del VI Plan General de Residuos Radiactivos aprobado por el Gobierno en junio de 2006. No se trata, sin embargo, de una idea recién acuñada, ya que los técnicos de Enresa trabajaron durante 1994 y 1995 en un diseño preliminar de ATC para conocer sus costes aproximados y poder hacer una planificación de cara a su eventual construcción. Hace siete años se inició un estudio genérico de esta instalación basada en un diseño con tecnologías de bóvedas y búnkeres.

Según el diseño genérico aprobado por el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), el ATC español será una instalación de superficie de manejo industrial que no ocupará más de 20 hectáreas, incluyendo sus edificios auxiliares. Dispondrá de una gran celda caliente en seco, similar a la utilizada

en una de las dos líneas de recepción de combustible gastado de la planta de reprocesamiento de La Hague (Francia), para proceder al acondicionamiento del combustible antes de su almacenamiento. Será totalmente estanca, blindada con gruesos muros de hormigón y ventanas de vidrios plomados.

En el interior del ATC, el combustible gastado y los residuos vitrificados quedarán encapsulados en seis módulos formados por 240 tubos que colgarán suspendidos en dos bóvedas de hormigón. El objetivo de este tipo de almacenamiento, con refrigeración pasiva, es inducir, de la forma más sencilla y natural, el necesario proceso de enfriamiento del combustible a través de la convección del aire que fluirá por el exterior de los tubos. En el ATC también se recibirán residuos de media actividad, que no puedan ser desviados a las instalaciones de El Cabril por sus especiales características y que serán almacenados en búnkeres o naves de hormigón.

Básicamente, la instalación se dividirá en tres áreas: una primera destinada a la recepción de los contenedores; la segunda, dedicada al acondicionamiento del combustible y el resto de residuos radiactivos, y una tercera, integrada por las bóvedas y los búnkeres, para el almacenamiento de todo el material recepcionado. El almacenamiento en bóvedas es un tipo de tecnología que ya ha sido licenciada y aplicada en diversos países, como Hungría, Estados Unidos, Francia, Gran Bretaña y Holanda.

Desde el punto de vista técnico, el referente internacional más próximo al proyecto español es el Almacén Temporal Centralizado de HABOG (Holanda), aunque sus dimensiones son mucho más pequeñas que las del futuro ATC español. Situado en un polígono industrial, HABOG está diseñado para almacenar combustible irradiado de dos reactores de investigación y los residuos de alta y media actividad procedentes del reprocesado, en Gran Bretaña y Francia, del combustible de las dos centrales nucleares de Holanda, una de ellas en fase de desmantelamiento. El ATC holandés empezó a funcionar en octubre de 2003 y está diseñado para poder almacenar todos esos residuos radiactivos durante un siglo.

Responsables del Departamento de Ingeniería de Residuos de Alta Actividad de Enresa explican que el diseño del ATC español también está pensado para una vida operativa de cien años. Una de las ventajas de este diseño genérico, aprobado por el CSN en 2006, es que este almacén centralizado será modular para que su capacidad se vaya incrementando por fases, hasta completar una capacidad total estimada en 6.700 toneladas. Según los cálculos de Enresa, la mitad de esos residuos de alta actividad ya han sido producidos en las centrales españolas, que los guardan en sus piscinas de almacenamiento. Desde el punto de vista de la seguridad física, obviamente es preferible un ATC que siete almacenes temporales en los emplazamientos de las centrales nucleares. También es una solución económicamente mucho más atractiva, porque la opción de los almacenes en cada central exigiría una inversión al menos tres veces superior. Con el ATC, según apuntan desde Enresa, se dispondrá además de la posibilidad de abrir e inspeccionar el contenido del material almacenado en caso de que el organismo regulador solicite conocer cuál es el estado de los residuos radiactivos a lo largo del tiempo. A esas ventajas se suma el carácter reversible de la instalación: el combustible gastado y los residuos podrán seguir el camino inverso al que recorren para su recepción y almacenamiento en el supuesto de que se decida, en el futuro, transportarlos a un Almacén Geológico Profundo (AGP) o a otro destino para su gestión definitiva.

El *talón de Aquiles* del ATC, frente a la opción de siete almacenes, es el transporte del combustible irradiado y de los residuos radiactivos desde los siete emplazamientos nucleares dispersos por el territorio nacional. El transporte en camiones por carretera o en vagones por ferrocarril son las dos opciones posibles, siendo la segunda la más deseable desde el punto de vista técnico. Dependerá del emplazamiento del ATC el desarrollo de un plan de transportes, que se estima en 25 a 35 desplazamientos al año para asegurar un flujo constante a un ritmo que permita su correcta recepción y acondicionamiento en este almacén centralizado. El CSN deberá homologar los contenedores de transporte y fijar las condiciones que garanticen su seguridad, pero será Enresa la institución que elabore el plan de traslado de

los residuos, en función de las infraestructuras disponibles una vez sea seleccionado el enclave del ATC.

En principio está previsto que unas 150 personas de alta cualificación técnica trabajen en esta instalación, aunque durante la fase de construcción se prevé la participación de hasta 500 trabajadores diarios. La inversión estimada es de 700 millones de euros a lo largo de las distintas fases del proyecto, incluyendo la construcción del almacén.

Con la entrega del diseño genérico del ATC al CSN, los técnicos de Enresa han agilizado los plazos administrativos necesarios para la construcción de esta instalación; una tarea que podría llevarse a cabo en un plazo de dos años y medio, según las previsiones más optimistas, o en tres o cuatro años, de acuerdo con los cálculos más realistas, dada la gran envergadura de esta obra civil. El diseño de detalle del ATC no podrá realizarse hasta que Enresa disponga de un emplazamiento autorizado. Aunque se trata de una instalación industrial cuyo enclave no precisa de condiciones especiales — puede estar en la costa o en el interior del país—, obviamente el diseño definitivo tendrá que adaptarse, por ejemplo, a las condiciones geológicas, meteorológicas y de infraestructuras del lugar elegido.

Una de las grandes novedades de este proyecto, que lo dota de un carácter pionero en España en el área de la gestión de todo tipo de residuos, reside en que la decisión del emplazamiento se tomará "de abajo a arriba". Según Jorge Lang Lenton, director de la División de Administración de Enresa, la idea es que el emplazamiento no sea impuesto, sino que sea el resultado de un "debate bajo los principios de voluntariedad, transparencia e información". La inspiración de esta estrategia es un programa europeo de I+D de carácter social, llamado COWAM, que se ha utilizado en el proceso para implicar a los alcaldes y asociaciones representativas de los municipios en la toma de decisiones para la selección de los emplazamientos de los almacenes de residuos radiactivos. En la estela de esta experiencia europea surgió COWAM España, una iniciativa que es liderada por AMAC (Asociación de Municipios en Áreas de Centrales Nucleares).

Con este proyecto, explica Lang Lenton, se ha buscado garantizar la convergencia de los aspectos más importantes para la selección del emplazamiento del ATC: la democracia local —puesta en marcha de mecanismos de debate y participación pública—, la implicación de las instituciones —comunidades autónomas, CSN, instituciones locales, etcétera— en la resolución de una necesidad nacional, y la sostenibilidad de la comarca donde quedará ubicado este almacén de residuos radiactivos. "COWAM España garantiza, en última instancia, la calidad del proceso de toma de decisión. Nos va a decir cómo decidir el emplazamiento del ATC. Luego se decidirá dónde a partir de los municipios que voluntariamente estén dispuestos", puntualiza Lang-Lenton. Fruto de las conclusiones del programa COWAM, en junio de 2006 se creó una Comisión Interministerial que será la encargada de elevar al Gobierno una propuesta ordenada de municipios que reúnen las características para albergar el ATC y que hayan presentado su candidatura voluntariamente. A partir de entonces se abriría todo el proceso de licenciamiento administrativo que es preceptivo para iniciar la construcción.

Enresa tiene previsto acompañar el ATC de un centro de investigación básica y aplicada donde se evaluarán nuevos procesos y materiales para mejorar la gestión de esos residuos, así como sistemas de tratamiento y reducción de volumen del combustible gastado, como la separación y la transmutación. Según Álvaro Rodríguez Beceiro, director de Ingeniería de Residuos y Combustibles de Enresa, se pretende no perder de vista la evolución de nuevas tecnologías, como la transmutación, cuyo objetivo es reducir la radiotoxicidad del combustible gastado, así como su volumen, de cara a su posterior almacenamiento. Por el momento, los costes de este sistema son todavía muy elevados. Actualmente existen varios proyectos europeos sobre transmutación y programas nacionales importantes en Francia y Japón. Con su participación en esta área de investigación, Enresa quiere asegurarse el acceso a conocimientos técnicos que serán útiles para que el Parlamento y el Gobierno puedan decidir en el futuro si esta tecnología es capaz de ofrecer un rendimiento apreciable a un coste razonable.

En el Centro Tecnológico asociado al ATC, que contaría con una inversión estimada de 50 millones de euros y una plantilla permanente de 30 investigadores, al margen de un número variable de becarios, no se descarta la creación de una instalación experimental para la transmutación de residuos radiactivos de larga vida.

Con la construcción del ATC se podrá además afrontar sin agobios la posibilidad de buscar una solución definitiva a la gestión del combustible gastado y los residuos radiactivos de alta actividad: un Almacenamiento Geológico Profundo (AGP). Durante los últimos veinte años, Enresa ha realizado una labor intensa en ese campo, con numerosos estudios geológicos del territorio nacional y análisis sobre el comportamiento fisicoquímico de los residuos radiactivos en distintos tipos de formaciones. La información reunida demostró que el AGP es una tecnología viable y segura. Ahora, con el punto de mira centrado en el ATC, el objetivo de los técnicos es recopilar todos los datos reunidos y observar con atención la evolución de los proyectos que ya han puesto en marcha otros países con presupuestos que rondan los 12.000 millones de euros por AGP. Según los expertos españoles, el AGP es una solución que, por cuestiones éticas, siempre habrá que valorar si no se quiere dejar a las generaciones futuras un indeseable legado. Además, incluso si funcionara la transmutación, hará falta un almacén definitivo para los residuos radiactivos. El interrogante que se dilucidará durante las próximas décadas es si será necesario que cada país disponga de su propio AGP o si la comunidad internacional debería optar por almacenes geológicos regionales que permitan abaratar los costes de esta solución final.

2.7.2. Características principales de las instalaciones

El ATC es una instalación de características industriales, realizable con tecnología plenamente consolidada disponible desde hace años y sobre la que existe ya una apreciable experiencia en el mundo. Está concebida para el almacenamiento en seco, durante un periodo de 60 años, del combustible gastado y residuos vitrificados de alta actividad utilizando la tecnología de bóvedas, y los residuos de media actividad en naves de hormigón.

La instalación está diseñada para la recepción, acondicionamiento y almacenamiento de 6700 tU (toneladas de uranio) de combustible gastado, 13 m³ de residuos de alta actividad y unos 2500 m³ de residuos de media actividad.

Se trata de una estructura integral de aproximadamente 283 m de largo, 78 m de ancho y 26 m de alto respecto al suelo. Los conductos de salida de aire de los edificios de almacenamiento alcanzan una altura de 45 m respecto al nivel del suelo. Consta de un edificio de recepción en el que se descarga el contenedor del vehículo de transporte, un edificio de procesos en el que se llevan a cabo los distintos procesos mecánicos para el acondicionamiento del combustible gastado y el resto de residuos, un edificio de servicios y procesos auxiliares que aloja los recintos e instalaciones dedicadas a funciones auxiliares, los módulos de almacenamiento de las cápsulas de combustible y residuos vitrificados de alta actividad y la nave de almacenamiento de residuos acondicionados de media actividad. Estas instalaciones requieren una superficie de unas 13 Hectáreas.

En el mismo emplazamiento existirá un Centro Tecnológico en el que se desarrollarán el conjunto de trabajos y proyectos relacionados con la gestión de residuos de alta actividad del Plan de I+D de ENRESA y desde el que se coordinarán las actividades de I+D que realizan distintas universidades, empresas y centros de investigación distribuidos por el territorio nacional. Específicamente, las líneas de investigación y demostración que se abordarán estarán en relación con la caracterización y tecnologías de gestión de los residuos de alta actividad, tecnología de materiales, tecnologías de

desmantelamiento y descontaminación, tecnologías de almacenamiento y tecnologías para la vigilancia y restauración ambiental. El Centro contará con una serie de servicios básicos entre los que cabe destacar los laboratorios del combustible, química avanzada, radiactividad y medio ambiente, materiales, verificación industrial, así como de medidas de apoyo a proyectos, gestión de datos y servicios generales. Las instalaciones del Centro Tecnológico ocuparán una superficie de unas 7 hectáreas, de las cuales 2 hectáreas deben estar anejas a la instalación ATC, pudiendo estar las 5 hectáreas restantes separadas físicamente del ATC.

Como apoyo a la instalación ATC y al Centro Tecnológico se contará con un Parque Empresarial dotado de las infraestructuras necesarias para el asentamiento de las empresas colaboradoras, para el cual se estima una superficie de 5 hectáreas.

2.7.3 Condiciones reguladoras

Como primera fase del proyecto ATC, en espera de la designación del emplazamiento específico, ENRESA ha desarrollado un diseño genérico de la instalación con el objeto de someterlo a evaluación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN).

Dicha solicitud, soportada por el Estudio de Seguridad del Diseño Genérico del ATC, fue remitida al CSN para su evaluación, en base al artículo 81 del Reglamento de Instalaciones Nucleares y Radiactivas (RINR) sobre apreciación favorable de nuevos diseños, metodologías, modelos de simulación o protocolos de verificación relacionados con la seguridad nuclear o la protección radiológica de las instalaciones o actividades a que se refiere el RINR.

El pleno del CSN, en su reunión de 28 de junio de 2006, ha acordado apreciar favorablemente dicha solicitud, estableciendo límites y condiciones en la declaración formulada, entre los que figura que "el estudio del emplazamiento que finalmente sea elegido para ubicar el ATC determinará ineludiblemente:

- Los fenómenos naturales externos y los inducidos por el hombre para incluirlos en las bases de diseño de detalle teniendo en cuenta la clasificación dada en la norma ANSI/ANS 57.9-1992 "Design criteria for an independent spent fuel storage installation (dry type)". El diseño de detalle considerará una frecuencia anual media de corte de un suceso en un millón de años (10^{-6} /año) como umbral de los sucesos base de diseño. En el diseño de detalle del ATC, se deberá determinar cuál es la probabilidad de excedencia asociada a cada suceso tal como accidente de impacto de avión, inundaciones externas, tornados y huracanes y riesgos de origen humano próximos a la instalación, para que puedan ser considerados como accidentes de la categoría denominada "más allá de las bases de diseño".

- Los usos locales de tierras y aguas actuales y futuros, así como la población (individuo más expuesto y público en general) que pueda verse afectada por la instalación; y
- Los procesos de movilización y transporte de contaminantes hasta el individuo crítico y el público, incluyendo los parámetros de dispersión y dilución necesarios para determinar el impacto radiológico de la instalación, tanto en operación normal como en caso de accidente".

También es importante destacar que el CSN establece como condición que "el diseño de detalle del ATC tendrá en cuenta el criterio radiológico de la restricción de dosis operacional, estableciendo una fracción de un décimo del límite establecido en el Reglamento de Protección Radiológica contra las radiaciones ionizantes, aprobado por Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, es decir, un valor de 0.1 mSv/año, como el límite máximo del potencial impacto radiológico al público debido al vertido de efluentes líquidos o gaseosos".

2.7.4 Criterios básicos para la selección del emplazamiento

La instalación ATC se ha concebido como una instalación industrial que no demanda unas características específicas del terreno en el que sea ubicada, dado que su diseño de detalle se podrá adaptar a las singularidades del emplazamiento, teniendo en cuenta el marco normativo expuesto anteriormente.

En general, las características del emplazamiento junto con los parámetros de diseño de la instalación conforman el conjunto de factores que han de ser tenidos en cuenta en el Estudio de Seguridad y en la Evaluación de Impacto Ambiental de la instalación, los cuales deberán ser evaluados por las autoridades competentes durante el proceso de licenciamiento para las distintas autorizaciones de la instalación.

En virtud de las condiciones establecidas en la apreciación favorable del CSN para el diseño genérico del ATC, los criterios que debe cumplir un emplazamiento abarcan todos aquellos factores que guardan relación con los estados de operación de la instalación junto con las potenciales condiciones de accidente. También se incluyen aquellos que pudieran conducir a la necesidad de adoptar medidas de emergencia y todos aquellos sucesos naturales e inducidos por el hombre que puedan ser importantes para la seguridad de la instalación. Por ello, los factores a evaluar se pueden dividir en tres grandes bloques:

- Sucesos externos de origen natural o inducidos por el hombre, con frecuencia e intensidad en la región el emplazamiento suficiente como para afectar eventualmente a la seguridad de la instalación.
- Características del emplazamiento que puedan influir en la potencial transferencia del material radiactivo al medio ambiente y a las personas.
- Datos relativos a la densidad y distribución de la población junto con otras características que puedan afectar a la implantación de medidas de emergencia y la necesidad de evaluar los riesgos para los individuos y la población.

Atendiendo a esta clasificación preliminar y para una instalación del tipo ATC, parece claro que dichos factores, y en particular los del primer bloque (impactos que se pudieran producir debido a sucesos externos), pueden servir para valorar a priori los emplazamientos candidatos para el ATC, tomando como criterios de referencia los siguientes:

- Emplazamientos con riesgo potencial debido a terremotos, fallas activas, volcanismo reciente, etc.
- Emplazamientos con potencial ocurrencia de sucesos meteorológicos extremos (tornados, huracanes, etc.).

- Emplazamientos sometidos a riesgo de grandes inundaciones por precipitaciones extremas, áreas que puedan ser afectadas por ocasional rotura de presas, deshielos anormalmente intensos, etc.
- Emplazamientos con inestabilidades geotécnicas o en áreas que puedan ser afectadas indirectamente por estas (deslizamientos del terreno, taludes, colapso, subsidencia, etc.).
- Emplazamientos con riesgo apreciable debido a posibles accidentes catastróficos inducidos por el hombre (provocados por proximidad a aeropuertos, estaciones y nudos importantes de transporte, y en general áreas industriales o tecnológicas que puedan presentar algún riesgo de explosión química o fuerte descarga energética.).

Por otra parte, también hay que tener en cuenta la exclusión del territorio sometido a protección por su interés patrimonial, tanto los espacios naturales protegidos como las áreas de valor cultural e histórico:

- El emplazamiento se ubicará fuera de las áreas que forman parte de la red europea de Conservación de la Naturaleza Natura 2000. En el caso de España ésta incluye los Parques Nacionales, Parques Naturales y otras figuras equivalentes cuya gestión corresponde a las Comunidades Autónomas, los Lugares de Importancia Comunitaria (LICs) las Zonas de Especial Protección de Aves (ZEPA).
- El emplazamiento se ubicará preferentemente, como cualquier otro tipo de instalación industrial, en áreas que, aún no estando sometidas a legislación conservacionista, no se encuentren situadas en la proximidad de espacios con hábitat de especies animales y vegetales en peligro de extinción. También quedará fuera de zonas protegidas del Ministerio de Defensa, Montes de Utilidad Pública y terrenos que formen parte de la Red Española de Vías Pecuarias.

- Se evitará la localización del emplazamiento en zonas donde se conozca o deduzca la existencia de elementos de interés patrimonial (histórico, arqueológico) que puedan ser afectados por estar en la zona de influencia de la instalación o de las obras para construcción de la misma. Así mismo se tendrán en cuenta los acuerdos europeos sobre protección del paisaje (Convenio Europeo del Paisaje) y las figuras de protección desarrolladas en la legislación autonómica.

Finalmente se pueden citar un conjunto de criterios, relacionados con la viabilidad socioeconómica de la instalación, referidos a las características del territorio que muestren la disponibilidad de espacios, la accesibilidad, la existencia de infraestructuras necesarias y adecuadas para la construcción y posterior operación de la instalación, de acuerdo con los siguientes criterios:

- El emplazamiento no se encontrará cerca de zonas de interés estratégico en explotación o con posibilidad de explotación futura.
- Los transportes al emplazamiento tendrán lugar por vía terrestre (ferrocarril o carretera), desestimándose por ello todos aquellos emplazamientos que requieran necesariamente que el transporte tenga lugar por vía aérea o marítima.

Este conjunto de criterios constituye una base cualitativa a partir de la cual se puede valorar la exclusión de aquellos emplazamientos que presenten alguna de las características mencionadas. Cabe añadir que, con relación a los fenómenos externos considerados, la valoración que puede hacerse en una etapa como la actual es puramente referencial, ya que la exclusión de un emplazamiento en virtud de los fenómenos externos habría de ser evaluada a partir del correspondiente análisis de riesgos específico del emplazamiento debidamente caracterizado.

2.7.5 Actualidad del ATC

Tras el periodo de alegaciones y de información publica transcurrido del 6 al 26 de marzo de 2010, el proyecto de construcción del almacén temporal centralizado y de su centro tecnológico, se encuentra en fase de elección del emplazamiento que mejor se adapta a sus necesidades, por parte del Comité Asesor Técnico.

CANDIDATOS

En un primer momento el número de candidatos fueron 13, como puede verse en el cuadro 1, de las cuales:

- Han sido admitidas: Albalá (Cáceres), Ascó (Tarragona), Congosto de Valdavia (Palencia), Melgar de Arriba (Valladolid), Santervás de Campos (Valladolid), Villar de Cañas (Cuenca), Yebra (Guadalajara) y Zarra (Valencia).

- Han sido excluidas: Villar del Pozo (Ciudad Real) debido a que las alegaciones ratificaron que el Pleno municipal se celebró fuera de plazo, Campo de San Pedro (Segovia) desiste de la candidatura el 4-02-2010, Torrubia de Soria (Soria) desiste el 31-03-2010 tras la dimisión de su alcaldesa por las presiones y amenazas sufridas, Lomas de Campos (Palencia) desiste de su candidatura el 12-02-2010 y Santiuste (Segovia) que desiste de su candidatura el 1-02-2010 por las presiones de los pueblo vecinos y de algunos habitantes del municipio.



Cuadro 1. Municipios voluntarios para albergar el ATC

2.8 Consejo de seguridad nuclear.

2.8.1 Qué es el CSN

Se crea el Consejo de Seguridad Nuclear como ente de Derecho Público, independiente de la Administración General del Estado, con personalidad jurídica y patrimonio propio e independiente de los del Estado, y como único organismo competente en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Se regirá por un Estatuto propio elaborado por el Consejo y aprobado por el Gobierno, de cuyo texto dará traslado a las comisiones competentes del Congreso de los Diputados y del Senado antes de su publicación, y por cuantas disposiciones específicas se le destinen, sin perjuicio de la aplicación supletoria de los preceptos de la legislación común o especial.

El Consejo elaborará el anteproyecto de su presupuesto anual, de acuerdo con lo previsto en la Ley General Presupuestaria y lo elevará al Gobierno para su integración en los Presupuestos Generales del Estado.

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es un órgano colegiado, constituido por un presidente y cuatro consejeros, conforme a lo dispuesto en el artículo 4, apartados 1 y 2 de la Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear, modificado por la Ley 33/2007.

El Consejo está asistido por una Secretaría General de la que dependen los órganos de trabajo para el cumplimiento de sus fines, actuando el secretario general como secretario de las reuniones del Consejo.

El Consejo está constituido por los siguientes miembros:

- Presidenta, Carmen Martínez Ten (Real Decreto 1450/2006, de 1 de diciembre).
- Vicepresidente, Luis Gámir Casares (Real Decreto 1452/2006, de 1 de diciembre).
- Consejero, Francisco Fernández Moreno (Real Decreto 1453/2006, de 1 de diciembre).
- Consejero, Antonio Colino Martínez (Real Decreto 1451/2006, de 1 de diciembre).
- Consejero, Antoni Gurguí Ferrer (Real Decreto 307/2009, de 6 de marzo).

El pasado año 2007 tuvo lugar el cese del secretario general Antonio Luis Iglesias Martín (Real Decreto 317/2007, de 2 de marzo) y el nombramiento en su lugar de Purificación Gutiérrez López (Real Decreto 318/2007, de 2 de marzo), quien tomó posesión ante el Consejo, conforme al artículo 30 del Real Decreto 1157/1982 por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear.

De acuerdo con el artículo 32 del Real Decreto 1157/1982, por el que se aprueba el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear, son órganos de dirección del Organismo el Consejo de Seguridad Nuclear y la Presidencia.

El régimen jurídico del Consejo de Seguridad Nuclear se ajusta a lo dispuesto en su Estatuto y supletoriamente en el Capítulo II del Título II de la Ley 30/1992, de 26 de noviembre, de Régimen Jurídico de las Administraciones Públicas y del Procedimiento Administrativo Común en lo que respecta al régimen de adopción de acuerdos. La toma de decisiones del Consejo tiene lugar en el marco de sus sesiones plenarias (Pleno).

Las relaciones entre el Pleno del Consejo de Seguridad Nuclear, como órgano colegiado de dirección del mismo, y la Presidencia, es el de competencia, no existiendo subordinación jerárquica entre los mismos. Las relaciones entre los dos órganos de dirección se rigen por los principios de cooperación, ponderación y respeto al ejercicio legítimo de las competencias del otro órgano.

2.8.2 Funciones

Vigila el medio ambiente.

Para vigilar la calidad radiológica del medio ambiente, el CSN mide de manera continua y en tiempo real la radiactividad ambiental, mediante una red de estaciones automáticas repartidas por toda España. Además, cuenta con otra red de muestreo que analiza la atmosfera, el medio terrestre y las aguas de ríos y mares.

El CSN exige a los operadores de las centrales que mantengan planes de vigilancia radiológica ambiental, que incluyen 2.000 muestras y 13.000 análisis de agua, aire y alimentos. Estos resultados se contrastan con programas independientes.

Concede licencias de personal

Examina y concede licencias a las personas que operan en las instalaciones nucleares y radiactivas. Supervisa la realización de cursos y comprueba el nivel de conocimientos de quienes aspiran a tener licencias de operadores en cualquier instalación radiactiva.

Informa sobre proyectos de instalaciones

Estudia e informa cada proyecto de instalación nuclear y radiactiva. Antes de autorizar que una instalación de este tipo entre en funcionamiento, se analizan minuciosamente las especificaciones que el proyecto requiere y se exige su cumplimiento.

Controla el funcionamiento de las instalaciones

El Consejo de Seguridad Nuclear mantiene un estricto programa de control y vigilancia tanto de las instalaciones nucleares como de las radiactivas, dedicadas a usos médicos, industriales o de investigación. Mediante este control se garantiza que su funcionamiento se ajuste a los criterios de seguridad.

Cada uno de los reactores nucleares cuenta con un grupo de trabajo propio en el Consejo que, de manera constante, analiza el funcionamiento de la planta e inspecciona que se cumplan las normas que el CSN ha considerado aplicables para cada planta. En todas las centrales nucleares hay inspectores residentes, técnicos del Consejo que controlan in situ el funcionamiento de la planta.

Por término medio el CSN realiza anualmente cerca de 200 inspecciones de control a las centrales nucleares que operan en España y 1.500 inspecciones a las instalaciones radiactivas, hechas por el CSN o, a través de acuerdos de encomienda, por diversos servicios de las comunidades autónomas.

Actúa en caso de emergencia

El CSN proporciona apoyo técnico en caso de emergencia nuclear o radiactiva y participa en la elaboración de los planes de emergencia. La Sala de Emergencias (Salem) coordina la respuesta en caso de emergencia. Además, el Consejo colabora con Protección Civil en la elaboración de los planes de emergencia para accidentes nucleares.

Dispone de capacidad de respuesta ante cualquier incidente nuclear o radiológico. La Salem está equipada con sistemas redundantes de comunicación que aseguran la información en tiempo real, facilitando la función asesora del CSN en caso de emergencia.

Controla las dosis de los trabajadores

Controla la dosis de radiación que puedan recibir tanto los trabajadores expuestos como la población en general. El Consejo emite los carnets radiológicos necesarios para los trabajadores de las instalaciones nucleares o radiactivas. Los datos se almacenan periódicamente en el Banco Dosimétrico Nacional, para controlar que ningún trabajador reciba dosis superiores a los límites establecidos.

Realiza y promueve planes de investigación

Realiza y promueve planes de investigación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. El CSN, aunque no es en sí mismo un organismo de investigación, desarrolla su propio plan de I+D para fomentar la investigación en los campos de la seguridad nuclear y la protección radiológica.

Propone reglamentación y normativa

Propone al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. Se trata de generar la normativa que se considere conveniente, además de adecuar la legislación nacional a la internacional, especialmente a la derivada de las directivas de la Unión Europea.

Además, el CSN tiene capacidad para dictar por iniciativa propia normas de obligado cumplimiento sin que requiera la aprobación posterior de cualquier otro poder o administración. Esta facultad se refiere especialmente a instrucciones y circulares de carácter técnico, ya que las guías de seguridad son documentos recomendatorios.

Informa a la opinión pública y a las Cortes

El CSN elabora informes para el Congreso de los Diputados y el Senado, en los que rinde cuentas de sus actividades de vigilancia y control. Además, el CSN desarrolla la función de informar a los ciudadanos a través de

diferentes instrumentos como la relación con los medios de comunicación, las publicaciones, el Centro de Información o a través de Internet.

Mantiene relaciones con la Administración del Estado

El Consejo de Seguridad Nuclear, como organismo independiente de la Administración del Estado, que debe rendir cuentas de sus actuaciones ante el Parlamento, mantiene relaciones de colaboración con las instituciones del estado, a nivel central, autonómico y local.

Mantiene relaciones con otros organismos similares

Mediante una participación activa en grupos de trabajo en el seno de organismos internacionales y acuerdos, protocolos o convenios con organismos de competencias similares, el CSN realiza un importante intercambio de conocimientos y experiencias en temas como la seguridad nuclear, la protección radiológica y la gestión de los residuos radiactivos.

2.8.3 Plan estratégico

Con objeto de cumplir con rigor las obligaciones, cada día más amplias, que la Ley atribuye al CSN y responder con eficacia a las legítimas expectativas de la sociedad y otros grupos concernidos por sus actuaciones, el Consejo ha elaborado un Plan Estratégico en el que, teniendo en cuenta las condiciones actuales del entorno y las previsibles condiciones futuras, fija los resultados que espera obtener, las estrategias y los objetivos para el horizonte temporal de los próximos cinco años.

El Plan Estratégico representa el compromiso de toda la organización en relación con los resultados que se esperan, los objetivos que se fijan y las vías y medios de que se va a valer para cumplirlos. Es el fruto de un proceso dirigido por el Consejo, en el que se ha considerado las expectativas de la sociedad y de diversos grupos de interés como las administraciones Central y Autonómica, los titulares de instalaciones y personal del CSN.

En los capítulos se exponen la misión y visión del organismo, se resumen los análisis del entorno realizados para preparar el Plan y se establecen los resultados que se esperan de la organización. A continuación se describen las estrategias establecidas (Seguridad y protección, Gestión y organización, y Credibilidad social) y los objetivos asociados a las mismas. Por último, se incluyen las actividades más significativas de las que se llevarán a cabo para conseguir los objetivos.

El Plan Estratégico abarca el periodo 2005-2010. Se trata de un documento dinámico que deberá mantenerse actualizado. Además, cada dos años se realizará un análisis formal de su vigencia.

La aplicación del Plan Estratégico pasa por analizar el desempeño de la actividad del organismo mediante el uso de evaluaciones externas e internas y la realimentación de grupos de interés. En este contexto, cabe destacar el gran esfuerzo dedicado en el año 2006 a la realización de las tres siguientes actividades de alcance global: la autoevaluación preparatoria para la misión IRRS (Integrated Regulatory Review Service) solicitada por España al Organismo internacional de Energía Atómica (OIEA), la implantación efectiva, en su primer año, del Sistema Integrado de Supervisión de Centrales (SISC) y la aplicación de las lecciones aprendidas como consecuencia del incidente de Vandellós II, el 25 de agosto de 2004, al resto de las centrales nucleares.

La Misión del CSN es proteger a los trabajadores, la población y el medio ambiente de los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes, consiguiendo que las instalaciones nucleares y radiactivas sean operadas por los titulares de forma segura, y estableciendo las medidas de prevención y corrección frente a emergencias radiológicas, cualquiera que sea su origen.

2.8.4 Recursos económicos y financieros

Año 2008

El CSN dispone de recursos económicos propios procedentes de las tasas que el organismo obtiene por los servicios que presta. Esta vía de financiación comporta que el presupuesto esté conformado por partidas de ingresos/gastos y que se eleve al Gobierno para ser incorporado a los Presupuestos Generales del Estado.

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio 2008 se cifró en un total de 45.243,7 miles de euros, lo que supone un incremento del 3,2% con respecto al pasado año.

Los gastos de personal donde se recogen las retribuciones de los trabajadores, la seguridad social y los gastos sociales, son cuantitativamente los más importantes ya que representan el 56,9% del total.

Año 2007

El presupuesto inicial del CSN para el ejercicio de 2007, se cifró en un total de 43.824 miles de euros. Este presupuesto inicial total no sufrió ningún incremento ni disminución en el ejercicio.

Con respecto al presupuesto definitivo del ejercicio anterior se produjo un aumento de 4,63%.

En sus aspectos financieros, la cuenta de resultados recoge los gastos e ingresos, clasificados por su naturaleza económica, que se producen como consecuencia de las operaciones presupuestarias y no presupuestarias, realizadas por el CSN en este periodo.

Los gastos de personal son cuantitativamente los más importantes, ya que representaron el 57,50% del total. Como gastos de personal se recogen las retribuciones del personal, la Seguridad Social a cargo del empleador y los gastos sociales.

En segundo lugar aparecen los servicios exteriores (31,43%), cuyos componentes fundamentales fueron los servicios de profesionales independientes, los gastos de mantenimiento y las comunicaciones.

En tercer lugar se encuentran las transferencias y subvenciones para la seguridad nuclear y protección radiológica, becas postgraduados y transferencias al exterior (5,97%).

En cuarto lugar figuran las dotaciones para las amortizaciones (4,79%).

Por último, el resto de los gastos que no tienen representación recogen las dotaciones a las provisiones, los tributos, los gastos financieros y las pérdidas y gastos extraordinarios.

En cuanto a los ingresos, las tasa por servicios prestados fueron la principal fuente de financiación del CSN, representando un 85,47% del total, correspondiendo el restante 14,53% a transferencias y subvenciones corrientes, ingresos financieros y otros ingresos de gestión.

El resultado del ejercicio arrojó un resultado positivo de 3.913 miles de euros.

2.8.5 Relaciones institucionales

El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) dado su carácter de organismo fundamentalmente técnico y consultivo y, en ciertos aspectos ejecutivo, debe emitir dictámenes e informes preceptivos, y en algunos casos vinculantes, para la Administración Central y Autonómica, en materias de seguridad nuclear y protección radiológica.

Además, el CSN tiene asignadas por ley las funciones de:

- Asesorar, cuando sea requerido para ello, a los tribunales y a los órganos de las administraciones públicas en las materias de su competencia.

- Informar y proponer a la autoridad competente la aprobación de medidas ante situaciones excepcionales o de emergencia en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.
- Colaborar con las autoridades competentes en materia de vigilancia radiológica ambiental fuera de las zonas de influencia de las instalaciones nucleares o radiactivas.
- Colaborar con las autoridades competentes en la vigilancia radiológica de los trabajadores expuestos, y en la atención médica de personas potencialmente afectadas por las radiaciones ionizantes.
- Colaborar con las autoridades competentes en la elaboración de los criterios de los planes de emergencia nuclear, participar en su aprobación y coordinar, para todos los aspectos relacionados con la seguridad nuclear y protección radiológica, la respuesta a situaciones de emergencia.

Para el mejor y más eficaz desarrollo de las funciones que tiene asignadas, el CSN mantiene relaciones de colaboración y asesoramiento con las instituciones del Estado a nivel central, autonómico y local, con las organizaciones profesionales y sindicales y con las asociaciones y organizaciones no gubernamentales relacionadas con sus áreas de actividad.

2.8.6 Relaciones internacionales

La política y estrategias en el ámbito internacional del CSN están basadas en las **funciones** que le encomienda la *Ley 15/1980 de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*, entre las que se incluyen mantener relaciones oficiales con organismos similares extranjeros, participar en organismos internacionales con competencia en temas de seguridad nuclear y protección radiológica y asesorar al Gobierno respecto de sus compromisos con otros

países u organismos internacionales en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

Las citadas funciones encomendadas al CSN por medio de su Ley de Creación se traducen en una serie de **actividades** tanto técnicas como institucionales que se desarrollan en dos planos diferentes: el multilateral a través de organismos, instituciones y foros internacionales y el bilateral a través de acuerdos con instituciones homólogas.

El CSN, atendiendo a las competencias que le son propias, participa en el cumplimiento de España con los compromisos contraídos mediante su adhesión a diversas **Convenciones** de las que es Parte.

La actividad internacional primordial en el ámbito de las **relaciones multilaterales** está constituida por la participación del CSN en los órganos de gobierno, comités asesores y grupos de trabajo técnico del *Organismo Internacional de Energía Atómica* (OIEA), la Unión Europea y la *Agencia de Energía Nuclear* (OCDE/NEA).

En paralelo a estas relaciones con organismos internacionales, el CSN participa en asociaciones conformadas por instituciones homólogas. En este marco se intercambian prácticas y políticas reguladoras y se estudian nuevas iniciativas. Concretamente, el CSN participa activamente en los trabajos de la *Asociación Internacional de Reguladores Nucleares* (INRA), la *Asociación de Reguladores Nucleares Europeos* (WENRA) y el *Foro Iberoamericano de Organismos Reguladores Radiológicos y Nucleares*.

Además, el CSN mantiene **acuerdos, protocolos o convenios de carácter bilateral** con organismos homólogos extranjeros.

Asimismo, el CSN colabora con instituciones internacionales no gubernamentales como la *Comisión Internacional de Protección Radiológica* (ICRP).

2.8.7 Comunicación

La política de información y relaciones con los medios de comunicación del CSN se rige por la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, de reforma de la Ley 15/1980 de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear.

El CSN es un organismo técnico independiente, sometido a control parlamentario que tiene como objetivo garantizar la seguridad nuclear y la protección radiológica de los españoles.

La política informativa del CSN se basa en la transparencia y el acercamiento a la sociedad de la realidad en materia de seguridad tanto en instalaciones nucleares como radiactivas en cumplimiento de las obligaciones derivadas de la ratificación del Convenio Aarhus, que garantiza el derecho de los ciudadanos al acceso a la información y a la participación.

La misión del Área de Comunicación del Consejo de Seguridad Nuclear es dar respuesta las necesidades de los medios de comunicación que cubren las actividades del CSN aplicando los criterios de transparencia, precisión y rapidez que permite el rigor técnico, así como definir, proponer y desarrollar las estrategias de comunicación al Consejo que se consideren más adecuadas para garantizar la transparencia, el acercamiento del CSN a la sociedad y recabar la percepción acerca del organismo regulador y de sus actuaciones.

Dentro de las competencias del Área de Comunicación se encuentra, además del contacto diario con los medios de comunicación:

- Relación con los responsables de prensa de las instituciones y organismos (Ministerios, Delegaciones y Subdelegaciones del Gobierno, etc.)

- Contacto con los responsables de prensa de los sectores relacionados con el CSN (instalaciones nucleares y radiactivas, AMAC, organizaciones ecologistas, etcétera). Con ellos, se fomenta

la fluidez de las relaciones y se mantienen intercambios de información siempre que se lleven a cabo actuaciones o se produzcan sucesos notificables.

- Participación activa en los ejercicios de simulacro, como parte del grupo de Información y Comunicación en la Organización de Respuesta ante Emergencias del CSN.
- Impulso a la puesta en común de know-how en materia de información a la opinión pública con reguladores extranjeros de nuestro entorno y participación activa en grupos específicos constituidos a nivel internacional (UE, OCDE...).

Las actividades del Área de Comunicación se centran en:

- Convocar a los medios de comunicación para aquellas actividades que acerquen la realidad del CSN a la opinión pública.
- Gestionar las solicitudes de información y entrevistas de los medios de comunicación que se ponen en contacto con el Gabinete de Prensa, prestando apoyo al personal del Consejo.
- Agilizar las respuestas a los periodistas.
- Elaborar y emitir notas informativas sobre acuerdos del Pleno y sobre cualquier otra actividad relacionada con el CSN como visitas institucionales, participación en los Comités de Información, etc.
- Representar al CSN en foros de comunicación pública.

Asimismo, el Área de Comunicación participa en la Organización de Respuesta ante Emergencias, y además prepara y emite la información relacionada con los sucesos notificables en cumplimiento del procedimiento establecido.

Por norma general, todo suceso categorizado de 1 hora (ISN de 1 hora que, por su tipología, implica la notificación por parte del titular al organismo en 60 minutos conforme a la norma vigente) supone la emisión de una nota informativa por parte del Área de Comunicación del Consejo. Los sucesos clasificados como de 24 horas (ISN de 24 horas y que exigen una notificación del titular al organismo en ese tiempo), por su parte, constituirán salvo excepciones una reseña informativa.

2.8.9 Información al público

Las funciones del CSN, en materia de información pública, se especifican en su Ley de Creación y se concretan en los objetivos marcados en el Plan Estratégico 2005-2010. En cumplimiento de su obligación de informar a los ciudadanos, el CSN desarrolla una serie de actividades destinadas a fomentar la comunicación con el público y los diferentes grupos sociales con inquietudes respecto a sus competencias:

- **Edición de publicaciones.** El CSN desarrolla anualmente un plan de publicaciones en el que se incluyen obras de carácter técnico y divulgativo. Para informar al Congreso de los Diputados, al Senado y a los parlamentos de las comunidades autónomas con instalaciones, el CSN por ley tiene la obligación de elaborar cada año, un informe técnico que resume las actividades del Organismo y la situación nuclear y radiológica del país. Además, se editan obras técnicas, normativa para facilitar a los usuarios la aplicación de la reglamentación nuclear y de protección radiológica, folletos divulgativos...

El catálogo de publicaciones del CSN se organiza en colecciones y series que se identifican por su contenido y teniendo en cuenta al colectivo al que van dirigidos.

Las publicaciones tienen carácter gratuito y se distribuyen entre los organismos, empresas, entidades y organizaciones relacionadas con los temas que son competencia del Consejo. Además, cualquier

persona puede solicitarlas personalmente o por correo electrónico (peticiones@csn.es) y las recibirá en la dirección postal que nos indique, a la mayor brevedad posible.

- **Centro de Información.** Es una exposición de carácter permanente sobre las radiaciones ionizantes y sus usos, abierta al público y destinada, principalmente a escolares. Concebido y realizado mediante técnicas que pretenden fomentar la participación del visitante, el centro consta de 29 módulos interactivos, con adaptación en alguno de ellos para personas con discapacidad sensorial o motora, distribuidos en cuatro ámbitos: el primero dedicado a la radiactividad natural, historia de las radiaciones, sus fundamentos físicos y su presencia en la vida ordinaria; el segundo, centrado en el uso de las radiaciones ionizantes, tanto en la producción de energía eléctrica, como en la medicina, en la industria, en la investigación, etc.; el tercero pasa revista a los problemas y servidumbres que el uso de las radiaciones ionizantes suponen, desde las exigencias de seguridad hasta la gestión de los residuos radiactivos; finalmente, el cuarto ámbito explica el desarrollo de las funciones encomendadas al organismo regulador para garantizar que las instalaciones funcionen con la máxima seguridad y que su uso no supongan un impacto negativo para la salud de las personas y el medio ambiente. Las visitas al centro son guiadas y están atendidas por personal especialmente cualificado y formado para explicar la información expuesta durante las dos horas que dura aproximadamente el recorrido.

Desde que el Centro de Información abrió sus puertas en octubre de 1998 ha recibido a más de 60.000 visitantes pertenecientes a diferentes colectivos de centros educativos, universidades, visitas institucionales, asociaciones y visitas de particulares.

- **Ciclo de conferencias anual.** Entre las actividades divulgativas promovidas por el CSN, se encuentra la organización de conferencias relacionadas con la ciencia, la tecnología y la regulación y el uso de las radiaciones ionizantes, que representan una aportación importante y de actualidad. Las conferencias son impartidas por expertos de reconocido prestigio y se celebran en el Salón de Actos del Consejo de Seguridad Nuclear.

- **Participación en congresos y exposiciones.** Dentro de la política de información al público se desarrolla un programa de actividades para participar, con un stand de publicaciones, en seminarios, ferias, congresos y exposiciones relacionados con las funciones y objetivos del Consejo. La finalidad de esta participación es acercar al público las funciones y actividades del CSN a través de las publicaciones y folletos divulgativos. En dicho stand, además de entregar las publicaciones se proyectan vídeos divulgativos y se fomenta el conocimiento de las aplicaciones de las radiaciones a través de juegos interactivos.

2.9 Futuro de la energía nuclear de Fisión

El futuro de la energía nuclear de fisión es desigual según el país del que hablemos. Ya que, como se puede observar en el cuadro 1, mientras en España o Alemania no tienen reactores en construcción ni planificados para los próximos 20 años, otros países como China, India, Japón o Rusia tienen una política, muy significativa, de aumento del número de reactores.

Países (***)	En operación		En construcción		Planificados (*)		Propuestos (**)	
	Núm.	MWe	Núm.	MWe	Núm.	MWe	Núm.	MWe
Alemania	17	20.339	0	0	0	0	0	0
Argentina	2	935	1	692	1	740	1	740
Armenia	1	376	0	0	0	0	1	1.000
Bangladesh	0	0	0	0	0	0	2	2.000
Bélgica	7	5.728	0	0	0	0	0	0
Bielorusia	0	0	0	0	2	2.000	2	2.000
Brasil	2	1.901	0	0	1	1.245	4	4.000
Bulgaria	2	1.906	0	0	2	1.900	0	0
Canadá	18	12.652	2	1.500	3	3.300	6	6.600
Corea del Norte	0	0	0	0	1	950	0	0
Corea del Sur	20	17.716	5	5.350	3	4.050	2	2.700
China	11	8.587	11	11.000	26	27.560	72	58.400
Egipto	0	0	0	0	1	1.000	1	1.000
Emiratos A.U.	0	0	0	0	3	4.500	11	15.500
Eslovaquia	4	1.686	2	840	0	0	1	1.200
Eslovenia	1	696	0	0	0	0	1	1.000
España	8	7.448	0	0	0	0	0	0
Estados Unidos	104	100.845	0	0	12	15.000	20	26.000
Finlandia	4	2.696	1	1.600	0	0	1	1.000
Francia	59	63.473	1	1.630	0	0	1	1.600
Hungría	4	1.826	0	0	0	0	2	2.000
India	17	3.779	6	2.976	10	9.760	15	11.200
Indonesia	0	0	0	0	2	2.000	4	4.000
Iran	0	0	1	915	2	1.900	1	300
Israel	0	0	0	0	0	0	1	1.200
Italia	0	0	0	0	0	0	10	17.000
Japón	53	46.236	2	2.285	13	17.915	1	1.300
Kazakhstan	0	0	0	0	2	600	2	600
Lituania	1	1.185	0	0	0	0	2	3.400
Méjico	2	1.310	0	0	0	0	2	2.000
Países Bajos	1	485	0	0	0	0	0	0
Pakistán	2	400	1	300	2	600	2	2.000
Polonia	0	0	0	0	0	0	5	10.000
Reino Unido	19	11.035	0	0	0	0	6	9.600
República Checa	6	3.472	0	0	0	0	2	3.400
Rumanía	2	1.310	0	0	2	1.310	1	655
Rusia	31	21.743	8	5.980	11	12.870	25	22.280
Sudáfrica	2	1.842	0	0	3	3.565	24	4.000
Suecia	10	9.016	0	0	0	0	0	0
Suiza	5	3.220	0	0	0	0	3	4.000
Tailandia	0	0	0	0	2	2.000	4	4.000
Turquía	0	0	0	0	2	2.400	1	1.200
Ucrania	15	13.168	0	0	2	1.900	20	27.000
Vietnam	0	0	0	0	2	2.000	8	8.000
TOTAL MUNDO(****)	436	371.927	43	37.668	108	121.065	266	262.275

Cuadro1. Reactores en construcción, planificados o propuestos.

Esta gran diferencia entre países se debe principalmente al gran rechazo social a este tipo de generación de energía eléctrica que existe en la sociedad. Lo que se deriva en que, como ocurre en España, los grupos políticos lleven en sus programas electorales la no construcción de nuevos reactores nucleares y el progresivo desmantelamiento de los ya existentes.

Esto choca radicalmente con la política de países emergentes como China, Japón o India que apuestan muy fuerte por la energía nuclear de fisión seguramente muy debido al gran aumento del consumo eléctrico que están sufriendo. O con países como Francia y Lituania, que como puede verse en el cuadro 2, la energía nuclear supone un 76.2% y un 72.9%, respectivamente, del total de la generación eléctrica.

País	Porcentaje
Francia	76,2%
Lituania	72,9%
Eslovaquia	56,4%
Bélgica	53,8%
Ucrania	47,4%
Suecia	42,0%
Eslovenia	41,7%
Armenia	39,4%
Suiza	39,2%
Hungría	37,1%
R. Corea	35,6%
Bulgaria	32,9%
R. Checa	32,5%
Finlandia	29,7%
Alemania	28,3%
Japón	24,9%
Estados Unidos	19,7%
España	18,6%
Rumania	17,5%
Rusia	16,9%

Cuadro 2 Participación de la energía nuclear por países

2.10. Normativa aprobada y en elaboración

2.10.1. Normativa nacional aprobada

Modificación del Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas

Durante 2007 se llevó a cabo de forma casi completa la tramitación del Proyecto de Real Decreto por el que se modifica el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por el Real Decreto 1836/1999. Esta tramitación estuvo condicionada por la aprobación de la Ley 33/2007, de reforma de la Ley 15/1980, de creación del CSN. Finalmente, el Reglamento sobre instalaciones nucleares y radiactivas, aprobado por Real Decreto 1836/1999, de 3 de diciembre, fue modificado mediante el Real Decreto 35/2008, de 18 de enero (BOE 18-2-08).

Mediante esta modificación se incide en el ejercicio efectivo de la denominada "cultura de la seguridad", determinándose, en desarrollo de lo establecido en la Ley 33/2007, la obligación del titular de establecer un procedimiento para que el personal de la instalación, así como el de las empresas contratadas y el de las externas que prestan sus servicios en la misma, pueda comunicar las deficiencias o disfunciones que, a su juicio, pudieran afectar a la seguridad nuclear o radiológica. Asimismo, se establece que las Administraciones competentes, con carácter previo a la concesión de autorización o modificación significativa de cualquier instalación no nuclear que por sus características y situación pudiera suponer un impacto sobre la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas existentes, informen al CSN, con el fin de que exista un intercambio de información sobre requisitos de seguridad.

En lo relativo al régimen de concesión de autorizaciones, se establece la intervención de la Comunidad Autónoma en la que se ubique la instalación en el proceso de concesión de autorizaciones; se desarrolla el contenido de la documentación requerida en el procedimiento de autorización del

desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y se desarrolla, igualmente, el régimen de concesión de licencias de operador y supervisor. En cuanto a la protección física de materiales y de instalaciones nucleares y radiactivas, se incluyen nuevos requisitos con vistas a la concesión de las autorizaciones correspondiente.

Por lo que respecta a los Comités de Información de las centrales nucleares, se amplía el número de componentes para dar representación no sólo a los municipios en los que esté ubicada la instalación, sino también a los comprendidos en la Zona I de los Planes de Emergencia Nuclear, y a la Dirección General de Protección Civil y Emergencias. También se contempla la posibilidad de que puedan formar parte de este Comité otros representantes designados por el MITYC, a iniciativa propia o a propuesta del Comité

2.10.2. Normativa nacional en elaboración

Revisión de legislación sobre responsabilidad civil por daños nucleares

Antecedentes

El régimen jurídico internacional que regula la reparación de daños causados por accidente nuclear tiene su base en dos convenios, desarrollados respectivamente a instancias del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), de Naciones Unidas (Convenio de Viena) y de la Agencia de Energía Nuclear de la OCDE (NEA- OCDE) (Convenio de París de 1960, complementado por el Convenio de Bruselas de 1963).

Con la excepción de unos pocos Estados industrializados, la comunidad internacional se ha adherido en su mayoría a uno de los sistemas establecidos por el OIEA o la NEA. España participa en el sistema de la NEA y ha ratificado los Protocolos de enmienda de los Convenios de París y Bruselas que se aprobaron en 2004, tras un largo proceso que se inició en 1997.

Los Convenios de París y Bruselas establecen que la responsabilidad por daño nuclear es objetiva, es decir, independiente de cualquier actuación del responsable, determinan los valores mínimos de responsabilidad atribuible a los operadores, que eventualmente puede completarse mediante fondos públicos, y delimitan el plazo de tiempo en el que se han de reclamar las compensaciones por los daños. Además, obligan a que la responsabilidad debe quedar cubierta mediante una garantía financiera, ya sea mediante una póliza de seguro o mediante otra garantía solvente que se considere válida.

Los aspectos más significativos de los Protocolos de enmienda aprobados en 2004 de los Convenios de París y Bruselas son los siguientes:

- Aumento de las cantidades mínimas por las que un explotador será responsable en los términos del Convenio de París.
- Introducción de una definición más amplia y detallada de daño nuclear.
- Extensión del ámbito de aplicación geográfico del Convenio de París.
- Extensión del periodo de reclamación de las víctimas.
- Aumento de las cantidades asignadas a los tramos de compensación complementaria del Convenio de Bruselas.
- Introducción de una definición más amplia y detallada de daño nuclear.
- Extensión del ámbito de aplicación geográfico del Convenio de París.
- Extensión del periodo de reclamación de las víctimas.

- Aumento de las cantidades asignadas a los tramos de compensación complementaria del Convenio de Bruselas.

Estos Convenios establecen tres tramos de responsabilidad:

Primero: Hasta, al menos, 700 M€, a cubrir por el titular de la instalación.

Segundo: Desde la cifra anterior que cubra el titular de la instalación, hasta 1.200 M€, a cubrir por el Estado, siempre que tal responsabilidad no le sea atribuida al titular de la instalación.

Tercero: Desde 1.200 a 1.500 M€, a cubrir con fondos públicos que se aportan entre todos los Estados Parte de los Convenios.

Situación actual

En la actualidad, la responsabilidad civil por daños nucleares en España está regulada por los Capítulos VII, VIII, IX y X de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, y por el Decreto 2177/1967, por el que se aprueba el Reglamento sobre cobertura de riesgos nucleares. La cobertura exigible al operador establecida en la Ley 25/1964 fue actualizada en 2007, como más adelante se comenta, mediante la disposición adicional primera de la Ley 17/2007, de 4 de julio, por la que se modifica la Ley 54/1997 (BOE 5-7-07), fijándose una responsabilidad de los titulares de las instalaciones nucleares por daños a las personas y a los bienes de hasta 700 M€. Esta cobertura es establecida por los titulares de las instalaciones mediante la correspondiente póliza de seguros.

Asimismo, la disposición adicional segunda de la misma Ley establece la responsabilidad de los titulares de las instalaciones nucleares de los daños medioambientales que tengan su origen en dichas instalaciones, promoviendo

una serie de actuaciones a fin de asegurar dicha responsabilidad, que necesitan ser desarrolladas mediante un Real Decreto posterior.

Anteproyecto de Ley por el que se reforma el régimen vigente de responsabilidad civil por daños nucleares

Al objeto de incorporar al ordenamiento jurídico español las nuevas obligaciones resultantes de las enmienda de 2004 de los Convenios de París y de Bruselas, se está en proceso de elaboración de un anteproyecto de Ley que reemplazará a la regulación existente.

Cabe indicar, no obstante que, ante las posibles dificultades para que los operadores puedan obtener cobertura para ciertos tipos de daños por medio de una póliza de seguros, se contempla que la garantía financiera que exigen los Convenios pueda obtenerse, además de mediante una póliza de seguro en las condiciones que ofrezca el mercado de seguros, y como último recurso, mediante una garantía otorgada por el sistema de la tarifa eléctrica como contrapartida al pago de una prima. Esta garantía resultaría complementaria a la cobertura de la póliza de seguro para aquellos tipos de daños para los que el mercado de las compañías de seguros no ofrece cobertura.

Como novedades más relevantes del anteproyecto de Ley cabe señalar:

	Situación actual	Revisión prevista
Cantidad máxima de la que responde el titular de una central nuclear	700 M€	1.200 M€
Definición de daño nuclear daños a personas y daños a propiedades incluye también daños medioambientales	daños a personas y daños a propiedades	incluye también daños medioambientales
Límite temporal para presentar reclamación 10 años 30 años, para daños a personas, y 10 para otros daños	10 años	30 años, para daños a personas, y 10 para otros daños

Asimismo, en el borrador del anteproyecto de Ley se contempla la responsabilidad de los titulares de instalaciones radiactivas y de los responsables de los transportes de fuentes radiactivas por los daños producidos a bienes, personas y medioambiente como consecuencia de la liberación accidental de radiaciones ionizantes.

No obstante, es de esperar que la entrada en vigor de los Protocolos de enmienda de los Convenios de París y Bruselas se retrase de manera significativa con respecto a lo inicialmente previsto, además de por los motivos ya señalados en relación con la posible falta de cobertura en el mercado de las compañías de seguros, por la obligación impuesta por una Decisión del Consejo de la UE de que el depósito de los instrumentos de ratificación del Convenio de París debe realizarse conjuntamente por todos los Estados de la UE que son Parte del mismo.

Por ello, teniendo en cuenta que estos Protocolos de enmienda fueron ratificados por España el 18 de noviembre de 2005 y que, además, en 2007 se aprobó la Ley 26/2007, de responsabilidad medioambiental (BOE 24-10-07), que excluye expresamente a las instalaciones nucleares de su ámbito de aplicación, se consideró conveniente introducir una reforma de carácter transitorio del vigente régimen de responsabilidad civil hasta la entrada en vigor de esta futura Ley anticipando parte de las nuevas obligaciones de los Convenios enmendados.

Con este fin, mediante las disposiciones adicionales primera y segunda de la Ley 17/2007, de 4 de julio, por la que se modifica la Ley 54/1997 (BOE 5-7-07), se introdujeron respectivamente, una modificación del artículo 57 de la Ley 25/1964, sobre energía nuclear, al objeto, como ya se ha indicado, de incrementar la responsabilidad de los titulares de las instalaciones nucleares por daños a las personas y a los bienes hasta 700 M€, y una disposición adicional (nueva) de esta misma Ley, por medio de la cual se crea un régimen de responsabilidad civil por los daños nucleares al medioambiente dentro del territorio nacional.

En este nuevo régimen, que quedará derogado cuando se produzca la entrada en vigor de la nueva Ley de responsabilidad civil por daños nucleares,

la cobertura de los daños nucleares al medioambiente la proporcionará el propio sistema de la tarifa eléctrica como contraprestación al abono de una prima por parte de los titulares. El valor de las primas para las diferentes instalaciones y actividades nucleares deberá regularse mediante un Real Decreto.

Proyecto de Real Decreto, sobre la vigilancia y control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, por el que se modifica el Real Decreto 2088/1994

El Real Decreto 2088/1994, de 20 de octubre, incorporaba al derecho español la Directiva 92/3/EURA- TOM del Consejo, de 3 de febrero de 1992, relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos entre Estados miembros o procedentes o con destino al exterior de la Comunidad.

Esta Directiva ha sido modificada por la Directiva 2006/117/EURATOM, del Consejo, de 20 de noviembre de 2006, relativa a la vigilancia y al control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado, con el fin de tener en cuenta la experiencia adquirida, abordar situaciones inicialmente no previstas, tratar de simplificar el procedimiento establecido para el traslado de residuos radiactivos entre Estados miembros y garantizar la coherencia con otras disposiciones comunitarias e internacionales; especialmente con la Convención conjunta sobre seguridad en la gestión del combustible gastado y sobre seguridad en la gestión de desechos radiactivos, de 5 de septiembre de 1997, o la Directiva 2003/122/ EURATOM, del Consejo, de 22 de diciembre de 2003, sobre el control de fuentes radiactivas selladas de actividad elevada y de las fuentes huérfanas.

Además de clarificar los procedimientos a seguir, uno de los aspectos más novedosos de esta nueva Directiva es la ampliación de su campo de aplicación al incluirse las transferencias de combustible gastado, no sólo en el caso de que éste vaya a ser destinado al almacenamiento definitivo, sino también cuando se destine al reprocesamiento, lo que no estaba incluido en el ámbito de aplicación de la Directiva a la que sustituye, lo que, desde la perspectiva de la protección radiológica, carecía de justificación.

Mediante este Proyecto de Real Decreto sobre la vigilancia y control de los traslados de residuos radiactivos y combustible nuclear gastado se incorporará a nuestro ordenamiento interno la referida Directiva 2006/117/EURATOM del Consejo.

Proyecto de Real Decreto sobre protección física de las instalaciones y los materiales nucleares

La vigente Convención sobre la Protección Física de los Materiales Nucleares (CPFMN), hecha en Viena y Nueva York el 3 de marzo de 1980, fue firmada por España el 7 de abril de 1986 y ratificada el 6 de octubre de 1991. En julio de 2005 tuvo lugar una Conferencia Diplomática en Viena en la que los Estados Parte llegaron a un consenso sobre el texto de la Enmienda de la Convención, que fue aprobado el 8 de julio de 2005 y ratificada por España el 9 de noviembre de 2007.

Los motivos principales que llevaron a los Estados a modificar esta Convención fueron: la preocupación por el incremento del terrorismo internacional, el deseo de evitar los peligros que podrían plantear el tráfico, la apropiación y el uso ilícito de materiales nucleares, y el sabotaje de materiales nucleares e instalaciones nucleares. Por ello y teniendo en cuenta que la protección física contra tales actos ha pasado a ser objeto de una mayor preocupación nacional e internacional, se llevó a cabo esta modificación que implica el reforzamiento de las medidas de protección física de los materiales e instalaciones nucleares, y de la cooperación internacional en este sentido.

Debido a la aprobación de estas modificaciones, se ha considerado necesario actualizar el Real Decreto 158/1995, de 3 de febrero, sobre protección física de los materiales nucleares, por lo que se creó a tal efecto un grupo de trabajo en el que, además del MITYC, que lo promueve, están representados el Consejo de Seguridad Nuclear, Presidencia del Gobierno y los Ministerios de Interior, Defensa, Justicia, Fomento y Asuntos Exteriores y Cooperación. El proyecto de Real Decreto está actualmente en proceso de tramitación, habiéndose finalizado el trámite de audiencia.

Proyecto de Real Decreto por el que se modifica el Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear

Mediante la Ley 33/2007, de 7 de noviembre, se modificó la Ley 15/1980, de 22 de abril, de creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), estableciéndose en ella que el CSN se regirá por un Estatuto propio elaborado por el Consejo y aprobado por el Gobierno, de cuyo texto dará traslado al Congreso y al Senado antes de su aprobación.

En cumplimiento de lo anterior, en septiembre de 2008 el CSN remitió al MITYC una propuesta de nuevo Estatuto para dicho Organismo.

El proyecto de Real Decreto, que sustituye al vigente Estatuto aprobado por Real Decreto 1157/1982, de 30 de abril, desarrolla la estructura, organización interna, funciones y régimen jurídico del Organismo, se encuentra en tramitación.

Proyecto de Real Decreto por el que se aprueba el Reglamento sobre instalación y utilización de rayos X con fines de diagnóstico médico

El Real Decreto 1891/1991, de 30 de diciembre, sobre instalación y utilización de aparatos de rayos X con fines de diagnóstico médico venía a cumplir una previsión de la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, que exceptuaba a estos aparatos de su régimen de autorizaciones y disponía que tuvieran una regulación específica, sin perjuicio de que, las instalaciones que utilizan dichos aparatos, por su condición de emisores de radiación, estén sujetas al Real Decreto 783/2001, de 6 de julio, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección sanitaria contra radiaciones ionizantes.

Dada la intensa producción de normativa relacionada con el tema, tanto a nivel nacional como en el ámbito comunitario, la evolución del sector, así como el hecho de que en la práctica reguladora de los rayos X de diagnóstico médico han convergido la Administración Central, las Comunidades Autónomas y el Consejo de Seguridad Nuclear, se precisa establecer una nueva regulación en este ámbito.

Este proyecto de Real Decreto tiene por objeto regular:

- La utilización de equipos e instalaciones de rayos X, con fines de diagnóstico médico, incluyendo el uso médico-legal y veterinario.
- El régimen de autorización previa a que se someten las actividades de venta y asistencia técnica de estos equipos e instalaciones.
- La acreditación del personal que presta sus servicios en las instalaciones de rayos X de diagnóstico.
- La realización de servicios y certificación de características técnicas por parte de Servicios y Unidades Técnicas de Protección Radiológica.

Este nuevo Reglamento introduce algunas mejoras en los procedimientos de registro de instalaciones y de autorización de empresas de venta y asistencia técnica, precisa las competencias y responsabilidades de estas últimas, y regula la coordinación de registros.

Se incluye un capítulo destinado a regular el funcionamiento de las instalaciones de rayos X en las que se requiere a éstas la implantación de un Programa de Protección Radiológica, cuyo modelo detallado se proporciona, que permitirá asegurar la mejora de la seguridad radiológica de estas instalaciones y un superior compromiso con ella por parte de sus titulares. Asimismo se regula de forma más detallada la responsabilidad del titular de la instalación.

Por último, este Reglamento encomienda al CSN la definición detallada de modelos y formularios para simplificar y normalizar las comunicaciones previstas entre los titulares de las actividades reguladas y la Administración, y promueve que éstas se desarrollen preferentemente por vías telemáticas, para facilitar dichas comunicaciones a ambas partes.

Este proyecto de Real Decreto, que se basa en una propuesta del CSN, se encuentra en avanzado estado de tramitación.

2.10.3. Normativa comunitaria en elaboración

Decisión del Consejo por la que se revisa el vigente acuerdo de cooperación en el ámbito de los usos pacíficos de la energía nuclear con Canadá

EURATOM y Canadá concluyeron un acuerdo marco sobre investigación y desarrollo en materia nuclear que entró en vigor el 18 de noviembre de 1959. Este acuerdo original se ha venido modificando y completando su ámbito de aplicación mediante enmiendas parciales en los años 1978, 1981, 1985 y 1991.

La Comisión Europea ha incluido en su programa de trabajo la negociación de un nuevo acuerdo que, sobre la base de la experiencia adquirida, consolide en un nuevo acto refundido las enmiendas que se han venido introduciendo en el pasado. Además, se aprovecharía esta tramitación para introducir aspectos que todavía no están cubiertos en el acuerdo vigente y que revisten un especial interés. En concreto, las transferencias de tecnología sensible, que es aquella vinculada al diseño y operación de reactores de tipo CANDU (debido a que este tipo de reactores son particularmente sensibles desde el punto de vista de la proliferación nuclear).

Durante el 2008 la Comisión ha continuado los contactos con Canadá, a la espera de un mandato de negociación del Consejo que le permita comenzar a negociar el nuevo acuerdo de cooperación. Las discrepancias en el seno del Consejo en relación con el alcance de dicho acuerdo están ralentizando el consenso necesario para obtener el mandato, por lo que se espera que dicho expediente continúe abierto durante el año 2009.

Directiva (EURATOM) del Consejo por la que se establece un marco comunitario sobre seguridad nuclear

La propuesta regula a nivel comunitario un conjunto de principios comunes en el campo de la seguridad nuclear, ya incluidos en la Convención sobre Seguridad Nuclear, firmada en el seno del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). La propuesta parte del trabajo realizado por la Asociación de Reguladores Nucleares de Europa Occidental (WENRA) para las instalaciones existentes, considera que sólo unos reguladores fuertes e independientes pueden garantizar la seguridad de las centrales nucleares, y consagra en la legislación comunitaria los principios que figuran en los principales instrumentos internacionales.

Con esta propuesta se busca alcanzar una serie de objetivos operacionales:

- Refuerzo del papel de los reguladores nacionales y de su independencia.
- Responsabilidad del titular de la licencia en materia de seguridad bajo el control del organismo regulador.
- Prioridad a la seguridad.
- Transparencia en las cuestiones relacionadas con la seguridad de las instalaciones y su gestión.

La presentación de la propuesta y el debate se iniciaron en la Presidencia francesa. Se espera que la Directiva pueda ser acordada durante la Presidencia sueca, en el segundo semestre de 2009.

El Grupo de Alto Nivel en Seguridad Nuclear (ENSREG), formado por los reguladores de los Estados miembros, ha examinado varias veces la propuesta y ha manifestado su apoyo a la misma. Sus consideraciones y sugerencias están siendo tenidas en cuenta en la redacción del texto.

3 Energía nuclear de fusión

3.1 *Fusión en la naturaleza*

La fusión es el proceso que proporciona la energía del sol y, en general, de las estrellas. Los núcleos de los átomos de masa pequeña se fusionan y liberan energía. En el núcleo del sol, la enorme presión gravitatoria permite que este proceso se produzca a temperaturas del orden de 10 millones de grados Celsius.

El gas calentado a esta temperatura se convierte en un «plasma», donde los electrones están completamente separados de los núcleos atómicos (iones).

El plasma es el cuarto estado de la materia y presenta un conjunto de propiedades específicas. El estudio de estas propiedades es el objetivo de la investigación en física del plasma. Aunque el plasma es un estado raro en la Tierra, más del 99% del universo está constituido por plasmas.

A presiones mucho más bajas (10.000 millones de veces menores que las del sol), que son las que podemos conseguir en la Tierra, se requieren temperaturas por encima de 100 millones de grados Celsius para obtener ritmos adecuados de producción de energía de fusión. Para llegar a estas temperaturas, es necesario calentar intensamente el plasma y evitar las pérdidas de calor manteniendo el plasma caliente lejos de las paredes de la vasija que lo contiene. Esto se consigue colocando el plasma en una “jaula” toroidal, construida con campos magnéticos muy intensos, que impiden que escapen las partículas, eléctricamente cargadas, del plasma: ésta es la tecnología más avanzada disponible actualmente y es la base del programa europeo de fusión.

3.2 Historia de la fusión termonuclear

Hasta el principio del s.XX no se entendió la forma en que se generaba energía en el interior de las estrellas para contrarrestar el colapso gravitatorio de estas. No existía reacción química con la potencia suficiente y la fisión tampoco era capaz. En 1938 Hans Bethe logró explicarlo mediante reacciones de fusión, con el ciclo CNO, para estrellas muy pesadas. Posteriormente se descubrió el ciclo protón-protón para estrellas de menor masa, como el Sol.

En los años 1940, como parte del proyecto Manhattan, se estudió la posibilidad del uso de la fusión en la bomba nuclear. En 1942 se investigó la posibilidad del uso de una reacción de fisión como método de ignición para la principal reacción de fusión, sabiendo que podría resultar en una potencia miles de veces superior. Sin embargo, tras finalizar la Segunda Guerra Mundial, el desarrollo de una bomba de estas características no fue considerado primordial hasta la explosión de la primera bomba atómica rusa en 1949, RDS-1 o Joe-1. Este evento provocó que en 1950 el presidente estadounidense Harry S. Truman anunciara el comienzo de un proyecto que desarrollara la bomba de hidrógeno. El 1 de noviembre de 1952 se probó la primera bomba nuclear (nombre en clave Mike, parte de la Operación Ivy o Hiedra), con una potencia equivalente a 10.400.000.000 de kg de TNT (10,4 megatones). El 12 de agosto de 1953 la Unión Soviética realiza su primera prueba con un artefacto termonuclear (su potencia alcanzó algunos centenares de kilotones).

Las condiciones que eran necesarias para alcanzar la ignición de un reactor de fusión controlado, sin embargo, no fueron derivadas hasta 1955 por John D. Lawson. Los criterios de Lawson definieron las condiciones mínimas necesarias de tiempo, densidad y temperatura que debía alcanzar el combustible nuclear (núcleos de hidrógeno) para que la reacción de fusión se mantuviera. Sin embargo, ya en 1946 se patentó el primer diseño de reactor termonuclear. En 1951 comenzó el programa de fusión de Estados Unidos, sobre la base del stellarator. En el mismo año comenzó en la Unión Soviética el desarrollo del primer Tokamak, dando lugar a sus primeros experimentos en 1956. Este último diseño logró en 1968 la primera reacción termonuclear

cuasiestacionaria jamás conseguida, demostrándose que era el diseño más eficiente conseguido hasta la época. ITER, el diseño internacional que tiene fecha de comienzo de sus operaciones en el año 2016 y que intentará resolver los problemas existentes para conseguir un reactor de fusión de confinamiento magnético, utiliza este diseño.

En 1962 se propuso otra técnica para alcanzar la fusión basada en el uso de láseres para conseguir una implosión en pequeñas cápsulas llenas de combustible nuclear (de nuevo núcleos de hidrógeno). Sin embargo hasta la década de los 70 no se desarrollaron láseres suficientemente potentes. Sus inconvenientes prácticos hicieron de esta una opción secundaria para alcanzar el objetivo de un reactor de fusión. Sin embargo, debido a los tratados internacionales que prohibían la realización de ensayos nucleares en la atmósfera, esta opción (básicamente microexplosiones termonucleares) se convirtió en un excelente laboratorio de ensayos para los militares, con lo que consiguió financiación para su continuación. Así se han construido el National Ignition Facility (NIF, con inicio de sus pruebas programadas para 2010) estadounidense y el Laser Megajoule (LMJ, que será completado en el 2010) francés, que persiguen el mismo objetivo de conseguir un dispositivo que consiga mantener la reacción de fusión a partir de este diseño. Ninguno de los proyectos de investigación actualmente en marcha predicen una ganancia de energía significativa, por lo que está previsto un proyecto posterior que pudiera dar lugar a los primeros reactores de fusión comerciales (DEMO para el confinamiento magnético e HiPER para el confinamiento inercial).

3.3 Principios básicos de la energía nuclear de fusión

La fusión nuclear se basa en la producción de energía originada por la unión de dos núcleos ligeros que forman uno más pesado, a la vez que liberan energía. Cada átomo está formado por el núcleo y los electrones. El núcleo está compuesto por protones y neutrones (nucleones) que se mantienen unidos por la fuerza de enlace. El principio físico de las reacciones de fusión (al igual que las de fisión) se explica a partir de la energía de enlace por nucleón en función de la masa atómica del elemento. Si esta energía se divide entre el número de nucleones que posee el núcleo y se pone en función del número másico (A) se obtiene la gráfica representada en la Figura 1. En dicha gráfica se observa que el hierro (número másico 56) es el más estable de los elementos al presentar un máximo de energía de enlace por nucleón. Según esto, se podría obtener energía a partir de reacciones nucleares de dos formas diferentes.

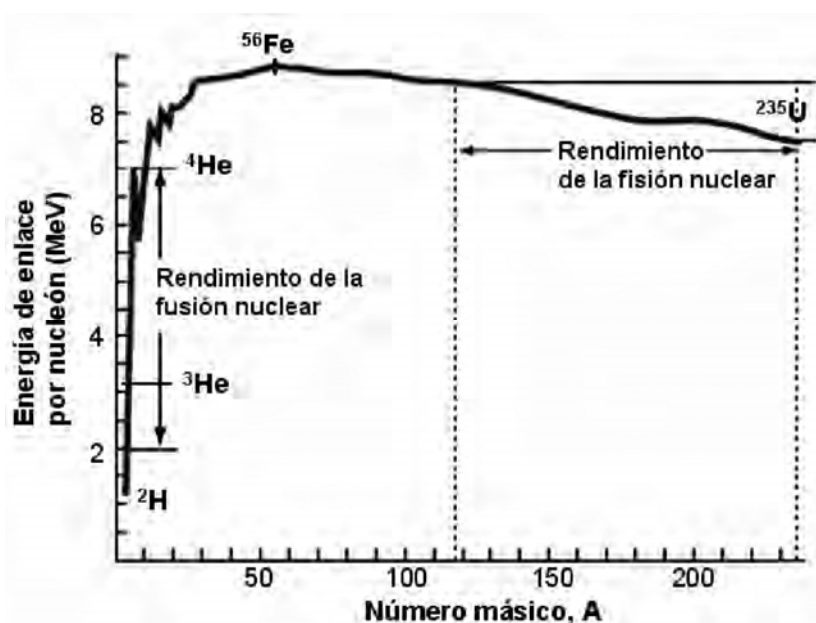


Figura 1 Energía de enlace por nucleón en función de la masa atómica.

Una de ellas consiste en dividir un núcleo pesado en dos o más núcleos más ligeros (fisión nuclear). La suma de las masas de los núcleos ligeros generados es menor que la del núcleo inicial y ese decremento de masa se transforma en energía, según la expresión siguiente:

$$E = M C^2$$

La otra forma de obtener energía a partir de reacciones nucleares es justamente la opuesta a la anterior, es decir, consiste en unir dos núcleos ligeros, formando otro más pesado (fusión nuclear). En este caso, la masa del núcleo creado es menor que la suma de las masas de los núcleos fusionados, lo que se traduce igualmente en liberación de energía.

Para poder producir una reacción de fusión deben unirse, como se ha indicado, dos núcleos ligeros, lo que en condiciones normales no sucede debido a la fuerte repulsión electrostática entre ambos núcleos, cargados ambos positivamente. Para que los núcleos superen dicha repulsión y se acerquen lo suficiente para producir reacciones de fusión estables se necesitan altas temperaturas y presiones, que conviertan los elementos en un plasma donde los electrones, separados del núcleo, y los iones, se muevan independientemente a gran velocidad.

Son posibles varias reacciones de fusión entre elementos formados por núcleos ligeros. Sin embargo, desde el punto de vista de la mínima temperatura necesaria para conseguir fusionar dos núcleos, la reacción entre el deuterio ($2H$) y el tritio ($3H$), ambos isótopos del hidrógeno, es la más interesante.

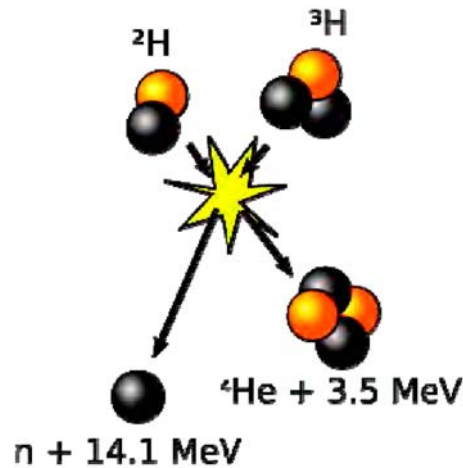
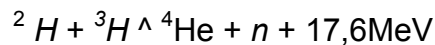


Figura 1.2. Reacción de fusión Deuterio (^2H) - Tritio (^3H).

En dicha reacción, representada en la Figura 1.2, y que necesita una temperatura que ronde los 100 millones de grados centígrados para poder producirse a un ritmo adecuado, se fusionan un núcleo de deuterio (^2H) y un núcleo de tritio (^3H), dando lugar a un núcleo de Helio (^4He), a un neutrón y liberando energía según la siguiente:



Como se ha indicado, la temperatura necesaria para que los núcleos se aproximen lo suficiente es de millones de grados. Además, es necesario contener el plasma a esa temperatura durante un tiempo lo suficientemente largo como para que se produzcan muchas reacciones de fusión y no se fundan los materiales que lo contienen. Para lograrlo hay tres posibilidades:

- Confinamiento gravitatorio, que es el que utiliza la gravedad para contener el plasma de hidrógeno. Es el que se da como proceso natural en el sol y las estrellas, pero evidentemente no es reproducible a escala terrestre.
- Confinamiento inercial, mediante el cual una diminuta cápsula de combustible (D-T) se comprime mediante láseres de gran potencia. Con este método se contiene el plasma durante muy poco tiempo - del orden de los microsegundos- pero a densidades

extremadamente altas, lo que permite que se produzcan muchas reacciones.

- Confinamiento magnético, mediante el cual el plasma, a elevadas temperaturas, aunque con densidades menores que en el confinamiento inercial, se mantiene aislado de las paredes del dispositivo mediante campos magnéticos. Como el plasma está formado por partículas cargadas, en presencia de un campo magnético, dichas partículas están obligadas a seguir un movimiento helicoidal a lo largo de las líneas del campo, de forma que el plasma queda confinado en una región limitada del espacio. Actualmente es la línea de investigación en la que más esfuerzos y expectativas tiene puesta la comunidad internacional.

Independientemente del método de confinamiento utilizado, los parámetros físicos esenciales que intervienen en el proceso de la fusión son la temperatura del plasma (T), la densidad de partículas (n) y el tiempo de confinamiento del plasma (t). El producto de esos tres parámetros, el denominado triple producto, es un factor de mérito que indica el nivel de progreso en la investigación experimental.

Para que un dispositivo de fusión llegue a ser energéticamente rentable debe alcanzar la ignición, que es la condición en la que las reacciones de fusión se automantienen, sin necesidad de fuentes externas de calentamiento, generando a partir de ahí más energía que la que se ha aportado al sistema.

En un plasma de deuterio y tritio se consigue cuando el calentamiento del plasma por las partículas alfa liberadas iguala las pérdidas de calor. Para ello debe tenerse en cuenta el denominado Criterio de Lawson, que establece la condición de balance energético en un dispositivo de fusión en base al producto del tiempo de confinamiento de la energía (t) y la densidad de partículas (n). En la Figura 1.3 se muestra la gráfica que satisface dicho producto en función de la temperatura para una reacción deuterio-tritio.

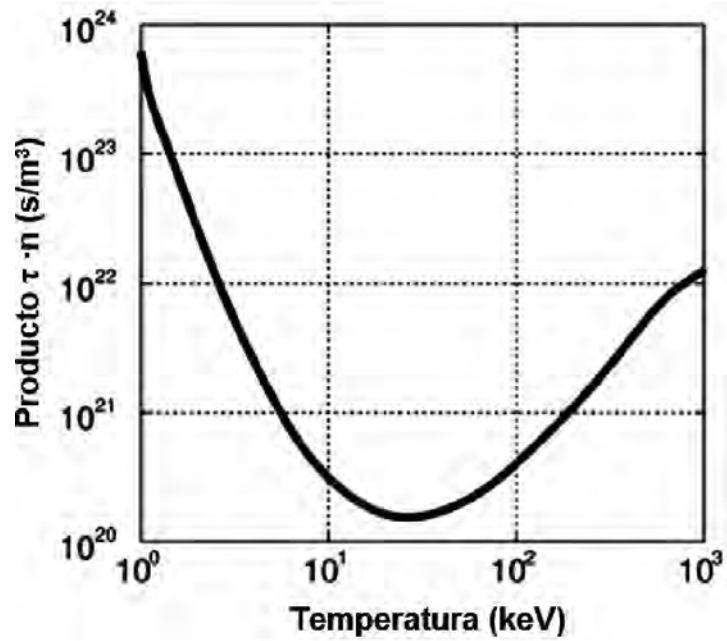


Figura 1.3. Mínimo producto tiempo-densidad que satisface el criterio de Lawson para reacciones de deuterio-tritio.

Puede observarse que dicho producto se minimiza para una temperatura alrededor de 25 keV (alrededor de 160 millones de grados centígrados).

3.4 Fusión fría

La fusión fría es el nombre genérico dado a cualquier reacción nuclear de fusión producida a temperaturas y presiones cercanas a las normales, muy inferiores a las necesarias para la producción de reacciones termonucleares (millones de grados Celsius), utilizando equipamiento de relativamente bajo costo y consumo eléctrico para generarla.

De manera común el nombre se asocia a experimentos realizados a finales de la década de 1980 en células electrolíticas en las que se sugería que se podía producir la fusión de deuterio en átomos de helio produciendo grandes cantidades de energía. Estos experimentos fueron publicados en la revista científica *Nature*, pero la fusión fría como tal fue descartada al poco tiempo por otros equipos, constituyendo el artículo de *Nature* uno de los fraudes más escandalosos de la ciencia en los tiempos modernos.

El experimento de Pons y Fleischmann

El 23 de marzo de 1989 los químicos Stanley Pons y Martin Fleischmann, de la Universidad de Utah, realizaron una conferencia de prensa en la que anunciaron la producción de fusión fría con la consiguiente liberación de energía. El anuncio fue considerado sorprendente al tenerse en cuenta el sencillo equipamiento necesario para producir tal reacción: un par de electrodos conectados a una batería y sumergidos en un recipiente de agua pesada rica en deuterio. El anuncio fue reflejado a nivel internacional constituyendo portadas en la mayoría de los periódicos. Habiendo trabajado Pons y Fleischmann en su experimento desde el año 1984, consiguieron fondos del Departamento de Energía de los Estados Unidos en el año 1988 para una larga serie de experimentos. El término fusión fría había sido acuñado por el Dr. Paul Palmer, de la Universidad Brigham Young, en 1986, en investigaciones sobre la posibilidad de la producción de reacciones de fusión atómica en el interior de un núcleo planetario. El término fue entonces aplicado al experimento de Fleischmann y Pons en 1989.

En tan sólo unos días, científicos de todo el mundo intentaron repetir los resultados de los experimentos. Durante unas seis semanas se produjeron anuncios de verificación, retractación y explicaciones alternativas que mantuvieron el interés de los periódicos sobre el tema, sin conseguir resultados definitivos. Poco después, el escepticismo sobre la fusión fría fue aumentando a medida que diferentes investigadores eran incapaces de reproducir los resultados del experimento de Pons y Fleischmann. A finales de mayo, el Departamento de Energía de los Estados Unidos formó un grupo especial de investigadores para determinar la veracidad o no de la fusión fría. El comité de expertos trabajó durante cinco meses en un estudio en el que se afirmaba que no existía evidencia alguna de fusión fría, y que tales efectos contradirían todo el conocimiento adquirido sobre las reacciones nucleares durante la última media década. El comité recomendaba específicamente no financiar investigaciones costosas sobre este tema.

Investigaciones actuales en fusión fría

Hoy en día se siguen realizando esfuerzos en la búsqueda de reacciones nucleares del tipo de la fusión fría, a pesar de que el engaño de los años 80 quedó marcado en la comunidad científica. Estos esfuerzos son realizados por una parte minoritaria aunque significativa de dicha comunidad.

Una de las vías que más dan que hablar en la actualidad se basa en experimentos sobre la Sonoluminiscencia. Este fenómeno fue descubierto por D.F. Gaitan y otros a principios de los 90 en la universidad de Missisipi, y se basa en la emisión de luz (entre otros tipos de radiación) del interior de burbujas sometidas a excitaciones acústicas. El fenómeno ha sido intensamente estudiado por la comunidad y siguen encontrándose publicaciones al respecto. Recientemente, en el año 2002, el profesor Rusi P. Taleyarkhan junto a otros miembros del Oak Ridge National Laboratory publicaron en la revista Science un artículo llamado "Evidence for nuclear emissions during acoustic cavitation" afirmando que observan emisiones de neutrones de alta energía en este tipo de experimentos. Sin embargo, este artículo ha levantado las voces de numerosos escépticos que no reproducen

sus resultados, recordándonos a los tristes acontecimientos de Pons y Fleischmann. En el 2006, el profesor Taleyarkhan ha vuelto a publicar nuevas pruebas para ratificar su interpretación de los experimentos, con nuevas reacciones desde la misma revista Nature. Ciertamente, la comunidad científica, escarmentada después de tantos años, se encuentra poco receptiva para nuevos avances a este respecto.

En 2004 se comentó, debido a la continuidad de los experimentos de Pons y Fleischmann por parte de la armada de Estados Unidos de América, que una posible razón del fiasco al intentar reproducir el experimento original podría ser que se requiere de un agua pesada de una gran pureza, que sobrepasa los niveles habituales. Pons y Fleischmann disponían de un agua pesada de gran pureza. Parece que finalmente la investigación sigue abierta, si bien no se han publicado los resultados puesto que los científicos son más cautos que nunca tras la experiencia de 1989. Más información sobre dichas investigaciones en el artículo La fusión fría vuelve de entre los muertos.

En mayo del 2008 se ha publicado un artículo en la revista italiana *Il sole 24 ore.*, donde se afirma que el científico Japonés Yoshiaki Arata, ha logrado la fusión fría utilizando presión para introducir gas deuterio en un pila que contenía paladio (Pd) y óxido de zirconio (ZrO_2) provocando que los átomos de deuterio se fusionaran en átomos de Helio, produciendo en el proceso una cantidad considerable de calor.

3.5 Física del plasma

3.5.1 Definición de plasma

Se denomina plasma al medio gaseoso que contiene un número apreciable de cargas libres (algunos electrones se separan del núcleo de los átomos formando iones y electrones libres), pero que es aproximadamente neutro en su conjunto. La gran cantidad de cargas libres da lugar a altas conductividades eléctricas y a la posibilidad de establecer fácilmente corrientes eléctricas que interactúan con campos magnéticos aplicados y con los propios generados por tales corrientes. Un enorme porcentaje ($< 99\%$) de la materia en el universo existe aparentemente en forma de plasma; en el medio estelar, interplanetario e interestelar, y las altas atmósferas planetarias. Sin embargo, en los medios relativamente densos y/o fríos en los que se desarrolla la vida el estado del plasma es más raro por la tendencia a la recombinación de las cargas libres. En el laboratorio debe de aplicarse energía a un gas para producir el estado de plasma, y su mantenimiento prolongado, sobre todo en condiciones de densidad y temperatura necesaria para las aplicaciones, incluyendo la generación de reacciones de fusión nuclear, plantea enormes desafíos tecnológicos.

3.5.2 Condiciones mínimas para la obtención de energía en un reactor de fusión: criterios de Lawson e ignición.

La consecución de un número suficientemente grande de reacciones de fusión, como para que se produzca energía de manera eficiente (es decir, que se libere más energía que la que es necesario inyectar para que comience el proceso de fusión), implica el ser capaces de mantener nuestro combustible (el plasma) en una zona del espacio, a la temperatura y densidad necesarias, durante un tiempo de confinamiento suficientemente prolongado. Por tanto, tres son los factores fundamentales que determinan la eficiencia del proceso: temperatura, densidad y tiempo de confinamiento. La temperatura y densidad mínimas necesarias están determinadas en función de la reacción de fusión elegida. Para todas ellas, el plasma se encontrará a temperaturas del orden de

muchos millones de grados. En estas condiciones, confinar el plasma es un problema importante y nada trivial, puesto que no existe material alguno que aguante estas temperaturas sin perder todas sus posibles propiedades de contenedor. Trataremos, en la siguiente sección, las posibles maneras de realizar esta contención.

Mientras tanto, es posible estimar cuales son las condiciones mínimas en cuanto a temperatura, densidad y tiempo de confinamiento del plasma, para que se produzca energía de manera eficiente. Para ello, basta considerar que la energía térmica de un plasma confinado es $3nT$, donde n es la densidad del plasma y T su temperatura. Esta energía disminuye en el tiempo debido a procesos de conducción de calor y pérdida de partículas. El tiempo de confinamiento de la energía se estima como:

$$\tau_E = \frac{3 \cdot n \cdot T}{P_c}$$

donde P_c es el ritmo de pérdida de la energía confinada. Este tiempo, que es una medida de lo que tardaría el plasma en enfriarse si no se calienta constantemente, puede considerarse como una medida del tiempo de confinamiento del plasma. Si llamamos ahora P_r a la potencia perdida por radiación, P_f a la potencia producida por las reacciones de fusión, y η a la eficiencia de la conversión de energía térmica en energía eléctrica, tendremos que se producirá suficiente energía de fusión en el plasma para compensar la energía eléctrica necesaria para mantenerlo si:

$$P_c + P_r = \eta (P_f + P_c + P_r)$$

Esta condición implica que, para la reacción Deuterio-Tritio, el producto del tiempo de confinamiento por la densidad del plasma ha de verificar

$$n \cdot \tau_E > 3 \times 10^{19} \text{ m}^{-3} \text{ s}$$

a la temperatura óptima de dicha fusión. A esta desigualdad se le llama **condición de Lawson**.

El parámetro de ganancia energético Q de la reacción, mide la relación entre la potencia de fusión producida y la potencia gastada en conseguir controlar la reacción. Así se habla de situación de *break-even* o de ganancia energética unitaria ($Q=1$) cuando se produce tanta energía como la gastada en crearlas.

Sin embargo, para que un reactor de fusión sea una fuente útil de energía debe producir mucha más energía que la que consume (es decir, es necesario que $Q \gg 1$). Es lo que se denomina lograr la condición de **encendido** o **ignición** del plasma. Cuando esta situación se alcanza, las partículas α , producto de las reacciones de fusión, no abandonan el plasma, sino que utilizan la energía que llevan para calentar el plasma sin necesidad de calentamiento externo del mismo. El plasma estará en régimen de ignición si se cumple que:

$$P_c + P_r = P_\alpha$$

donde P_α es la potencia de calentamiento de estas partículas.

La condición de ignición, para el ciclo de reacciones de fusión del D-T, implica un valor para el producto densidad por tiempo de confinamiento aún mayor que la condición de *break-even*:

$$n \cdot \tau_E \geq 2 \cdot 10^{20} m^{-3} s$$

Por lo tanto, y resumiendo, queda claro que la posibilidad de conseguir energía de fusión de forma controlada y eficiente, depende de nuestra habilidad para confinar un plasma, a una temperatura determinada (del orden de muchos millones de grados), con una densidad y durante un tiempo que verifiquen las desigualdades anteriores. La forma en la que se ataca este problema es lo que permite identificar las posibles maneras de confinar el plasma.

3.5.3 Confinamiento del plasma

3.5.3.1 Confinamiento gravitacional

Bajo el efecto de la gravedad, la materia, en el núcleo de las estrellas, alcanza densidades y temperaturas moderadamente grandes, y se mantienen durante tiempos enormemente largos, suficientes para desencadenar millones de reacciones termonucleares. La fusión en este entorno no se limita sólo al hidrógeno. Cuando en el centro de una estrella masiva se quema todo el hidrógeno, ésta se contrae debido a que la gravedad ya no es frenada por la presión resultante del proceso de fusión. Entonces su centro se vuelve aún más caliente (100 millones de grados) y denso (10.000 gramos por centímetro cúbico), acercándose a las condiciones en que la fusión de núcleos de helio es posible. En ese momento, la presión de las nuevas reacciones de fusión detiene la contracción, y nuevos núcleos más pesados aparecen como resultado de la fusión de helio. El proceso se repetirá de nuevo una vez que se consume todo el helio, hasta que una nueva cadena de reacciones de fusión de elementos pesados es capaz de detener el proceso de contracción. De esta forma, se van formando todo tipo de núcleos más pesados. Hasta dónde se llega en esta carrera hacia elementos cada vez más pesados, depende de la masa total de la estrella, que es la que finalmente determina cuánto es posible continuar el proceso de contracción.

Obviamente, en la Tierra no es posible realizar el confinamiento gravitacional de un plasma. La masa de la Tierra no es suficientemente grande como para contener y comprimir un plasma hasta las densidades y temperaturas necesarias para producir fusión.

3.5.3.2 Confinamiento inercial

En el confinamiento inercial, la idea es confinar el plasma por muy poco tiempo (del orden de nanosegundos 10^{-9} s), pero a densidades muy altas (10^{29} m⁻³) y temperaturas del orden de 100 millones de grados, con lo que se logran suficientes reacciones de fusión para hacer el proceso eficiente como productor de energía. Para ello, se forman pequeñas bolas de combustible

(deuterio y tritio) de unos pocos milímetros de diámetro. Estas bolas se calientan hasta alcanzar la temperatura necesaria, mediante la deposición de cantidades ingentes de energía proveniente de haces de láser o haces de iones de gran energía. Esto produce una vaporización de las capas externas de la microbola y el interior de la misma, por reacción inercial, se comprime hasta densidades suficientemente grandes como para que el combustible alcance la condición de encendido. El gran flujo de neutrones que se crea desencadena la combustión en toda la microbola expansionándola. En este tipo de confinamiento, se produce primero el encendido de una parte del combustible (ignición) y después de repetir varios pulsos, se puede alcanzar un balance energético de todo el sistema (break-even).

Aunque existe una intensa investigación relacionada con este tipo de confinamiento, existen aún muchos problemas básicos y tecnológicos por resolver antes de que sea comercialmente viable. En particular, el diseño tanto de la geometría de la microbola como del sistema de deposición de la energía sobre la misma es crítico. Es necesaria una gran simetría para que la energía depositada comprima la bola y no la propulse en una determinada dirección, lo cual impediría cualquier compresión.

Referente al sistema de deposición de energía, en los últimos años se ha desarrollado un sistema denominado de iluminación indirecta: al haz láser se le hace incidir sobre las paredes de una cavidad, en el centro de la cual está la microbola, recubierta de un material que puede convertir la energía del láser en rayos X. Los rayos X resultantes inciden después sobre la microbola y la deposición de energía se hace mucho más uniforme encontrándose una eficiencia mayor en la compresión de combustible y la desaparición de ciertas inestabilidades hidrodinámicas que aparecían en la iluminación directa. Pero siguen existiendo aún muchos problemas abiertos. El hecho de tener que repetir muchos pulsos para alcanzar break-even, hace que la ganancia energética del sistema sea intrínsecamente pulsada, dependiendo de la frecuencia de la repetición.

Un último problema está relacionado con las aplicaciones militares de la tecnología de láseres de alta potencia. El alto grado de clasificación asociado a este tipo de investigaciones ha hecho que el desarrollo del confinamiento inercial, desde un punto de vista energético, sea mucho menor que el del confinamiento magnético. Aunque dicha situación está cambiando rápidamente.

3.5.3.3 Confinamiento magnético

En el confinamiento magnético se trata de confinar, durante un tiempo del orden de varios segundos, un plasma de densidad moderadamente alta. Para ello se hace uso del hecho, bien conocido, de que las partículas cargadas describen hélices a lo largo de las líneas magnéticas como resultado de la fuerza de Lorentz:

$$F = q \mathbf{v} \times \mathbf{B}$$

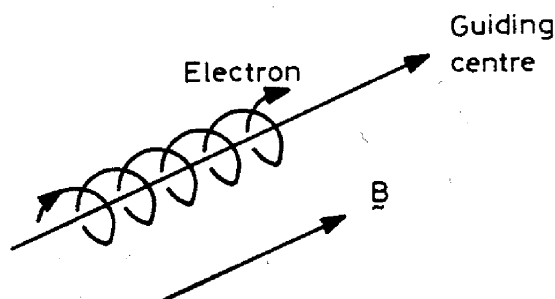


Figura 1.5 Trayectoria descrita por un electrón bajo la acción de un campo magnético

Si se disponen estas líneas magnéticas de manera que se cierran sobre sí mismas y que estén contenidas en una región limitada del espacio, las partículas estarán confinadas espacialmente. Sin embargo, este confinamiento no es perfecto, ya que en dicha región no queremos meter una única partícula, sino muchas. Debido a las colisiones entre todas ellas, las partículas pueden saltar de una línea a otra, hasta salir de la zona de confinamiento en un tiempo

que depende de la frecuencia de estas colisiones. Para densidades de plasmas moderadas y temperaturas adecuadas para la consecución de suficientes reacciones de fusión, este tiempo puede llegar a ser del orden de unos pocos segundos.

Utilizando estas ideas, ha sido posible diseñar configuraciones magnéticas con las que se han confinado plasmas en condiciones muy cercanas a las requeridas por el criterio de Lawson ya descrito. No nos extendemos ahora en más detalles a este respecto, puesto que el resto de esta memoria estará dedicada a este tipo de confinamiento, y los detalles de dichas configuraciones se tratarán en el siguiente capítulo. Sin embargo, y para finalizar esta introducción, baste decir que la investigación en el campo de la fusión por confinamiento magnético es, en la actualidad, la más avanzada y prometedora de cara a la construcción de un futuro reactor de fusión.

3.5.3.3.1 El Tokamak

En los años 70 varios investigadores rusos desarrollaron el concepto tokamak (**TO**roidal **KA**mera **MA**gneti**K**), que constituye en la actualidad el dispositivo de confinamiento magnético más avanzado. El campo magnético confinante se produce por la combinación del campo magnético toroidal producido por un conjunto de bobinas toroidales (llamadas *poloidal coils* en el dibujo) y el campo magnético poloidal producido por una corriente toroidal inducida en el plasma al pulsar la corriente del primario de un transformador (*transformer yoke*), formado por un núcleo de hierro alrededor del cual se enrosca el plasma (ver Figura 2.3). Éste, que actúa como secundario, ve como se induce en él una corriente toroidal por efecto transformador. Además, esta corriente se usa también para ayudar a calentar el plasma por efecto Joule. A este diseño básico se añaden muchos otros elementos. Por ejemplo, se añaden unas bobinas estabilizadoras que contrarrestan los movimientos verticales o radiales del plasma (*coils for plasma position control*).

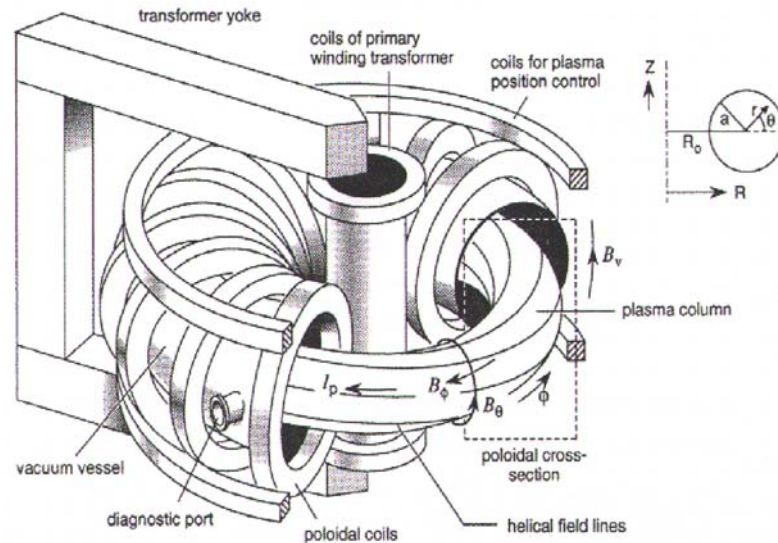


Figura 2.3. Esquema de un tokamak

El tokamak es, por diseño, un dispositivo intrínsecamente pulsado, ya que la corriente inducida en el plasma se produce mediante una variación del flujo magnético en el transformador. El plasma caliente tiene una conductividad eléctrica alta, por ello la variación de flujo que se necesita para mantener la corriente, una vez que ésta es creada, es muy pequeña.

Los principales problemas que se encuentran en un tokamak, para obtener las condiciones necesarias de densidad y temperatura para conseguir producir energía de manera eficiente son muchos (muchos de ellos compartidos con los stellarators y otras configuraciones menos populares). Por un lado, **las altas temperaturas** necesarias hacen que el calentamiento Joule no sea suficiente, lo que hace imprescindibles métodos auxiliares para lograr las temperaturas adecuadas. Este problema ha sido superado en parte en los últimos veinte años, mediante el desarrollo de calentamiento por ondas electromagnéticas cuyas frecuencias entran en resonancia con alguna de las frecuencias características del plasma. También mediante la inyección de neutros de alta energía. En cuanto a las **altas densidades**, existen límites superiores al máximo valor del parámetro P (es decir, a la máxima cantidad de plasma confinable establemente) al que se puede llegar sin que la configuración se vuelva inestable.

Hay muchos otros problemas a resolver. Por ejemplo, es necesario **mantener el plasma limpio de las impurezas** que provienen de su interacción con las paredes del reactor. Si éstas existen en concentraciones apreciables, pueden enfriar el plasma rápidamente y reducir de manera importante el número de reacciones. Su control es uno de los objetivos prioritarios de investigación actuales, tanto mediante la aplicación de medidas directas como por una elección adecuada de los componentes que han de constituir el reactor.

Se estima que, para que un reactor sea viable económicamente es necesario alcanzar un valor de P en torno a un 6%, lo cual no está lejos de los valores alcanzables en la actualidad. Además, el progreso ha sido vertiginoso: el producto de fusión nT pasó de estar a un factor 25.000 del requerido para la ignición en los años 70 hasta un factor 5, a finales de los 80 (se llegó muy cerca del break-even). Los experimentos más espectaculares conseguidos hasta la fecha son dos: el primero de ellos fue la producción de cantidades importantes de energía de fusión de forma controlada en plasmas de D con 11% de T (Tokamak JET, noviembre de 1991). En diciembre de 1993, el Tokamak TFTR, del laboratorio de física del plasma de la Universidad de Princeton, realizó experimentos con plasmas de 50% de D y 50% de T que producían de manera controlada 3MW de potencia de fusión.

3.5.3.3.2 El Stellarator

Los Stellarator son también dispositivos de confinamiento magnético toroidal, que se diferencian de los tokamak en la forma en la que generan la componente poloidal del campo magnético. Para ello utilizan corrientes que fluyen en conductores externos, los cuales pueden llegar a tener formas extremadamente complicadas (por ejemplo, ver Figura 2.5). La primera configuración tipo stellarator fue inventada por Lyman Spitzer, de la universidad de Princeton (EE.UU.), en los años 40 y las primeras series de stellarator fueron también construidas en Princeton.

La Figura 2.4 muestra un ejemplo típico de una configuración stellarator (en este caso un heliotron). Está formada por un conjunto de bobinas toroidales y dos bobinas helicoidales por las que circulan corrientes iguales y de direcciones opuestas. Puesto que una sola bobina helicoidal crearía un campo magnético con componentes no nulas en las direcciones toroidal, vertical y poloidal, es necesario añadir una segunda bobina cuya corriente contraria cancele las componentes toroidales y verticales. De ahí la necesidad de tener un conjunto de bobinas toroidales separadas. La combinación del campo poloidal producido por las bobinas helicoidales y el campo toroidal producido por este conjunto separado de bobinas toroidales, genera las superficies magnéticas con la forma mostrada en la Figura 2.5.

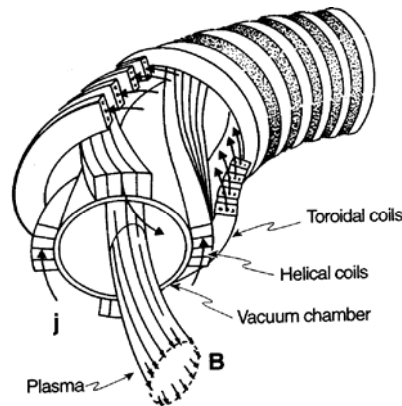


Figura 2.4 Ejemplo de configuración stellarator con dos bobinas helicoidales con corrientes iguales y opuestas.

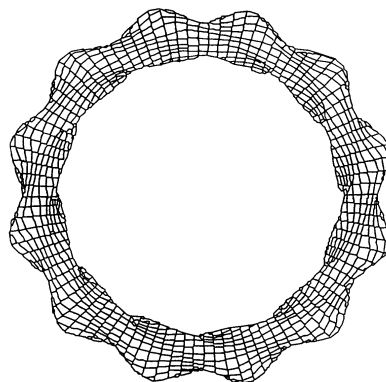


Figura 2.5 Superficies magnéticas generadas por el sistema de bobinas de la Figura 2.4.

No es ésta, sin embargo, la única manera de disponer las bobinas. El número de configuraciones tipo stellarator existentes es enorme (en la Figura 2.6 se muestra el TJ-II, de la familia de los heliacs llamados así por su eje magnético helicoidal), actualmente en funcionamiento en Madrid (CIEMAT).

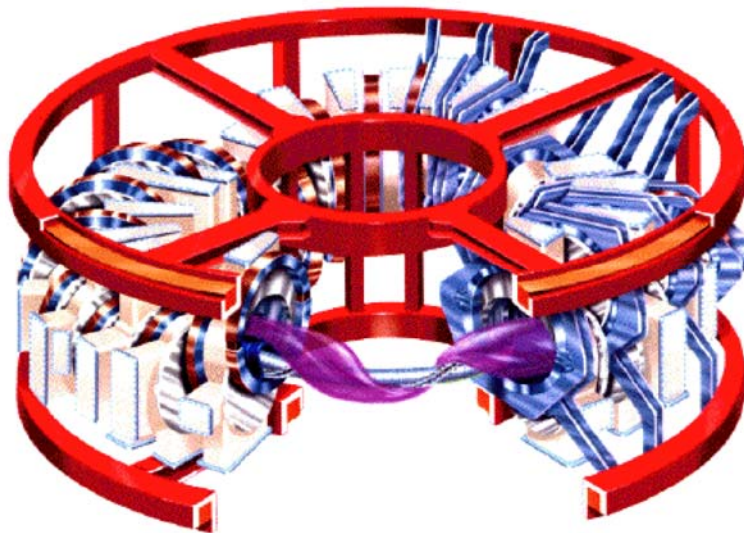


Figura 2.6. El heliac flexible TJ-II (CIEMAT, Madrid)

Los stellarator comparten todos o casi todos los problemas de los tokamaks mencionados en la sección anterior, pero también presentan algunas importantes ventajas. En particular, no están limitados a funcionar en régimen pulsado, sino que pueden **funcionar en modo continuo**. Tienen otras ventajas en lo que concierne a la **estabilidad** de las configuraciones, y que están relacionadas con la **ausencia de grandes corrientes** fluyendo en el plasma, pero trataremos ese punto en el capítulo siguiente. Sin embargo, no es oro todo lo que reluce. Las configuraciones tipo stellarator son mucho **más complejas geométricamente**, lo que dificulta enormemente su diseño y su operación. Como ejemplo, baste decir que es posible encontrar fórmulas analíticas que describen gran parte de la física del tokamak, pero es necesario utilizar herramientas numéricas y poderosísimos computadores para hacer algo, siquiera parecido, en el caso de un stellarator.

3.5.4 Calentamiento del plasma

En el funcionamiento de un reactor de fusión, parte de la energía generada se emplea para mantener la temperatura del plasma, a medida que se va introduciendo nuevo combustible (deuterio y tritio). Sin embargo, en el arranque del reactor, inicialmente o tras una parada temporal, el plasma ha de calentarse hasta una temperatura superior a los 10 keV (unos 116 millones de grados Celsius). En los tokamaks y otros experimentos de fusión por confinamiento magnético, la energía producida por la fisión es insuficiente para mantener esta temperatura de funcionamiento del plasma. Por tanto, se requiere utilizar uno o varios procedimientos de calentamiento del plasma.

3.5.4.1 Calentamiento óhmico (OH).

Dado que el plasma es un buen conductor eléctrico, es posible calentar el plasma induciendo una corriente a través del mismo. De hecho, la corriente inducida que calienta el plasma es la que proporciona la mayor parte del campo poloidal. Esta corriente se induce en el plasma aumentando gradualmente la intensidad eléctrica que circula por un arrollamiento electromagnético acoplado al toroide del plasma: el plasma se comporta entonces como el circuito secundario de un transformador de corriente alterna. Ello es un proceso propiamente pulsatorio ya que existe una intensidad máxima para la corriente que circula por el primario, aparte de otras limitaciones de los pulsos largos. Los tokamaks tienen, por tanto, que funcionar durante cortos periodos, o depender de otros procedimientos de calentamiento y de generación de corriente del plasma. El calentamiento originado por la corriente inducida se denomina calentamiento óhmico (*ohmic heating*, OH), o resistivo, y es el mismo tipo de calentamiento que experimenta una bombilla o un calentador eléctrico. El calor generado depende de la resistividad del plasma y de la intensidad de corriente. Pero a medida que asciende la temperatura del plasma, su resistividad eléctrica disminuye y este calentamiento óhmico se hace menos efectivo. Parece demostrado que la máxima temperatura alcanzable en el plasma por calentamiento óhmico es del orden de los 20 a 30 millones de grados Celsius (2 a 3 keV,

aproximadamente). Para alcanzar temperaturas más elevadas, es preciso recurrir a otros métodos.

3.5.4.2 Inyección de haz neutro (NBI).

La inyección de un haz neutro (*neutral beam injection*, NBI) consiste en la introducción de átomos de alta energía (es decir, con velocidades elevadas) en el plasma confinado magnéticamente y calentado óhmicamente. Los átomos inyectados se ionizan al atravesar el plasma y quedan atrapados por el campo magnético. Estos iones de alta energía formados colisionan repetidamente con las partículas de plasma, transmitiéndole parte de su energía, lo que incrementa la temperatura del plasma.

3.5.4.3 Compresión adiabática (TFC).

Del mismo modo que un gas puede calentarse mediante una compresión súbita (adiabática), la temperatura del plasma puede incrementarse si éste es comprimido rápidamente elevando la intensidad del campo magnético que lo confina. En un sistema de tokamak, la compresión se consigue sencillamente desplazando el plasma a una región donde el campo magnético es más intenso, es decir, moviéndolo en sentido radial centrípeto. Como la compresión del plasma acerca los iones entre sí, el proceso de compresión magnética (*toroidal field compression*, TFC) del plasma además colabora a alcanzar la densidad requerida para el reactor de fusión.

3.5.4.4 Calentamiento por radiofrecuencia (RH).

En el calentamiento por radiofrecuencia, (*radio-frequency heating*, RH), las ondas electromagnéticas de alta frecuencia se generan mediante osciladores, tales como gyrotrones o klystrones, fuera del toroide. Si las ondas tienen la frecuencia (o longitud de onda) y polarización adecuadas, su energía puede transferirse a las partículas cargadas del plasma, que a su vez chocan con otras partículas del plasma, incrementando de este modo la temperatura media del mismo. Existen diversas variantes, según que sean los electrones o iones

(núcleos) del plasma los que entren en resonancia con la radiación electromagnética: el calentamiento por resonancia ciclotrón-electrón (*electron cyclotron resonance heating*, ECRH), o por resonancia ciclotrón-ión (*ion cyclotron resonance heating*, ICRH).

3.6 Proyectos de investigación

3.6.1 Proyecto ITER

3.6.1.1 Introducción ITER

El ITER es un proyecto de colaboración internacional para el desarrollo de la fusión nuclear en el que están trabajando científicos e ingenieros de Canadá, Europa, Japón y Rusia.

La misión del ITER es demostrar la viabilidad científica y tecnológica de la energía de fusión para fines pacíficos. ITER será el primer dispositivo de fusión que produzca energía térmica a nivel de una central eléctrica. Constituirá el mayor avance para el progreso de ciencia y la tecnología de fusión. Además será el elemento clave en la estrategia para conseguir demostrar la viabilidad de una planta de generación eléctrica en un solo paso experimental.

ITER es un reactor de fusión basado en el “tokamak”: configuración magnética toroidal (con forma de donut) en la cual se crean y se mantienen las condiciones adecuadas para que tengan lugar reacciones de fusión controladas. La planta completa del ITER está compuesta por el tokamak, sus instalaciones auxiliares y las instalaciones de soporte de la planta.

En el ITER unas bobinas magnéticas superconductoras situadas alrededor del recipiente toroidal confinan y controlan una mezcla de partículas cargadas – el plasma – e inducen una corriente eléctrica a través de ella. Las reacciones de fusión tienen lugar cuando el plasma está suficientemente caliente, es suficientemente denso y contiene durante suficiente tiempo los núcleos atómicos en el plasma para que empiecen a fusionar.

Para conseguir sus objetivos el ITER será mucho más grande que el mayor tokamak existente y su rendimiento de fusión esperado será varias veces mayor.

3.6.1.2 Historia del ITER

"Dada la naturaleza y magnitud del desafío, la acción nacional no es suficiente. Ninguna nación puede afrontar este reto por sí mismo. Ninguna región puede aislarse de estos cambios climáticos". *Ban Ki-Moon, Secretario General de las Naciones Unidas, en su discurso de apertura del Evento de Alto Nivel sobre el Cambio Climático, 24 de septiembre de 2007.*

Los combustibles fósiles son la fuente de energía que dieron forma a la civilización del siglo 19 y 20. Sin embargo, la quema de carbón, petróleo y gas ha demostrado ser altamente perjudicial para nuestro medio ambiente. Las emisiones de dióxido de carbono, gases de efecto invernadero, y gases contribuyen a la alteración en el equilibrio climático de nuestro planeta.

El consumo mundial de energía se establece en triples al final del siglo. Y sin embargo, los suministros de combustibles fósiles se están agotando y las consecuencias ambientales de su explotación son graves. Dos preguntas se ciernen sobre la humanidad de hoy: ¿cómo vamos a proporcionar toda esta nueva energía, y cómo podemos hacerlo sin aumentar peligrosamente a los gases atmosféricos de efecto invernadero?

Ninguna nación puede afrontar estos retos en solitario.

Colaboración Internacional para una nueva fuente de energía



EE.UU. El presidente Reagan y el Secretario General Gorbachov de la Unión Soviética, de acuerdo a proseguir un esfuerzo internacional para desarrollar la energía de fusión para el beneficio de toda la humanidad. Ginebra, 1985.

Veinticinco años atrás, un grupo de naciones industrializadas acordaron un proyecto para desarrollar una nueva fuente sostenible, más limpia, de la energía.

En la Cumbre de superpotencias en Ginebra en noviembre de 1985, a raíz de conversaciones con el Presidente Mitterand de Francia y el primer ministro Margaret Thatcher del Reino Unido, Secretario General Gorbachov de la ex Unión Soviética propuso a

EE.UU. el presidente Reagan un proyecto internacional destinado a desarrollar la energía de fusión para fines pacíficos.

El proyecto ITER nació. Los primeros firmantes: la ex Unión Soviética, los EE.UU., la Unión Europea (a través de EURATOM) y Japón, se unió a la República Popular de China y la República de Corea en 2003, y por la India en 2005. En conjunto, estos siete países representan más de la mitad de la población del mundo.

En el ITER, el mundo ha unido ahora sus fuerzas para establecer una de las más grandes y más ambiciosos proyectos de la ciencia internacional se haya realizado nunca. ITER, que significa "el camino" en latín, se requieren niveles sin precedentes de la colaboración científica internacional. Componentes de la planta número, por ejemplo, se proporcionará a la Organización ITER a través de las contribuciones en especie de los siete miembros. Cada miembro ha establecido un organismo nacional, contratación de personal para gestionar las compras de sus contribuciones en especie. Los miembros del ITER han acordado compartir todos los aspectos del proyecto: la ciencia, compras, finanzas, personal,... , con el objetivo de que a la larga, cada

miembro tendrá los conocimientos técnicos para producir su propia planta de energía de fusión.

Selección de una ubicación para el ITER es un largo proceso que finalmente se concluyó en 2005. En Moscú, el 28 de junio, altos representantes de los miembros del ITER acordaron por unanimidad en el sitio propuesto por la Unión Europea - la instalación del ITER se construirá en Cadarache, cerca de Aix-en-Provence en el sur de Francia.

El acuerdo se firma



El Acuerdo ITER se firmó oficialmente en el Palacio del Elíseo en París el 21 de noviembre de 2006 por los ministros de los siete miembros del ITER. En una ceremonia presidida por el presidente

francés, Jacques Chirac y el Presidente de la Comisión Europea, José Manuel Durao Barroso, el presente Acuerdo crea una persona jurídica internacional que será responsable de la construcción, operación y clausura del ITER.

Un "planteamiento más amplio" acuerdo de investigación complementarios y el desarrollo se firmó en febrero de 2007 entre la Comunidad Europea de la Energía Atómica (conocido por sus siglas EURATOM) y el gobierno japonés. Se estableció un marco para el Japón para llevar a cabo la investigación y desarrollo en apoyo del ITER en un período de diez años. Dentro del planteamiento más amplio los tres proyectos se pusieron en marcha que se centran en las siguientes áreas: ensayos de materiales, la experimentación y la simulación de plasma avanzada, y el establecimiento de un equipo de diseño para preparar el DEMO, la planta de demostración que

será el próximo paso después del ITER. Los proyectos de planteamiento más amplio llevar una gran importancia para el adelanto de la energía de fusión, y complementará los esfuerzos mundiales en la realización de ITER.

El 24 de octubre de 2007, tras la ratificación por todos los diputados, el Acuerdo ITER entró en vigor y estableció oficialmente a la Organización ITER.

3.6.1.3 Objetivos del ITER

El principal objetivo de ITER es demostrar la viabilidad científica y tecnológica de la energía de fusión. Para ello ITER deberá demostrar que es posible mantener el control de la combustión de un plasma de deuterio-tritio en condiciones próximas a ignición y, como un último objetivo, en estado estacionario. Además deberá demostrar que las tecnologías necesarias en un reactor funcionan correctamente en un sistema integrado. En concreto ITER deberá:

- Demostrar la disponibilidad e integración de las tecnologías esenciales en un reactor de fusión, como las bobinas superconductoras y el mantenimiento remoto.
- Comprobar componentes del reactor tales como los sistemas de extracción de energía y partículas del plasma.
- Comprobar los módulos de generación de tritio, la extracción de calor y generación de electricidad.

ITER será un reactor que integrará todos los aspectos físicos y tecnológicos necesarios para la producción de energía, únicamente le faltarán los sistemas de producción de electricidad. La fase de diseño de ITER-EDA (Engeneering Design Activities) preveía la producción de 1500 MW de potencia de fusión en un pulso de unos 1000 segundos en régimen de ignición, para alcanzar la ignición se preveían unos 100 MW de potencia de calentamiento

adicional. La última revisión ITER-FEAT [ITE00] tiene como finalidad la construcción de un reactor con un menor coste a cambio de unos objetivos más modestos, así se prevé alcanzar una potencia de fusión de unos 500 MW con una razón entre la potencia de fusión y la potencia de calentamiento auxiliar (Q) por lo menos de 10 en funcionamiento inductivo y de 5 en plasmas con corriente no inductiva con una duración de la descarga suficientemente larga para demostrar la operación en estado estacionario.

Los principales problemas físicos que se investigarán en ITER se pueden resumir en:

- El mantenimiento del confinamiento en modo H a alta densidad, alcanzando el valor adecuado de beta para producir la potencia de fusión requerida.
- La previsión de la extracción de energía y partículas a través del divertor para asegurar niveles aceptables de helio y de impurezas en el plasma.
- La evolución del escalado del confinamiento con el tamaño.
- La transferencia eficiente de la potencia de las partículas alfa al plasma limitando las pérdidas de partículas alfa.
- El mantenimiento de la estabilidad MHD y control del plasma para asegurar que las cargas térmicas y electromagnéticas producidas por disrupciones estén dentro de los límites aceptables.

Para lograr estos objetivos se han definido cuatro fases:

- **Fase de hidrógeno.** Esta fase permite la puesta en servicio del tokamak en sistema no nuclear que no depende de la operación remota pero que permite comprobar los principales propiedades del plasma como su configuración magnética, su equilibrio y las condiciones de operación.

- **Fase de deuterio con poco tritio.** En esta fase se producirá tritio a partir de las reacciones D-D y este tritio se quemará en reacciones D-T por lo que se producirán neutrones. Aunque el nivel de potencia de fusión será bajo la activación de la cámara de vacío no permitirá el acceso humano al interior de la misma. En esta fase se comprobará el control de partículas y la operación en estado estacionario con plena potencia de calentamiento además de la confirmación del umbral de transición de modo L-H dado por las leyes de escala.
- **Fase de DT de bajas prestaciones.** En esta fase la potencia de fusión y la duración del pulso se incrementarán gradualmente hasta alcanzar la operación inductiva. También se desarrollará la operación no inductiva en estado estacionario. Cuando el flujo de neutrones sea significativo se podrán probar los módulos del manto.
- **Fase de DT de altas prestaciones.** Esta fase tiene como objetivo mejorar el funcionamiento global de ITER prestando mayor atención a los componentes y materiales sujetos a altos flujos de neutrones, a la mejora de los modos de operación del plasma. El desarrollo de esta fase dependerá de los resultados obtenidos en las fases anteriores.

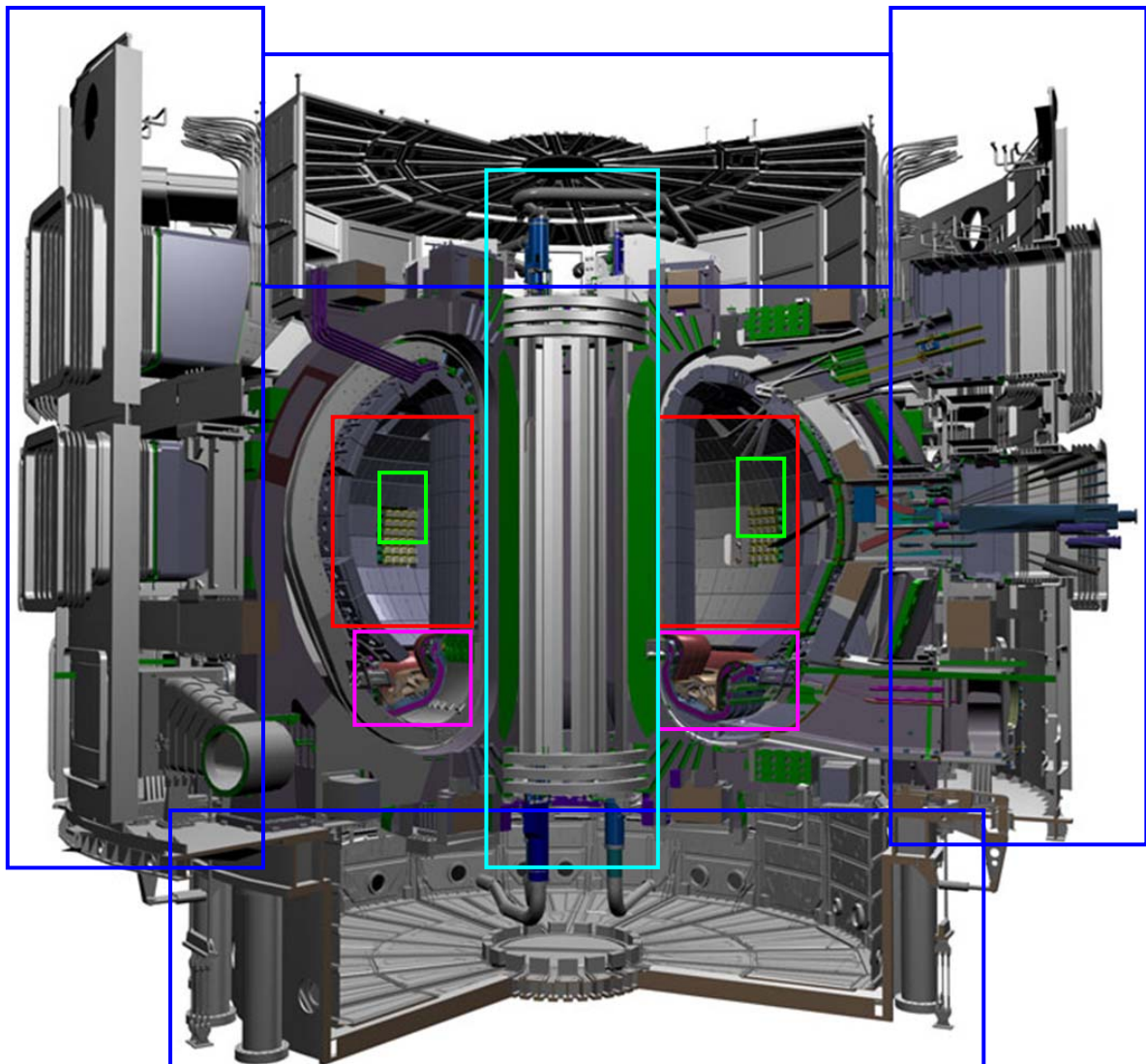
3.6.1.4 La máquina

Los principales parámetros establecidos para la operación de ITER-FEAT [ITE00] se resumen en la tabla 1 y se comparan con los anteriores parámetros correspondientes a ITER-FDR [ITE99].

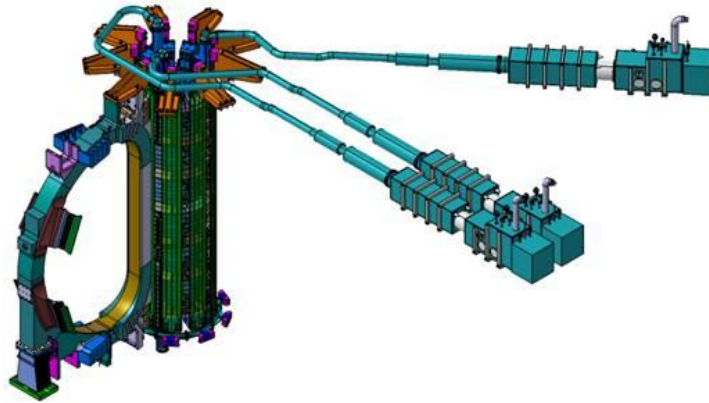
Parámetro	Símbolo	FDR	FEAT
Potencia total de fusión (MW)	P	1500	500
Duración del pulso (s)	h	>1000	>300
Factor Q	Q	∞	10
Tiempo de confinamiento de la energía (s)	TE	5.7	3.7
Radio mayor (m)	R	8.14	6.20
Radio menor (m)	a	2.80	2.00
Razón de aspecto	A	2.91	3.1
Elongación vertical del plasma	K_{95}	1.60	1.75
Triangularidad del plasma	895	0.24	0.35
Factor de seguridad	195	3.0	3.0
Beta normalizada ($P/(I/aB)$)	PN	2.29	1.77
Corriente del plasma (MA)	I_p	21	15
Campo toroidal en el eje (T)	B_t	5.68	5.3
Carga de neutrones de la pared (MW/m ²)	f_{yneut}	- 1	0.5
Potencia auxiliar instalada (MW)	P_{add}	100-150	73
Contenido de energía del plasma (GJ)	w_{tot}	1.07	0.346

Tabla 1 Principales parámetros y dimensiones de ITER-FDR [ITE99] e ITER-FEAT [ITE00],

A continuación se describen los componentes más significativos del ITER desde el punto de vista de ingeniería.



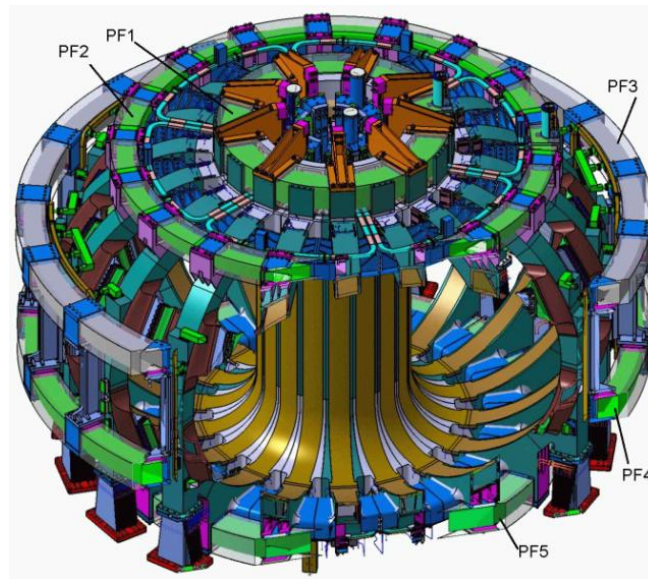
- **Blanket**
- **Criostato**
- **Divertor**
- Solenoide central superconductor
- Sistemas de calefacción externos

Solenoides central superconductor (CS).

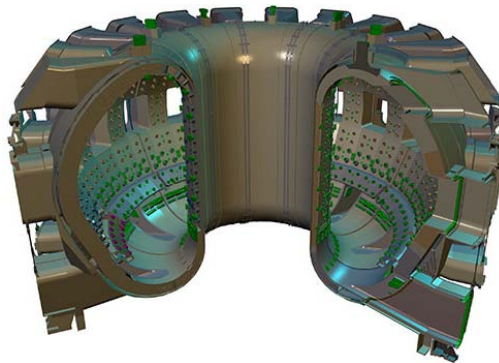
El solenoide central superconductor induce la corriente eléctrica en el plasma del ITER. La bobina del solenoide pesa aproximadamente 840 t y mide 12 m de alto y 4 m de diámetro. El material superconductor de la bobina es Nb₃Sn. La estructura está segmentada en seis módulos independientes. El campo magnético máximo en el superconductor es de 13.5 T.

Bobinas superconductoras de campo toroidal (TF).

Las bobinas superconductoras del campo toroidal TF confinan y estabilizan el campo magnético toroidal. El número de bobinas TF es 18, cada una pesa aproximadamente 290 t y mide 14 m de alto y 9 m de ancho. El material superconductor de las bobinas lo forman láminas radiales de Nb₃Sn envueltas en acero inoxidable (SS). El campo magnético máximo en el superconductor es de 11.8 T.

Bobinas superconductoras de campo poloidal (PF 1-6).

Las bobinas superconductoras del campo poloidal PF posicionan y conforman el plasma del ITER. El número de bobinas PF es 6. El material superconductor de las bobinas está formado por NbTi metido en conductos cuadrados de SS. El campo magnético máximo en el superconductor es de 6 T.

Recipiente de vacío (9 sectores).

El recipiente de vacío proporciona:

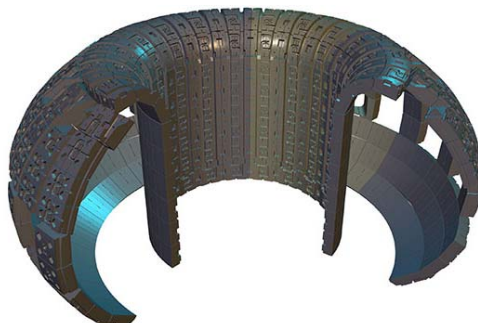
- un límite de alto vacío para el plasma, necesario para limitar la cantidad de impurezas dentro de él, y la primera línea de confinamiento contra las pérdidas radioactivas dentro del recipiente.
- Soporta los componentes del interior de la vasija y sus cargas mecánicas resultantes.

- Actúa como escudo contra los neutrones y permite extraer el calor de los componentes de su interior en caso de que no exista refrigerante por alguna razón.
- Permite el acceso al plasma a través de puertos de acceso, para su diagnóstico, sistemas de calentamiento, equipos de bombeo, tuberías de refrigerante, etc.

La vasija consiste en una estructura de doble pared con forma de toroide, con gran cantidad de “nervios” para albergar escudos térmicos y neutrónicos y agua de refrigeración de los componentes que se hallan en su interior. Está dividida en 9 sectores.

Los materiales que componen la estructura son aceros inoxidables SS 316 LN, SS 304 con 2% de armazón de boro y SS 430. Se trata de una estructura soldada, con una capa protectora de pared doble. La anchura media de la estructura está entre 0.3 y 0.8 m. La temperatura normal de operación está en un margen de 120-200°C.

Blanket (421 módulos).



Las funciones del Blanket son principalmente tres:

- Eliminar la energía del neutrón y de las partículas generada por el plasma.
- Proporcionar protección a la estructura del recipiente de vacío y a las bobinas superconductoras.
- Contribuir a la estabilización pasiva del plasma. El Blanket está constituido por varios módulos reemplazables. Estos módulos se encuentran unidos al recipiente de vacío. El Blanket está hecho de una combinación de una aleación de cobre (para difundir el calor al refrigerante), acero inoxidable (para la estructura) y berilio (como armadura del plasma). El refrigerante que se utiliza es agua, con una temperatura entre 100 y 240°C y una presión entre 3.0 y 5.7 Mpa.

Divertor (54 cassettes),

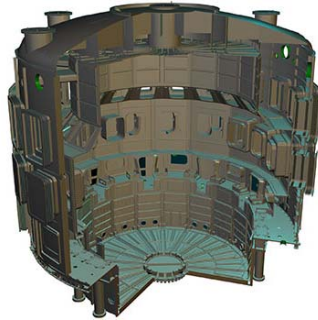


El Divertor descarga el flujo de energía de las partículas cargadas producidas en las reacciones de fusión y elimina el Helio y otras impurezas resultantes de las reacciones, y de la interacción de las partículas del plasma con las paredes del material. El Divertor consta de 54 módulos (cassettes reemplazables) y está situado en la parte inferior del recipiente de vacío.

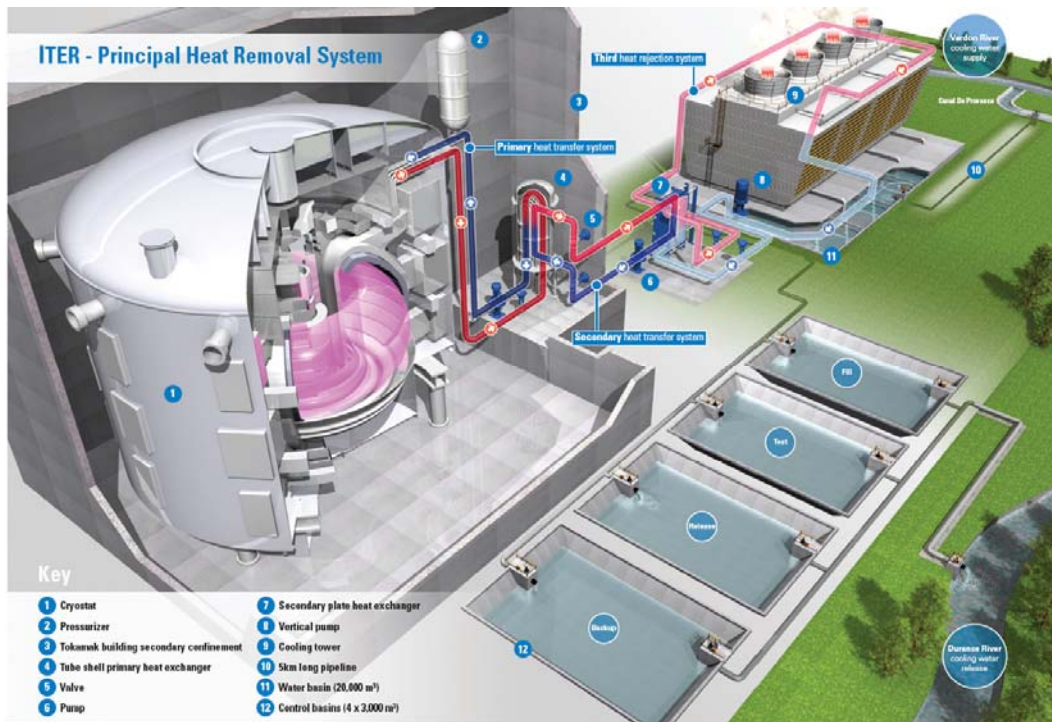
Los materiales que componen el Divertor están formados por aleaciones de W y de C (para las partes que están en contacto con el plasma), aleaciones

de cobre (para difundir el calor al refrigerante), y acero inoxidable SS 316 LN (para la estructura). El refrigerante que se utiliza es agua, con una temperatura entre 100 y 240°C y una presión entre 4.3 y 4.5 Mpa.

Criostato.



El criostato mantiene a los imanes aislados térmicamente y sirve de segunda barrera de confinamiento después del recipiente de vacío. La estructura consta de una sección cilíndrica unida a los cabezales superiores e inferiores. Las dimensiones máximas del criostato son 28 m de diámetro y 24 m de longitud. La anchura de sus paredes es de 50mm. El material del que está formado es acero inoxidable SS 304L.

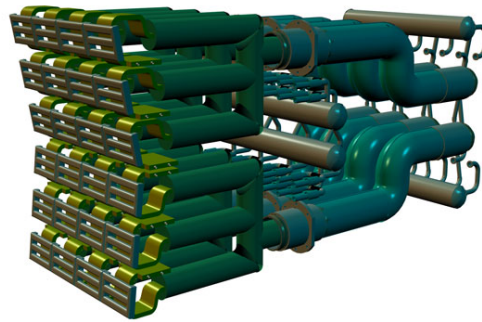
Sistema de refrigeración de agua.

El sistema de refrigeración de agua del tokamak elimina el calor depositado por los neutrones y por la radiación en los materiales que rodean el plasma. El calor desprendido en el tokamak durante la operación de pulsado nominal es de 750 MW a 3 y 4.2 Mpa de presión de vapor y a 120 °C.

Planta de criogenia.

La planta de criogenia mantiene los imanes a temperaturas adecuadas para la superconductividad (alrededor de 4K) y mantiene las condiciones de criogenia en el criostato.

Sistema de calefacción central



La función principal sistema de calefacción central es incrementar la temperatura del plasma, mientras aumenta la densidad para llegar a la potencia de fusión requerida. Otra de sus funciones importantes es la de suprimir inestabilidades. La potencia total inyectada es de 73 MW inicialmente y hasta 110 MW como máximo. Los sistemas que pueden ser utilizados son por ejemplo el ciclotrón de electrones o el ciclotrón de iones.

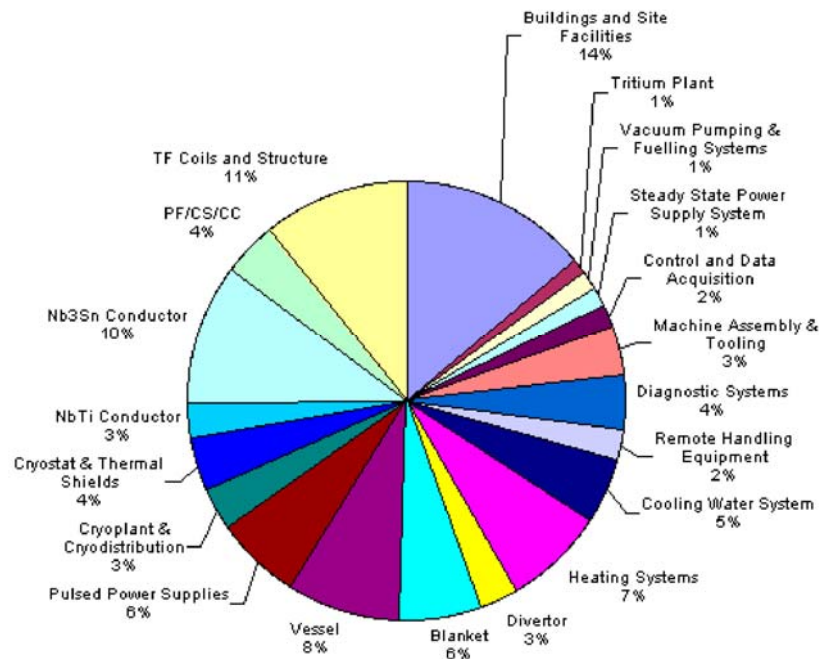
3.6.1.5 Emplazamiento del ITER

Tras estudiar los cuatro emplazamientos finalistas a ser candidatos a albergar el proyecto Iter (Clarington en Canadá, Rokkasho en Japón, Cadarache en Francia y Vandellós en España), fue elegida por unanimidad la opción francesa.



3.6.1.6 Coste del ITER

Los costes de construcción directa del ITER, que se estiman en \$2,755 M, vienen representados a continuación:

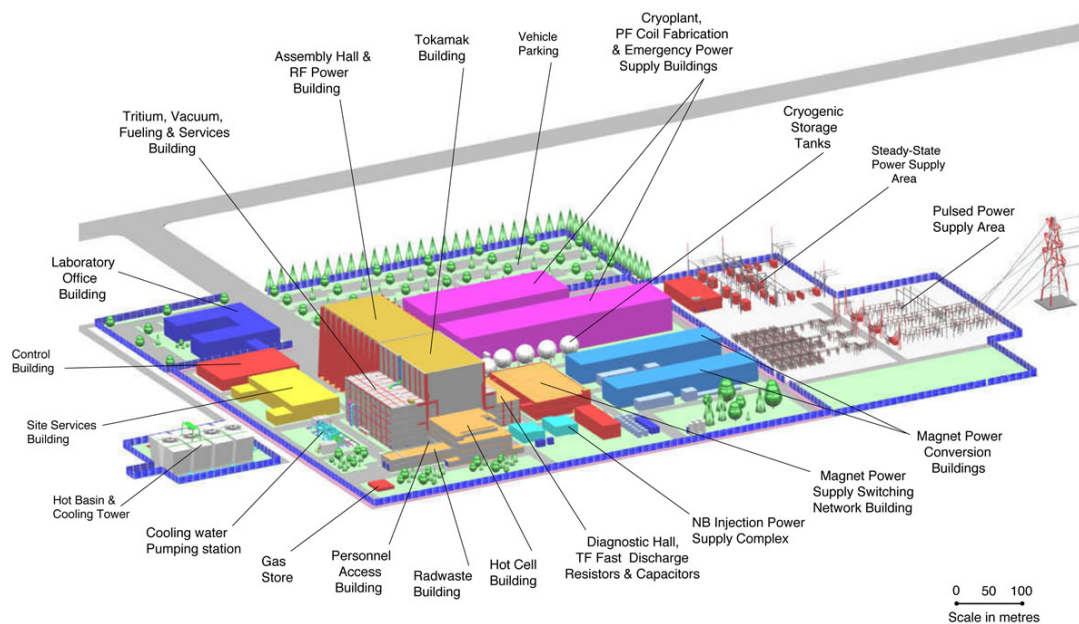


El "equipo central del proyecto" necesitará incorporar tanto un equipo internacional en el emplazamiento del ITER , así como unos equipos participantes en el territorio de cada país. El número de profesionales en el equipo internacional será aproximadamente 80 al principio de la construcción y 200 al final; el número de personas de apoyo será aproximadamente igual. En los equipos participantes se necesitarán 130 profesionales al principio, que se irán reduciendo en los últimos años. El número de personal de apoyo será aproximadamente el doble. Contratar al personal profesional y al de apoyo cuesta \$150K y \$75K respectivamente, lo que lleva a un coste de personal para la construcción de \$477M . También se necesitará realizar I+D, el coste se estima en unos \$70M.

El total de todos estos costes (la suma de los costes de construcción directa, de personal y de I+D), teniendo en cuenta que la duración de la construcción será de 10 años, es de aproximadamente \$360M anuales.

Los costes anuales de operación del ITER (que incluyen costes de personal, energía, combustible y mantenimiento y mejora) se estiman del orden de \$188M, que serán divididos entre las partes participantes, y que da un total de \$3760M en 20 años.

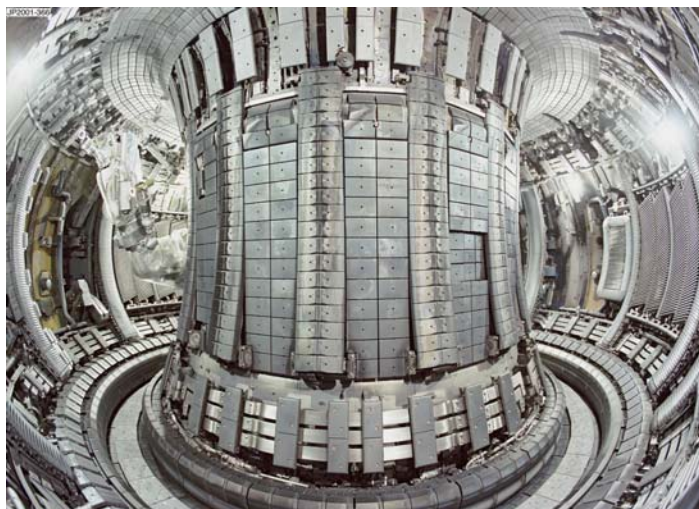
Por último se ha planteado una estrategia de desmantelamiento, que excluirá costes de eliminación de residuos, crédito recuperado por los materiales reutilizables, restauración del emplazamiento, y financiación de los costes/beneficios del gasto aplazado. El coste de desmantelamiento del ITER sería de \$335M.



Instalaciones

3.6.2 JET

3.6.2.1 Introducción de JET



El tokamak europeo JET (Joint European Torus), ubicado en Culham (Reino Unido), constituye la mayor instalación de fusión nuclear del mundo. Se trata del único sistema capaz de operar con el combustible de los futuros reactores de fusión, el tritio, manteniendo

actualmente el récord mundial de potencia de fusión, con 16 MW. Así mismo, el reactor experimental JET permite realizar ensayos para probar los materiales que han de estar expuestos directamente al plasma, así como prototipos de los sistemas de calentamiento o de diagnóstico, todo ello bajo condiciones próximas a las de los futuros reactores de fusión.

JET fue constituido en el año 1987, año en que la Comisión Europea lo creó bajo la forma de “Empresa Común”, formada por EURATOM y los Estados asociados al Programa Europeo de Fusión.

El programa científico de JET y la investigación sobre fusión en Europa, se llevan a cabo y se coordinan mediante el acuerdo EFDA (European Fusion Development Agreement). EFDA tiene como objetivo la construcción, puesta en operación y explotación de esta gran máquina y sus instalaciones anexas a fin de ampliar la gama de parámetros aplicables a las experiencias en fusión termonuclear controlada.

JET promovió la ciencia de la fusión más allá de sus objetivos originales y se convirtió en una base de la física y la tecnología para la preparación de ITER, el "siguiente paso" hacia un reactor. JET ha hecho contribuciones fundamentales para el diseño del ITER y proporcionó datos clave para la

definición del tamaño, los requisitos de la calefacción y las condiciones de funcionamiento de ITER. Durante 1997, Jet batió tres récords del mundo: 22 MJ de energía de fusión en un pulso, 16 MW de potencia pico de fusión y una ratio de 65% de energía de fusión producida a la potencia total. En la primavera de 1998 la manipulación totalmente a distancia de la instalación de un nuevo divertor concluyó con éxito demostrando otra tecnología fundamental para ambos así como para una futura planta de energía de fusión.

Participación española

La entidad firmante por parte de España en el acuerdo EFDA es el CIEMAT, que participa en JET a través de la explotación científica de la instalación (Task Forces) y del programa de ampliación y mejora de subsistemas (Enhancement Projects). En el área de explotación científica merece especial mención el trabajo realizado en las áreas de transporte turbulento del borde, prevención de películas de hidrocarburos por inyección de “scavengers”, explotación de diagnósticos, entre otros. En el área de mejora de diagnósticos, el CIEMAT ha llevado a cabo la ampliación del sistema de Emisión Ciclotrónica Electrónica (ECE) y la instalación de cámaras rápidas, y ha proporcionado el coordinador científico para estos temas.

Por otra parte, España ha sido uno de los principales países suministradores de equipos, concretamente fuentes de alimentación, al JET. Estos suministros no fueron en especie sino que correspondieron a adjudicaciones en régimen de libre competencia.

3.6.2.2 Parámetros del JET

Mayor radio del plasma	2,96 m
Menor radio del plasma	1,25 m (horizontal) 2,10 m (vertical)
Campo magnético toroidal (en el eje de plasma)	3,45 t
El volumen de plasma	$\sim 100 \text{ m}^3$
Duración del impulso superior	20 s
Voltio-segundos para la unidad de plasma	34 vs
Potencia del calentamiento adicional	25 MW



Máquina JET

3.6.2.3 *Hitos de JET*

1973	El equipo de diseño comienza a trabajar en el JET.
1977	El sitio Culham (Reino Unido) es elegido.
1978	Inicio de la Empresa Común JET.
1979	Las obras comienzan.
1983	JET operaciones de inicio.
1985	JET logra un plasma de corriente de 5 mA.
1988	JET logra un plasma de corriente, de 7 de MA.
1991	Tritio experimento preliminar, primera producción de energía de fusión DT en un dispositivo de fusión magnética (1,7 MW).
1993	Instalación de Mark Divertor I.
1995	Instalación de Mark Divertor II.
1997	Experimentos DT – Record mundial, 16 MW de potencia.
2000 - 2001	Primeros cuatro campañas experimentales del EFDA.
2001	La máquina se apaga y se implementan mejoras.
2002 - 2003	Más campañas experimentales del EFDA.
2007	Se apaga durante 6 meses para labores de mantenimiento, reparación y la puesta en marcha de nuevos dispositivos
2008	Se reanuda el programa científico

3.6.2.4 Logros científicos del JET

El programa JET se ha extendido a un nuevo espacio. Las corrientes de plasma de hasta 7 MA se han logrado mucho más allá del valor de diseño de 4,8 MA. La comprensión del comportamiento del plasma ha avanzado significativamente. Los fenómenos físicos como la inestabilidad, las interrupciones y los mecanismos de transporte han sido analizados y se comprenden mejor. Sistemas de alto rendimiento de diagnóstico se han desarrollado permitiendo un avance en las medidas exactas. Nuevos modos de confinamiento de plasma se han confirmado. Plasma en estado estable se han mantenido durante varios segundos en varias regiones de alto rendimiento.

Soluciones de ingeniería, tales como el divertor y los materiales alternativos (berilio y carbón) han sido estudiados para reducir el nivel de impurezas en el plasma. Nuevas soluciones de ingeniería han sido concebidas y aprobadas, lo que resulta en beneficios indirectos para otras disciplinas.

Plasmas en condiciones de cerrar los reactores han sido y siguen siendo estudiados, contribuyendo a la preparación de una base sólida para el funcionamiento del ITER.

Y, finalmente, el JET ha ayudado también en la formación de los físicos y los ingenieros que se encuentran ahora en el corazón de los esfuerzos para construir el ITER, el "siguiente paso" de la máquina y preparar su operación.

3.6.2.5 Objetivos de JET

El objetivo de la acción clave "fusión termonuclear controlada" es continuar desarrollando la base necesaria para la posible construcción de un reactor experimental (ITER), con el objetivo de demostrar la viabilidad científica y tecnológica de la producción de energía de fusión así como su potencial en la seguridad y en los beneficios ambientales. A largo plazo, se preparará para el desarrollo de un reactor de demostración y de un reactor prototipo.

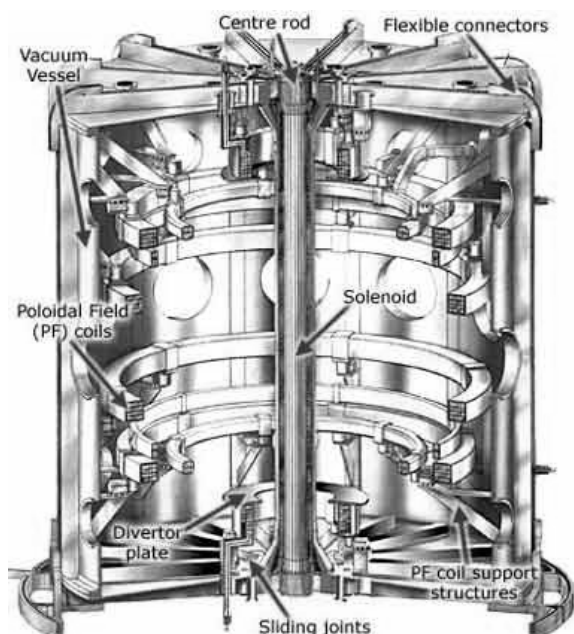
Para establecer la base física para un siguiente paso, como el ITER, varios dispositivos en la UE, contribuyen, incluido el JET. La coordinación entre estas actividades es necesaria y se realiza por EFDA.

El uso colectivo de las instalaciones del JET proporciona una contribución única a la consolidación de la base científica en física del plasma e ingeniería del plasma y la demostración de un alto rendimiento en modos operativos pertinentes a los objetivos y la configuración del ITER.

En la operación, las instalaciones JET contribuye a la prestación de la base de ingeniería de varias cuestiones de tecnología del ITER, en particular en la definición de las condiciones de funcionamiento del plasma frente a los materiales y componentes, y en la prueba de los avances en la manipulación a distancia y en la tecnología del tritio.

3.6.3 MAST

3.6.3.1 Introducción de MAST



Mast (*Mega Amp Spherical Tokamak*) es un dispositivo de tipo *tokamak* esférico, puesto en funcionamiento en la localidad británica de Culham en 1999, como continuación del dispositivo START, ambos pertenecientes a la asociación británica UKAEA. Los *tokamaks* esféricos se diferencian de los *tokamaks* convencionales del estilo de JET en la forma en la cual el plasma es sostenido por los campos magnéticos. La forma esférica más

compacta (en comparación con la forma convencional) puede tener potencial como diseño más eficiente y más económico de plantas de fusión.

3.6.3.2 Parámetros de MAST

Mayor radio del plasma (R)	0,85 m
Menor radio del plasma (a)	0,65 m
Campo magnético toroidal a R = 0,7 m)	0,6 T
Volumen del depósito	50 m ³
Volumen del plasma	7 m ³
Corriente de plasma	2 MA
Longitud de impulso	5 s
Potencia de calefacción adicional	5 MW NBI 1,5 MW ECRH

2.6.3.3 Hitos de MAST

1991	El experimento START en el Centro de Ciencias de Culham comenzó la operación.
A comienzos de 1998	Nuevo récord mundial en la relación de la presión del plasma a la presión del campo magnético (40%).
Marzo 1998	El experimento START cesa su actividad.
Noviembre 1998	MAST es totalmente montado.
Diciembre 1998	Primer plasma toroidal en MAST.
Mayo 2000	1MA de corriente de plasma es alcanzado.
Junio 2000	Primer plasma de modo H
Agosto 2002	Se instala la antena de onda
Febrero 2004	Terminada la instalación de nuevo solenoide central y nuevo divertor.
2006	El segundo sistema de calefacción neutral se instala.
2007	Los sistemas de control y adquisición de datos se actualizan
2008	La sala de control de MAST ha sido reformada y han sido mejoradas las instalaciones de participación a distancia para el beneficio del creciente número de científicos colaboradores.

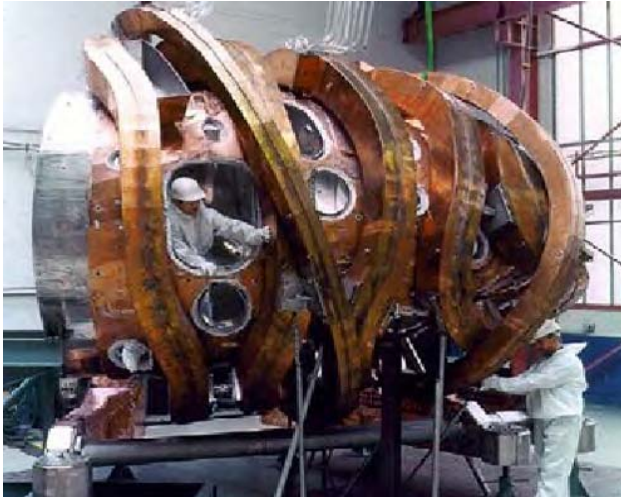
3.6.3.4 Objetivos y logros de MAST

Máquinas como de MAST y START difieren de los tokamaks ordinarios en la forma en que el plasma está en manos de los campos magnéticos. En un tokamak convencional el plasma se mantiene en una configuración toroidal, algo así como un neumático o una rosquilla. En el MAST, el plasma se mantiene en una estricta configuración de forma esférica. MAST continuará añadiendo datos a los ya existentes sobre tokamaks convencionales, ampliando la base de datos, y proporcionando una mayor comprensión del comportamiento de los plasmas toroidales (por ejemplo, los efectos de la formación de plasma y la relación de aspecto). MAST también debe investigar el potencial de la forma tokamak esférica a la energía de fusión. La planta de ST (esférica Tokamak) podría crear una buena base para una fuente de neutrones de volumen, proporcionando un flujo de neutrones para pruebas de materiales y componentes que se están desarrollando para las plantas de energía de fusión del futuro.

Gran parte de esta investigación serán de importancia para el siguiente dispositivo de fusión, el ITER, y así aumentar la contribución de Europa a la asociación internacional.

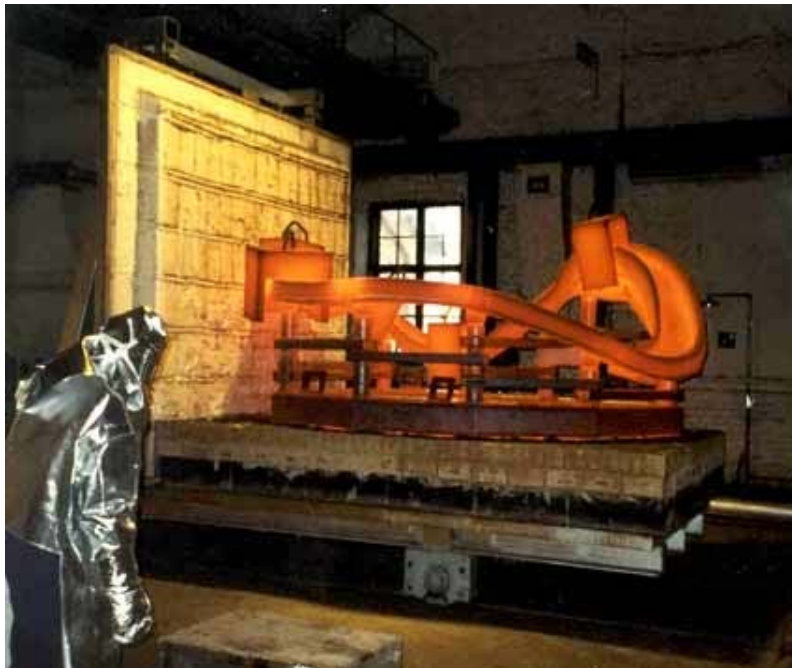
3.6.4 Wendelstein 7-X

3.6.4.1 Introducción de W 7-X



WENDELSTEIN 7-X será el *stellarator* más grande del mundo cuando se termine su construcción en Greifswald (Alemania). Está previsto que el dispositivo comience a funcionar en 2012 y su explotación impulsará las investigaciones en relación con el funcionamiento en

régimen estable de las centrales de fusión. Todas las bobinas de este gran *stellarator* serán superconductoras, lo que lo convertirá en uno de los pocos dispositivos fusión en el mundo preparado para trabajar con pulsos largos, hecho que permitirá estudiar el comportamiento de los plasmas en situaciones similares al estado estacionario. Se espera que proporcione resultados comparables a los actuales de JET.



Fabricación de bobinas

3.6.4.2 Parámetros del Wendelstein 7-X

Mayor radio del plasma	5,5 m
Menor radio del plasma	0,35 m
Campo Magnético	3 T
Tiempo de descarga	<30 minutos estado estacionario con calentamiento por microondas
Plasma	de hidrógeno / deuterio
Volumen de plasma	30 m ³
Poder de calentamiento del plasma	15 MW
Potencia de calefacción adicional	5 MW NBI 1,5 MW ECRH
Densidad del plasma	Hasta 3×10^{20} partículas / m ³
Temperatura del plasma	Hasta 100 millones de grados



Interior del Wendelstein W 7-X

3.6.4.3 Hitos del Wendelstein 7-X

- 1994 IPP Sucursal en Greifswald fue fundada.
- 1996 Los informes de los expertos europeos se terminan. Fase 2: evaluación de costes y la mano de obra: el compromiso de financiación por la Comisión Europea. Los primeros contratos para los componentes del experimento se colocaron con la industria. La fabricación y ensayo de prototipos de componentes en apoyo del diseño de la máquina ha terminado.
- 1999 Wendelstein 7-X prueba la bobina del imán superconductor alcanzando la condición necesarias en el laboratorio TOSKA en el Forschungszentrum Karlsruhe; pruebas completadas.
- 2000 Las pruebas de las Demo-Criostato completadas con éxito.
- 2001 La producción de las bobinas del imán superconductor en marcha.
- 2003 Se emite el primer stellarator
- 2006 La producción del superconductor completado
- 2012 La operación científica está prevista que comience.



Plasma (amarillo) en la bobina magnética (azul)

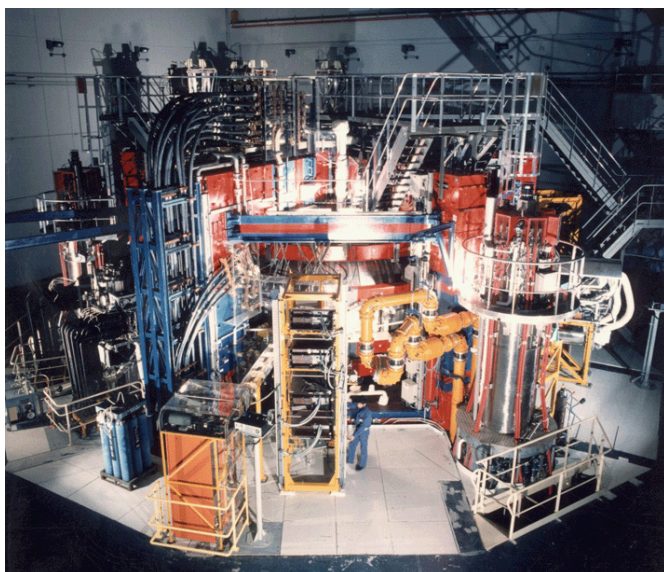
3.6.4.4 Objetivos del Wendelstein 7-X

El experimento Wendelstein 7-X comprende el dispositivo stellarator (bobinas magnéticas, criostato, buque de plasma, y del divertor), los sistemas de calentamiento de plasmas (el uso de microondas y partículas neutras rápidas), las posibilidades de abastecimiento (de energía eléctrica y de refrigeración), control de la máquina, y diagnóstico. Su objetivo es demostrar el potencial de la planta y el avance de los stellarators. La energía y el confinamiento de las partículas serán investigadas en una configuración magnética optimizada y en un funcionamiento estacionario. Después de un proyecto de I + D intensivo el programa del proyecto se encuentra en la fase de adquisición de los componentes principales - sistema de imanes, el criostato, fuentes de alimentación, y diversas herramientas para el montaje.

La pieza central del experimento es el sistema de bobinas, integrada por 50 no planas y bobinas superconductoras del campo magnético. La jaula de campo magnético producirá el confinamiento del plasma hasta temperaturas de 100 millones de grados. Wendelstein 7-X por lo tanto debe ser capaz de dar una prueba convincente de las propiedades de las centrales de stellarators, sin llegar a producir una energía de plasma con rendimiento. Como las propiedades de un plasma de encendido en tokamaks puede ser ampliado en gran medida a stellarators, el experimento puede prescindir de la utilización del combustible de fusión radiactivo, el tritio, lo que supondrá un gran ahorro.

3.6.5 ToreSupra

3.6.5.1 La historia de Tore Supra



La Asociación EURATOM-CEA cubre la parte esencial de la gama de actividades necesarias para avanzar hacia la definición de un reactor de fusión termonuclear controlada. El experimento principal de la Asociación es el tokamak TORE SUPRA, que se inició la construcción en

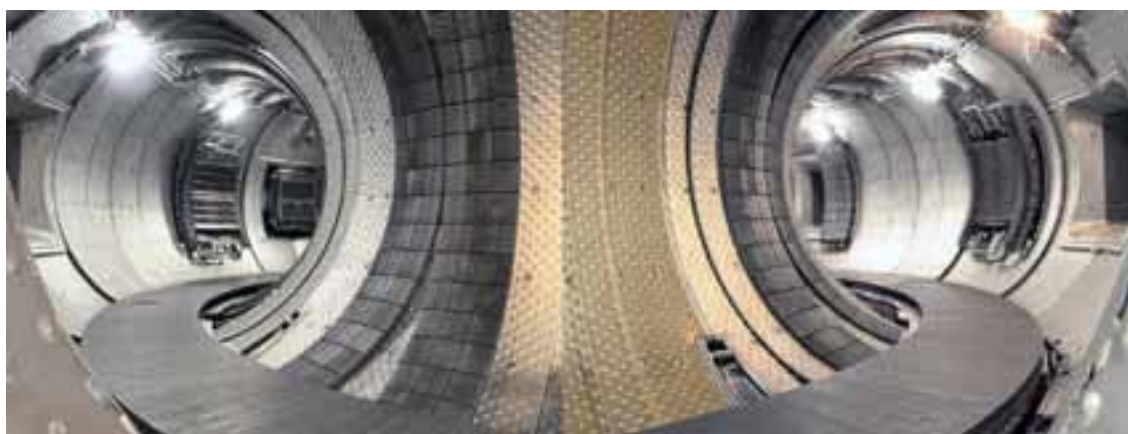
Cadarache (Francia) en 1982 - al mismo tiempo que el tokamaks TFTR (Princeton, EE.UU.) y que el JET (Culham, Reino Unido) inició su operación - para estudiar los plasmas en casi estado estacionario. Tore Supra es uno de los tokamaks más grandes que operan hoy en día y fue el primero que utilizó una serie de bobinas superconductoras toroidales alrededor de la pared para generar un fuerte campo magnético toroidal permanente.

El primer plasma que se alcanzó en el Tore Supra fue en abril de 1988. Desde entonces, el imán superconductor ha trabajado casi sin interrupción. Esto representa un éxito tecnológico importante y un avance importante para la viabilidad del programa de la fusión termonuclear controlada. En 1996 se alcanzó un récord con una duración de plasma de dos minutos con una corriente inducida de casi 1 millón de amperios generados no inductivamente por 2,3 MW.

Este resultado abre el camino para el control activo de descargas de plasma en estado estacionario y la física asociada. La búsqueda de la mejora de resultados ha desencadenado nuevos avances tecnológicos para el plasma frente a los componentes (proyecto CIEL) y la transmisión de corriente no inductiva por las ondas electromagnéticas (proyecto CIMES). La configuración

de nuevos CIEL han sido implementados en el 2002 y el proyecto CIMES se implantó progresivamente entre 2003 y 2005.

El 30 de julio de 2002 un nuevo récord mundial fue alcanzado, gracias a la configuración del nuevo CIEL. Una descarga de plasma de 3 minutos y medio se logró con una producción de energía de 600 Mjulos. Los resultados de Tore Supra y su aceptación internacional son un impulso importante para la realización del proyecto ITER y la preparación de la primera planta de producción de energía



Interior Tore Supra

3.6.5.2 *Parametros de Tore Supra*

Mayor radio de plasma	2,25 m
Menor radio de plasma	0,70 m
Campo magnético toroidal (en el centro del plasma)	4,5 T
Máximo campo magnético en un conductor	9,0 T
Diámetro medio de una bobina de campo toroidal	2,4 m
Plasma de corriente (I)	1,7 mA
Longitud del pulso (inductivo solamente)	30 s
Voltio-segundos para la unidad de plasma actual	15 vs

3.6.5.3 Hitos Tore Supra

- 1977 Diseño conceptual de Tore Supra.
- 1980 Pruebas del modelo de bobinas del campo toroidal
- 1981 Decisión de iniciar el proyecto Tore Supra.
- 1982-
1986 Fabricación de componentes principales.
- 1986-
1988 Montaje de las máquinas.
- 1988 Primera producción de plasma (abril).
- 1988 Fallo de una bobina superconductora (julio).
- 1989 Reparación de bobinas superconductoras.
- 1990-
1995 Optimización de los componentes para el funcionamiento a pulso largo.
- 1995-
1996 Disparos de plasma pulso.
- 1997-
2002 Preparación de una segunda generación de plasma frente a los componentes (proyecto CIEL).
- 2002 La Operación en la configuración del CIEL y mejora del poder de la unidad actual (proyecto CIMES). El logro del récord mundial de descarga de plasma: 3,5 minutos con 600 Mjulos.
- 2003-
2005 Implantación proyecto CIMES

3.6.5.4 Objetivos Tore Supra

Los principales objetivos del Tore Supra comprenden:

- Experiencia en bobinas superconductoras trabajando a temperaturas criogénicas.
- Puesta a punto de tecnologías de primera pared capaces de aguantar flujos de algunos megavatios de potencia por metro cuadrado.
- Obtener experiencia en plasmas de larga duración.
- Control y comprensión del plasma de borde, así como control de la pérdida de calor del plasma.
- Dominio de la tecnología del calentamiento por microondas

3.6.6 Frascati tokamak upgrade

3.6.6.1 Historia de Frascati tokamak upgrade



El laboratorio de física de plasma en Frascati (Italia), que también es llamado el Laboratorio de gas ionizado, fue fundado en la década de 1960 y ahora es parte del Laboratorio Nacional de Frascati. Ha realizado investigaciones en el campo

de la física de altas energías desde 1956, bajo los auspicios del Instituto Nacional de Física Nuclear (INFN). Las actividades de investigación sobre la fusión nuclear controlada comenzaron en 1976, en cooperación con EURATOM, CNR (Consejo Nacional de Investigación) y la industria, en el marco del ENEA Asociación EURATOM.

En los últimos 20 años el laboratorio de física de plasma ha llevado a cabo estudios e investigaciones sobre la producción y comprensión de las propiedades físicas del plasma, con el objetivo de establecer la posible aplicación de la fusión nuclear controlada como fuente de energía limpia. Esta actividad llevó a la construcción de la FT (Frascati Tokamak) prototipo de máquina en la década de 1970 y después de la máquina FTU (Frascati Tokamak Upgrade).

El experimento FT operó desde 1977 hasta 1989. Era un dispositivo toroidal con las siguientes características: muy compacta y de alto valor del campo magnético (10 Tesla), de alta corriente y sistemas de calefacción adicional mediante ondas de radiofrecuencia de alta potencia.

El experimento FTU comenzó a funcionar en 1989. Con base en los mismos principios que FT, ofrece una gran superficie para el acceso de plasma e incluye tres sistemas de inyección de energía por ondas de radiofrecuencia (a 433 MHz, 8 GHz, 140 GHz) que puede inyectar una potencia adicional de hasta 5 MW en el plasma. El objetivo de la FTU es aumentar la temperatura del plasma de alta densidad de entre 50 - 100 millones de grados.

3.6.6.2 Parámetros de FTU

Mayor radio de plasma	0,935 m
Menor radio menor	0,30 m
Campo magnético	8,0 T
Corriente de plasma	1,6 mA
Volumen de plasma	1,6 m ³
Longitud de impulso	1,5 s
Calefacción auxiliar	5,0 MW



3.6.6.3 Hitos de FTU

1982	La aprobación de EURATOM.
1983	Comienza la construcción.
1990	Primer plasma.
1990	Primer gran campo toroidal y circuitos de alta descarga $I_p = 1\text{MA}$ $B_T = 7,2\text{ T}$
1993	En primer híbrido inferior (LH) de la antena.
1995	Limitador toroidal instalado.
1998	Valor de registro de la temperatura electrónica central ($T_e = 15\text{keV}$).
1999	Primera ola de iones de Bernstein (IBW) en los experimentos.
2000	Rendimiento óhmico completo $I_p = 1,6\text{ MA}$ $B = 8\text{T}$.
2000	Fase casi constante de mejora y mayor producción de neutrones ($2 \times 10^{13}\text{ n / s}$) en los vertidos 8T/1.25MA con la inyección de pellets múltiples.
2000	Primera observación de la absorción de las ondas de CE, por el LH producido cola de electrones rápidos.
2001	El poder LH completo (2.1MW en el plasma).
2002	De larga duración la barrera de transporte interno con ECRH y LHCD en la rampa actual.

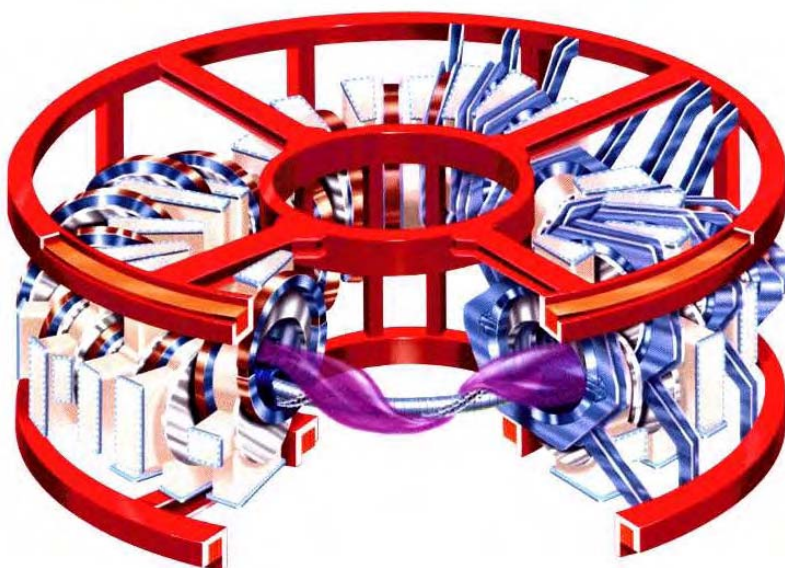
3.6.6.4 Objetivos de FTU

El objetivo del FTU es el estudio del transporte, la estabilidad y el plasma con un campo magnético de valores cercanos a los del ITER. El FTU ha operado con éxito hasta los valores de diseño de $B = 8\text{T}$, $I = 1.6\text{mA}$ debido a la titanización recientemente instalada y los sistemas de boronización que permiten una pronta recuperación de las interrupciones y el funcionamiento de un plasma muy limpio. FTU está equipado con tres sistemas de calefacción de radiofrecuencia cuyas principales características son similares a los que albergará el ITER. Hay que tener en cuenta que el FTU se caracteriza por el calor dominante de electrones a alta densidad, similar a la situación de la combustión de plasma, en la que las partículas alfa producidas por la reacción DT son frenadas por los electrones. Este no es el caso en muchos de los experimentos de Tokamak actuales, que se caracterizan por el calentamiento de iones o por calentamiento a baja densidad de electrones.

2.6.7 TJ II

2.6.7.1 Historia del TJ □□

El TJ-II es un dispositivo experimental de fusión termonuclear por confinamiento magnético de tamaño medio de la clase *stellarator* del tipo *heliac* flexible. Actualmente es el único *stellarator* europeo en funcionamiento. Está situado en las instalaciones del Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT) en Madrid.



Modelo del TJ-II.

El TJ-II es el resultado de los estudios realizados por el equipo de físicos e ingenieros del CIEMAT en colaboración con el laboratorio ORLN de Oak-Ridge (EE. UU.) e IPP de Garching (Alemania). El Proyecto TJ-II recibió apoyo preferencial de EURATOM en 1986 en la fase I (Física) y en 1990 en la fase II (Ingeniería).

En el TJ-II el confinamiento magnético se obtiene mediante varios conjuntos de bobinas que configuran totalmente las superficies magnéticas antes de generar el plasma. El campo toroidal se configura con 32 bobinas. El giro tridimensional del eje central de la configuración se genera mediante dos bobinas centrales: una circular y otra helicoidal. La posición horizontal del plasma se controla mediante las bobinas de campo vertical. La acción conjunta

de estos campos magnéticos genera superficies magnéticas con forma de "judía" que guían las partículas del plasma para que no choquen con las paredes de la cámara de vacío.

Para calentar el plasma del TJ-II se utilizan los siguientes sistemas de calentamiento: microondas a la frecuencia ciclotrónica de los electrones (ECH, 1 MW) e inyección de haces de átomos neutros de hidrógeno (NBI, hasta 4 MW). Los sistemas de control y de adquisición de datos han sido diseñados y desarrollados en su mayor parte por el CIEMAT.

Esta máquina experimental no tiene por finalidad alcanzar la fusión termonuclear, sino producir en condiciones de confinamiento magnético, un plasma de diferentes configuraciones helicoidales, estudiar su comportamiento y ayudar a determinar cuál es el más idóneo para los futuros dispositivos de fusión termonuclear.

3.6.7.2 TJ-II Parámetros

Mayor radio del plasma	1,5 m
Medias del campo magnético	1 T
Número de bobinas	32
Rango de radio medio de plasma	$0,10 < a < 0,25$ m
Rango de corte	$-1 < S < 10\%$
Temperatura del plasma	De 7 a 10 millones de grados centígrados
Densidad del plasma	$1,6 \times 10^{19} / \text{m}^3$

3.6.7.3 Objetivos del TJ II

La finalidad de los experimentos de TJ II es profundizar en el estudio de la física de los dispositivos con eje magnético helicoidal. La operación del TJ II comprende tres fases: en la primera se utilizan hasta 600kW de calentamiento ECRH, en la segunda se disponen de 3MW de calentamiento por NBI y por último en la fase tres se lleva al TJ II a su límite de beta.

Se ha desarrollado un programa experimental destinado a lograr los objetivos previstos. Se ha definido cuatro grandes grupos de experimentos y en cada uno de ellos están asociados experimentos más concretos.

Estudio del confinamiento. Con estos estudios se pretende entender mejor los parámetros que influyen en el confinamiento del plasma, así como la manera como lo hacen. Se presta especial atención a los siguientes fenómenos:

- Superficies magnéticas y estudio de los errores de campo.
- Plasmas de baja colisionalidad. Efectos de las partículas atrapadas sobre el confinamiento del plasma.
- Partículas rápidas
- Transporte fuera del equilibrio.
- Estructuras del núcleo del plasma.
- Transporte de partículas.

Estudio de procesos cinéticos electrónicos. Estos estudios se refieren a los procesos cinéticos producidos por ondas en la resonancia ciclotrónica de los electrones. Ayudarán a comprender mejor este método de calentamiento. Incluye los siguientes experimentos:

- Estudios de la corriente inducida por estas ondas en el TJ II.
- Modulación de potencia y perfil de posición.

Estudios de fluctuaciones. Estos estudios se centran en la producción de posibles inestabilidades, así como la manera de evitarlas. Se analizan:

- Fluctuaciones de la temperatura electrónica y los mecanismos de generación de las mismas.
- Turbulencia magnética.
- Fenómenos no estacionarios.
- Control de confinamiento y turbulencia.
- Estudios comparativos en dispositivos con configuraciones magnéticas diferentes.

Interacción plasma-pared. En este grupo de experimentos se estudia la física del borde de plasma y la interacción con la pared, que comprenden:

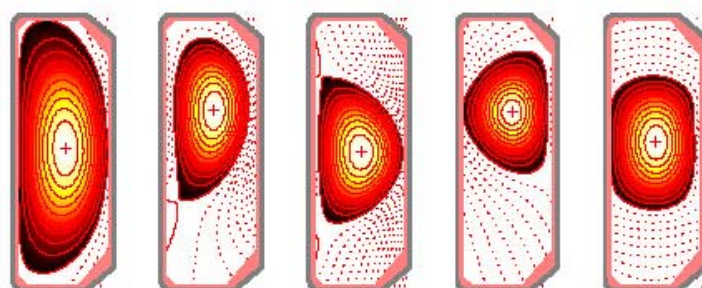
- Estudios de reciclado.
- Estudios de sondas de superficie.

3.6.8 TCV

3.6.8.1 El dispositivo

El tokamak TCV (Tokamak con geometría variable), que entró en operación en noviembre de 1992 en la Lausana (Suiza), sede de la Asociación EURATOM-CRPP (Centro de Investigaciones en Física de Plasmas), es la mayor instalación experimental en el Instituto Federal Suizo de Tecnología de Lausana (EPFL). El propósito de este dispositivo es explorar un nuevo territorio en la operación tokamak utilizando un diseño flexible, que permite dar forma al plasma. Tanto la estabilidad MHD y confinamiento del plasma son sensiblemente dependientes de la configuración de plasma.

La pared interior del buque TCV está totalmente protegida por cuadros de carbono, a excepción de los diagnósticos y los puertos de calefacción. La gran variedad de diagnósticos instalados han sido diseñados para proporcionar una cobertura independientemente de la forma de plasma y la posición.



3.6.8.2 Parámetros

Mayor radio del plasma	0.88 m
Menor radio del plasma	0.24 m
Máxima elongación	2.9
Relación de aspecto	3.6
Campo magnético toroidal	1.43 T
Duración del plasma (Max)	2 s

3.6.8.3 Hitos de TCV

1976 Primera propuesta para construir TCV por la nueva Asociación Suiza.

1985 Segunda propuesta para construir TCV

1986 La aceptación de la ayuda EURATOM para "Tokamak con geometría variable"

1992 Primera descarga de plasma en TCV.

1996 Puesta en marcha de las bobinas en recipiente vertical para operar a elongación extrema.

1996 Primer plasma TCV con $I_p > 1\text{mA}$.

1997 Primer alargamiento de plasma $K_a > 2,5$, estableciendo un nuevo récord mundial para el alargamiento de plasma en la relación de aspecto convencional.

1999 Creación de la primera barrera de transporte interno en TCV con $E_T(0) \geq 10\text{ keV}$.

2000 Registro de TCV para K elongación se eleva a 2,8, récord mundial de tokamaks en la relación de aspecto convencional.

2006 Primer logro de calefacción de electrones Bernstein en un tokamak.

3.6.8.4 TCV Logros

La experiencia adquirida en TCV contribuye a la optimización de los tokamak, puesto que se ha encontrado una mejora directa en el confinamiento con alargamiento, lo que conlleva a la introducción de un factor de forma que permita lograr una ampliación en el tiempo de confinamiento del plasma.

3.6.9 RFX

3.6.9.1 Historia del RFX

La investigación sobre la fusión en Padua empezó en 1958 con un pequeño grupo de la Universidad. En los años setenta, la investigación pasó de la Theta inicial de experimentos emergente en un dispositivo lineal de confinamiento magnético, que confina el plasma en geometría cilíndrica utilizando una corriente poloidal y un campo magnético axial, hacia el estudio del campo invertido (RFP).

El RFP es un dispositivo de confinamiento magnético toroidal, similar a un tokamak, en el que el poloidal y los campos magnético toroidales son de magnitud comparable. Es capaz de mayores corrientes de plasma y de soportar presión para un determinado campo magnético externo.

En 1984, al Grupo de Padua se le confió el experimento de campo invertido (RFX), que recibió el apoyo prioritario del EURATOM. Este proyecto conlleva el estudio de los anillos de plasma en un campo de configuración inversa de gran tamaño, con corrientes de hasta 2 MA y una duración de pulso de hasta 0,25 s. La máquina de RFX comenzó a funcionar en 1992, y ha estado trabajando intensamente en los años siguientes. Debido a los equipos sofisticados de diagnóstico del dispositivo se ha podido analizar una amplia gama de fenómenos de la física y realizar comparaciones más precisas a las predicciones teóricas.

Desde el 13 de mayo de 1996, la Unidad de Investigación de Padua de la Asociación Euratom-ENEA ha sido incorporada formalmente en el Consorzio RFX, cuyos miembros son CNR, ENEA, Universidad de Padua y una empresa local.

El 17 de diciembre de 1999 un incendio destruyó parte de los suministros de energía RFX, provocando un largo cierre de las actividades experimentales. Desde entonces, la mayoría de los esfuerzos se han dedicado a la reconstrucción de la instalación experimental y la aplicación de varias

mejoras, cuyo objetivo es seguir ampliando el alcance científico de RFX. El experimento de RFX vez entró en funcionamiento a finales de 2004.

3.6.9.2 Hitos de RFX

1958	El estudio sobre el confinamiento de plasma lineal comienza en Padua en el Instituto Universitario de Ingeniería Eléctrica, con la colaboración del Instituto de Física.
Principios de 1970	Estudios del plasma toroidal comenzará en el Eta Beta I y el Eta Beta II, construido con el apoyo prioritario de EURATOM.
1976	Eta Beta junto con los resultados de otros laboratorios confirman la teoría de Taylor.
1979	En el Eta Beta II se reproduce el llamado "reposo" de las condiciones de plasma.
1979-1982	Los resultados experimentales estimular aún más la investigación sobre el campo inverso; una máquina más grande (RFX) se ha diseñado en colaboración con Culham (Reino Unido) y los Laboratorios de Los Álamos (EE.UU.).
1984	El experimento de RFX, que se construirá en Padua, ha sido aprobado con un apoyo prioritario de EURATOM.
1985-1991	Construcción de RFX.
1992	RFX entra en funcionamiento.
1996	El consorcio del RFX es creado por el CNR, ENEA, Universidad de Padua y una empresa local.
1992-1996	Actividades experimentales sobre RFX.
1999	El 17 de diciembre de 1999, un incendio destruye parte de las fuentes de alimentación RFX, provocando un cierre prolongado.
2000-2001	La restauración y el diseño de nuevos componentes.
2001-2003	La reconstrucción y la aplicación de las modificaciones de la máquina.
2004	RFX reinicia las actividades experimentales.

3.6.9.3 Objetivos de RFX

El objetivo del Consorcio RFX es impulsar las actividades de investigación científica y tecnológica en el campo de la fusión termonuclear. Para así contribuir al diseño y desarrollo de actividades esenciales para la realización de las nuevas tecnologías y al desarrollo de equipos y dispositivos. Además, posee un programa de prácticas para jóvenes físicos e ingenieros que garantiza una estrecha colaboración con las Universidades.

Los resultados científicos más importantes pueden resumirse como:

- Mejora de la reclusión de la energía mediante la reducción de la turbulencia magnética a través del control del perfil actual.
- Reducción del transporte de partículas en la región externa mediante la reducción de la turbulencia electrostática a través de la configuración de perfil de velocidad.
- Que la demostración de la "dínamo" de que mantiene la configuración RFP tiene un origen MHD y que no está necesariamente asociada a un campo magnético caótico.
- Descubrimiento de los fenómenos de la intermitencia, observó más tarde también en Tokamaks y Stellarators, que permite una comprensión de la transferencia de energía desde grandes a pequeñas escalas y permite la identificación de las estructuras coherentes que salen de las turbulencias, el desarrollo de herramientas para actuar sobre las estructuras coherentes.

3.7 Beneficios derivados de la I+D de fusión

La estrecha colaboración entre los Asociados a la fusión y la industria en la resolución de los problemas planteados en el seno del programa de I+D ha generado aplicaciones indirectas en numerosas áreas. Figuran entre ellas:

- Sistemas de telemanipulación
- Fabricación de semiconductores
- Grabado y deposición por plasma de área extensa
- Litografía del ultravioleta extremo (EUVL)
- Máscaras EUV para deposición de película fina
- Elementos ópticos EUV de precisión
- Microlitografía de rayos X
- Matriz de haz de electrones para escritura directa utilizando emisores de campo de nanotubos
- Implantación de iones
- Pantallas de plasma para televisión de alta definición

También podemos encontrar múltiples ejemplos de aplicaciones indirectas de la fusión en las siguientes áreas de la tecnología:

Medicina y salud

- Perforación de cavidades con láser
- Separación de isótopos médicos (láser/rf)
- Soldadura de tejidos
- Catéter de rayos X
- Monitor de glucosa continuo
- Sistema de láser fotoacústico para el emulsionado de coágulos de sangre
- Imágenes en odontología
- Esterilización de cereales y pasteurización de la leche
- Imágenes por resonancia magnética (MRI)

Potencia pulsada y conversión de potencia

- Unidades de conversión de potencia IGBT para trenes, autobuses y máquinas para movimiento de tierras
- Radar de impulsos de microondas (MIR)
- Generación, transmisión, almacenamiento y acondicionamiento de energía, limitación de sobrecargas y motores

Procesamiento de materiales

- Martillado láser
- Modificación de superficies por haz iónico
- Sinterización por microondas
- Deposición química en fase de vapor mejorada (EPCVD)
- Fabricación de materiales ópticos
- Crecimiento rápido de cristales
- Mecanización por láser

Superconductividad

- Resonancia Magnética Nuclear (NMR)
- Ciclotrones superconductores para producción de isótopos y radiografía neutrónica
- Sincrotrones superconductores para litografía de rayos X
- Separación magnética de materiales (p. ej., arcilla)
- Imágenes por resonancia magnética (MRI)

Propulsión espacial

- Propulsores de magnetoplasma

Tratamiento de residuos

- Antorcha de plasma
- Vitrificación de residuos
- Ablación de criopastillas
- Separación de isótopos
- Espalación por microondas de superficies contaminadas
- Catálisis asistida por plasma

Se presentan a continuación diez ejemplos concretos para ilustrar la diversidad existente no sólo en cuanto a tecnologías, sino también en cuanto a distribución geográfica en los Estados participantes en el programa de fusión y en cuanto a tamaño de las empresas implicadas.

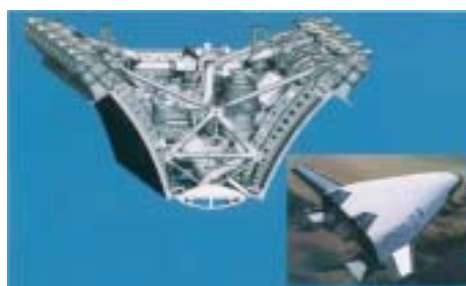
Componentes de flujo de calor intenso

Plansee AG, Reutte (Austria) es una empresa activa en numerosos campos tecnológicos, como la pulvimetalurgia, el conformado y ensamblado de metales y los materiales refractarios, cerámicos y compuestos. En colaboración con el CEA, Cadarache (Francia), ha desarrollado métodos para una unión específica de compuesto de fibra de carbono (CFC) que se utiliza en el limitador de bombeo de Tore Supra/CIEL. Esta tecnología tiene aplicación asimismo en los componentes de flujo intenso refrigerados activamente en otras áreas.



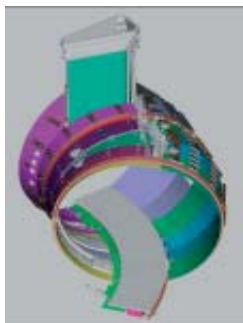
Contactos eléctricos:

El primer desarrollo de la Active Metal Casting (AMC) para el enlace Tungsteno-CuCrZr ha generado aplicaciones en los conmutadores eléctricos de altas prestaciones



Proyecto lanzadera espacial (X33)

Desarrollo de material de flujo de calor intenso: enlace CFC-metal con tratamiento AMC y láser para aeropiques de motores de cohetes.



Limitador de bombeo toroidal del Tore Supra (TPL):

- Unión específica de componentes de flujo de calor intenso refrigerados activamente: enlaces carbono fibra carbono (CFC) – CuCrZr utilizando AMC y tratamiento específico con láser.
- Potencia >10 MW/m² en continuo.

Anemometría láser para ensayos de rendimiento de turbinas eólicas



Los doctores René Skov Hansen y Sten Tronæs Frandsen, del Laboratorio Nacional Risø (Dinamarca) aplican tecnologías desarrolladas para el diagnóstico de plasmas en la fusión a la construcción de un anemómetro que permita medir la velocidad del viento delante de una turbina eólica. La empresa escocesa Ferranti Photonics Ltd. es responsable, junto con Risø, del desarrollo del láser, y dos empresas danesas, NEG-Micon y WEA Engineering, trabajan en los ensayos y en el desarrollo del

sistema de control.

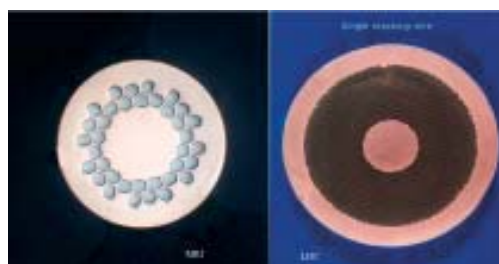
El Departamento de Óptica y Mecánica de Fluidos del Laboratorio Nacional Risø ha adquirido experiencia en el uso de láseres de CO₂ en los anemómetros dentro de un proyecto, relacionado con la fusión, de medida de campos de velocidades en plasmas, en el que ha podido demostrarse la existencia de un vínculo claro entre el confinamiento del plasma y la intensidad de la turbulencia. Esta experiencia está aplicándose al desarrollo de nuevas tecnologías para su uso en turbinas eólicas.

Superconductores para Imágenes por Resonancia Magnética (MRI)

Alstom (Francia) ha adquirido experiencia en I+D sobre superconductores, colaborando con el CEA en el desarrollo de los sistemas de imanes para el experimento Tore Supra en Cadarache. La tecnología, que comporta hilos de NbTi superconductores, se aplica en la producción a gran escala de hilos para los imanes utilizados en las Imágenes por Resonancia Magnética (MRI). La MRI se utiliza actualmente de manera rutinaria en muchos grandes hospitales para explorar tejidos orgánicos.



De la I+D sobre superconductores Para Tore Supra: Hilos de NbTi (10 000 filamentos – 23 micrómetros De diámetro), fabricación a gran escala (20 toneladas en 1984- 86) con control continuo.



Hilos simples superconductores de NbTi para imanes de MRI (36 filamentos – 40 micrómetros de diámetro).
Hilos más sofisticados para el LHC (5000 filamentos – 6 micrómetros de diámetro).



Implantación en Alstom de la producción a gran escala de hilos de NbTi para Imágenes por Resonancia Magnética: imanes para MRI (2 000 año) y para grandes dispositivos científicos como el gran colisionador de hadrones (LHC) del CERN (500 toneladas de NbTi). Se ha conseguido mejorar el control de calidad mediante control en línea continuo.

Aplicaciones industriales de los girotrones y fuentes de microondas de alta potencia

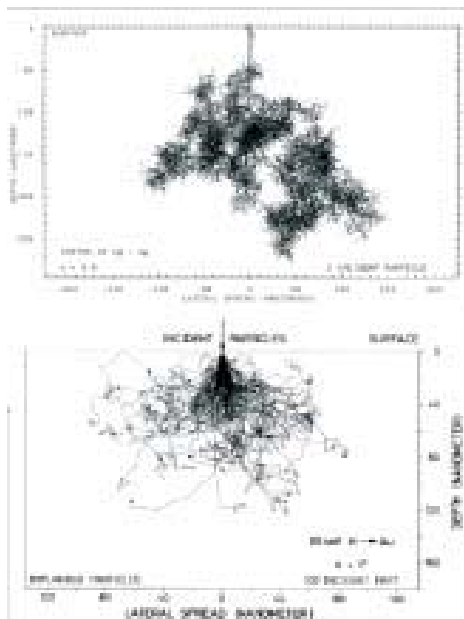


Dentro del programa europeo de fusión, un consorcio de Asociaciones, FZK, CRPP, CEA, TEKES y NTUA ha acumulado unos conocimientos prácticos considerables en el diseño de fuentes de microondas de elevada potencia específicas (girotrones) que se utilizan para calentar plasmas de fusión a la frecuencia de resonancia ciclotrónica de electrones. Actualmente se procede a transferir estos conocimientos a la industria europea Thales Electron Devices para su aplicación en la producción de tubos de

girotrón para otros experimentos de fusión, incluidos Tore Supra de Cadarache, TCV de Lausana, Wendelstein 7X de Greifswald (Alemania) y también el ITER.

Paralelamente a las actividades relacionadas con la fusión, los conocimientos sobre girotrones y microondas de alta potencia están aprovechándose en la investigación y desarrollo relativo al proceso de materiales, donde es objeto de un interés creciente por parte de la industria. La ventaja esencial de esta tecnología es que proporciona una fuente de calentamiento instantáneo, volumétrico y homogéneo utilizable en diversos procesos industriales. En particular para materiales de baja conductividad térmica, tales como polvos, polvos compactos, polímeros, vidrio o compuestos, el calentamiento con microondas puede propiciar una reducción considerable del tiempo de proceso y del consumo de energía en comparación con el calentamiento por resistencias o por gas convencional. Existen varios ejemplos de colaboración entre la industria y el programa interno de transferencia de tecnología de FZK, así como dentro de programa marco europeo.

De las interacciones plasma-pared a la tecnología de semiconductores



En el IPP de Garching se han desarrollado dos programas informáticos, TRIM y TRIDYN, para analizar los daños que pueden ocasionar los iones del plasma rápidos al incidir en las paredes de la vasija de plasma de un dispositivo de fusión. Estos programas simulan las trayectorias de los iones que penetran en la pared con una energía y un ángulo de incidencia dados. Tal cosa se consigue siguiendo el comportamiento en la colisión de los proyectiles y observando los átomos del sólido bombardeado. Es posible

registrar toda la cascada de colisiones y describir cualquier erosión de la superficie o reflexión de los iones. De esta manera se puede determinar la profundidad de penetración y el daño infligido al material por cualquier partícula incorporada. El programa TRIDYN tiene en cuenta asimismo los cambios dinámicos en la composición de las muestras resultantes del bombardeo iónico. Desde su creación en los años ochenta, han usado los programas en torno a 90 empresas e instituciones distintas, p. ej., IBM de Maguncia, el Fraunhofer-Institut für Siliziumtechnologie (ISIT) de Itzehoe y el Laboratoire d'Analyse des Matériaux, CRP de Luxemburgo, y en la actualidad se utilizan en todo el mundo: Europa, Australia, Estados Unidos, Japón. Su principal aplicación está en la implantación iónica, por ejemplo en el proceso de dopado que forma parte del desarrollo de semiconductores, en el que se adaptan específicamente las propiedades electrónicas de un semiconductor mediante la incorporación de átomos extraños.

Utilización en la industria microelectrónica de avances en el diagnóstico de plasmas

Scientific Systems Ltd es una empresa de envergadura y de éxito derivada de la investigación de la Irish Fusion Association Euratom DCU. El Dr. Michael Hopkins, Presidente, Director general y cofundador de Scientific Systems Ltd es un antiguo Director del Plasma Research Laboratory que trabajaba en fuentes de haces de iones negativos y diagnóstico de plasmas para aplicaciones de fusión. En 1998 abandonó el Laboratorio para crear Scientific Systems Ltd.

Scientific Systems fabrica sistemas de diagnóstico de plasmas de primera línea, monitores de potencia e impedancia, sondas de flujo iónico y sondas Langmuir avanzadas que utilizan en todo el mundo los laboratorios de investigación sobre plasmas y las industrias de fabricación basadas en plasmas, incluidos los sectores de revestimientos de película fina y semiconductores. Las técnicas de diagnóstico son similares a las desarrolladas inicialmente en la Asociación DCU para investigar el acoplamiento de potencia RF y los fenómenos del plasma en fuentes de iones negativos para su aplicación en el calentamiento de plasmas de fusión. En Scientific Systems se ha adaptado esta tecnología para soportar los rigores de la aplicación industrial, fundamentalmente en el procesamiento de semiconductores. Sus sensores se utilizan mucho en la industria de semiconductores durante el desarrollo de equipos, y están instalados en cadenas de producción avanzadas.

Scientific Systems Ltd., que cuenta actualmente con 60 empleados, recibió en 2000 el Premio Nacional de Innovación concedido por el Programa de ciencia, tecnología e innovación del Gobierno irlandés. El producto ganador, SmartPIM, es un sensor de plasma dentro de la línea de producción que pone de relieve características y defectos con una elevadísima resolución midiendo varios parámetros críticos del plasma.



SmartProbe™: La sonda Langmuir número uno en cuanto a exactitud, fiabilidad y prestaciones.



La sonda de flujo iónico (IFT™): hace posible el control en tiempo real de la densidad del plasma.

Hilos para sistemas de bobinas superconductoras

Europa Metalli (EM) inició la fabricación de hilos de múltiples filamentos de NbTi en 1977, trabajando en estrecha colaboración con el Laboratorio de Superconductividad Aplicada del ENEA ubicado en Frascati. Los hilos de Nati resultantes de los trabajos de desarrollo se encuentran en el conductor utilizado para fabricar un solenoide de 2m de altura, 1,3m de diámetro y 6T aún en funcionamiento, como aportación italiana a la instalación europea de ensayos SULTAN, en el CRPP de Villigen (Suiza).

Más recientemente, Europa Metalli ha ganado licitaciones internacionales de suministro de hilos de NbTi para aceleradores de partículas. Los dipolos y cuadripolos superconductores del acelerador DESY de Hamburgo (Alemania) están hechos de hilos de NbTi de EM fabricados en los ochenta. Ejemplos adicionales son el sistema magnético superconductor del Gran colisionador de hadrones (LHC), un acelerador de partículas en construcción en el CERN de Ginebra (Suiza) y las bobinas de campo poloidal del proyecto ITER. En la fig.1 se muestra la sección transversal de un hilo. Los conocimientos adquiridos se han aplicado asimismo en la fabricación de hilo de NbTi para sistemas médicos de MRI, en los que resulta imprescindible una distribución altamente simétrica de los filamentos superconductores, según se muestra en la fig. 2.

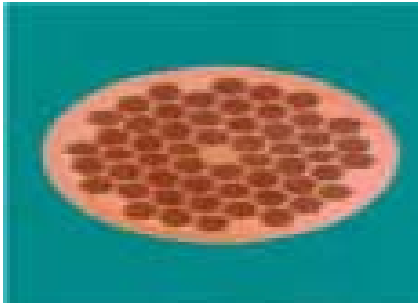


fig. 1 hilo multifilamento de NbTi para el LHC.

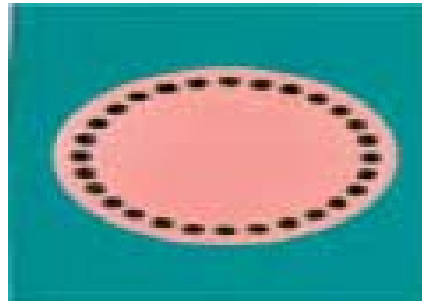


fig. 2 hilo de NbTi para aplicaciones de MRI.

EM consiguió reforzar sus capacidades de fabricación industrial de hilos de Nb₃Sn con interior de estaño con el fin de hacer frente a un contrato de Euratom referente a 4000 kg de un hilo multifilamento de 0,81mm para el programa de modelos de bobinas del ITER que se muestra en la fig.3. Otro ejemplo de aplicación de los conocimientos adquiridos ha sido la fabricación de un hilo de Nb₃Sn de elevada densidad de corriente crítica para aplicaciones en sistemas de imágenes por Resonancia Magnética Nuclear (NMR) de campo elevado y frecuencia elevada utilizados en investigaciones biológicas.

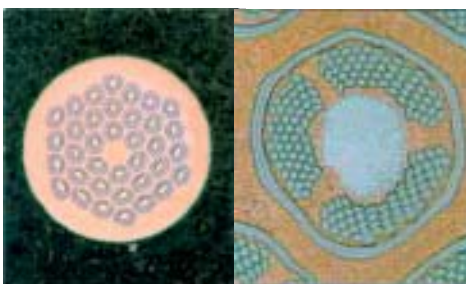


fig. 3
Sección transversal del hilo multifilamento de Nb₃Sn para el ITER. A la izquierda, vista ampliada de uno de los 36 haces de su interior.

Propulsión de plasma para propulsores espaciales avanzados

Se están aplicando los diagnósticos desarrollados para el estudio de la física del borde en el experimento RFX realizado en Padua al estudio de la turbulencia en un prototipo de propulsor magnetoplasmadinámico para aplicaciones satelitales que funciona en el Centrospazio de Pisa.

Se están desarrollando propulsores magnetoplasmadinámicos para misiones espaciales a gran distancia. A intensidades elevadas, se alcanza un régimen crítico que causa una degradación de la eficiencia de la propulsión. Se han medido la densidad de electrones y la temperatura en la estela del propulsor mediante una matriz de sondas Langmuir utilizadas ya en el experimento de fusión RFX. Las medidas han puesto de relieve la existencia de acusadas fluctuaciones asociadas a la pérdida de propulsión. El análisis de la fluctuación, efectuado con los mismos instrumentos utilizados para los datos del plasma de fusión, reveló estructuras espaciales y frecuencias preferidas en función de la potencia y del campo magnético externo. La información que aportan estos resultados resulta esencial para comprender el origen de las instabilidades, lo que permitirá atenuarlas, y restaurar la eficiencia de la propulsión.

De la I+D sobre fusión a los tejidos de alta tecnología

La Bonas Machine Company es uno de los primeros fabricantes del mundo de telares electrónicos que permiten a las empresas textiles producir telas y tejidos de muy alto valor añadido a partir de diseños generados por ordenador. Noventa y nueve por ciento de los telares fabricados por Bonas se exportan.

El asesoramiento técnico del personal de UKAEA Fusion ha ayudado a la empresa a mantenerse por delante de la competencia. El Dr. Norman Waterman, Director general de Quo-Tec –asesoría sobre transferencia de tecnología especializada en materiales avanzados– propició la relación entre UKAEA Fusion y Bonas. Quo-Tec lleva diez años prestando servicios a Bonas, y entiende bien su negocio y sus nuevas necesidades en materia de tecnología.

Quo-Tec, en las conversaciones con responsables de UKAEA Fusion mantenidas con motivo de la realización de un estudio de viabilidad sobre los nuevos materiales necesarios para los componentes de la primera pared y del divertor de los tokamaks, tuvo conocimiento de sus extraordinarias competencias en materia de microactuadores y diseño de unidades de alimentación conmutadas.

Se han estudiado los problemas de diseño de diversos conceptos de actuador con vistas a mejorar más aún las prestaciones de los telares Bonas. El resultado neto del asesoramiento de UKAEA Fusion a Bonas es un microactuador que, cuando el precio de los elementos clave descienda por debajo de cierto umbral, podría convertirse en la base de un telar completamente nuevo.



«El solapamiento tecnológico entre Bonas Machine Company y la fusión se refiere esencialmente a los requisitos de las estructuras electromecánicas de larga duración sometidas a fuertes tensiones».

Materiales compuestos de carbono- carbono en frenos de alto rendimiento

Dunlop Aviation forma parte de Dunlop Aerospace Limited, empresa fabricante de equipos aeroespaciales. Dunlop Aviation diseña y fabrica ruedas, frenos, sistemas de frenado y sistemas de protección contra el hielo para aeronaves civiles, regionales, empresariales y militares. Forman parte igualmente de Dunlop Aerospace Limited las empresas Dunlop Precision Rubber, Dunlop Equipment y Serck Aviation.

Dunlop Aviation ha suministrado aproximadamente 6 toneladas de losetas en bruto de compuestos carbono-carbono (C-C) a instalaciones de fusión del JET, UKAEA y otros proyectos en todo el mundo. Además, ha participado en los trabajos, financiados con fondos europeos, de desarrollo de C-C con propiedades térmicas mejoradas para satisfacer los requisitos de la próxima generación de máquinas de fusión. Gracias a los éxitos conseguidos en este campo la cartera de productos de la empresa no se limita ya a su mercado aeroespacial de origen.

El suministro de losetas C-C utilizadas en los componentes frente al plasma del divertor y de la primera pared de las máquinas de fusión ha permitido incrementar la eficiencia de la producción y reducir los costes en los productos de su negocio principal.

Dunlop Aviation fabrica materiales C-C esencialmente para su uso como discos de fricción en frenos de aeronaves, pero también en aplicaciones de fricción no relacionadas con la aviación, como frenos de ferrocarril, frenos y embragues para la Formula 1 y otras aplicaciones en la competición automovilística.

3.8 Seguridad e impacto ambiental de la fusión

3.8.1 Introducción

Las centrales eléctricas de fusión tienen muy bajos niveles de combustible en la cámara de combustión. Que no se queman ni producen material fisible. Los productos del proceso de fusión en sí son benignos, de modo que el tritio y la activación de neutrones de los materiales serán las únicas fuentes de los posibles riesgos radiológicos. Las estaciones de alimentación no emiten ninguno de los gases de efecto invernadero. Con un diseño adecuado, estas características inherentes pueden ser explotadas para proporcionar seguridad y sustanciales ventajas ambientales. Estas posibilidades han sido exploradas en una serie de estudios, dentro del programa europeo de fusión, llamado de seguridad y evaluación ambiental de la energía de fusión. (SEAFP).

El primero de estos estudios llevó a la publicación en 1995 del informe sobre la Seguridad y la Evaluación Ambiental de Energía de Fusión (SEAFP-1). El trabajo realizado para SEAFP-1 confirmó la seguridad y las características ambientales de la energía de fusión.

La evaluación SEAFP-1 también ha ayudado a identificar las cuestiones que necesitaban más estudio y una comprensión más profunda. En consecuencia, una serie de estudios de seguimiento (llamados SEAL, SEAFP-2 y SEAFP-99) se pusieron en marcha que llevaron adelante el trabajo en esta área. Con estos estudios se amplió y mejoró el análisis y se actualizaron las especificaciones de los materiales utilizados en los diseños [3,4,5,6]. Los análisis detallados y los resultados han sido publicados en las actas de muchas conferencias internacionales sobre la tecnología de fusión.

3.8.2 Conceptos de seguridad en la fusión

Objetivos de seguridad de fusión

Los objetivos ambientales y de seguridad básicos de las centrales eléctricas de fusión se originaron con las conclusiones de la década de 1990 de la Junta de Evaluación independiente de la fusión. La Junta determinó que la fusión tiene inherentes ventajas medioambientales y de seguridad sobre otras alternativas de generación de electricidad, y agregó que era necesaria una demostración convincente de estas ventajas y destacó dos puntos centrales:

- Debe quedar claramente demostrado que el peor accidente posible de fusión no constituirá ningún riesgo importante para la población fuera del perímetro de la planta y que podría dar lugar a la evacuación.
- Los residuos radiactivos procedentes de la explotación de una central de fusión no deberían requerir de un aislamiento geológico del entorno por un largo intervalo de tiempo y por lo tanto no debe constituir una carga para las generaciones futuras.

La Junta consideró que se trataba de objetivos viables si se acompañan de un cuidadoso diseño y de los materiales correctos. Estos han sido los objetivos de los estudios SEAFP.

Características de seguridad en la fusión

La fusión potencialmente ofrece las siguientes tres áreas de seguridad y ventajas medioambientales:

- No hay emisiones que favorezcan el cambio climático
- Las operaciones de una central de fusión no emiten gases de efecto invernadero a la atmósfera. Sin embargo, la fabricación de los componentes de una central eléctrica de fusión, como ocurre con la mayoría de procesos industriales, podría implicar una cierta producción de estos gases de efecto invernadero.

- Bajas consecuencias aún en el peor accidente posible.

Esta función potencial se deriva de algunas de las principales características de seguridad favorables de la fusión, que constituyen las diferencias cualitativas con la fisión:

La energía del plasma está autolimitada por los procesos inherentes.

La continuidad del funcionamiento de la central está gestionada por el reabastecimiento continuo con mezcla de combustible (deuterio y tritio), por lo que si el combustible en la cámara de plasma, en cualquier momento, es insuficiente sólo habrá combustible para alrededor de un minuto de funcionamiento. Las densidades de potencia son moderadas en el funcionamiento normal y muy pequeña después de terminar ("el calor de desintegración es bajo").

- No hay carga en la gestión de residuos para las generaciones futuras.
Esta función potencial se debe a que el material activado producido por el funcionamiento de centrales eléctricas de fusión es muy distinto de los actínidos y los productos de fisión presentes en los residuos de los reactores nucleares de fisión: su radiotoxicidad decae mucho más rápidamente que en el caso de fisión, y puede minimizarse mediante la elección adecuada de materiales para los componentes de las centrales eléctricas.

3.8.3 Evaluación de la seguridad en el funcionamiento normal

Este apartado resume los resultados de las evaluaciones de los peligros potenciales a los que están expuestos los operarios de planta y el público en la operación normal de una central eléctrica de fusión. Todos estos efectos son muy dependientes de los finos detalles de diseño y prácticas de operación. En los estudios de SEAFP se han estimado de forma conservadora, pero en términos generales: si fuera necesario, podría reducirse aún más por las medidas de diseño.

Exposición a la radiación del operario

Las dosis ocupacionales se estimaron basándose en las dosis que recibirían los operarios de los componentes activados durante el mantenimiento y otras operaciones. Para la refrigeración con helio, la dosis estimada colectiva es 0,2 sieverts /año por operario. Esto es similar al mejor resultado de los PWR (Reactores de fisión de agua a presión) tras décadas de experiencia. Para la refrigeración por agua, la mayoría de la dosis estimada surge de la activación de circuitos de refrigeración y están estimadas alrededor de 2 sieverts/año por operario. Otros estudios indican que la dosis puede reducirse a niveles más bajos mediante el empleo de la ingeniería de refrigeración del circuito de limpieza con sistemas similares a los utilizados en algunas centrales eléctricas existentes.

Exposición a campos electromagnéticos

Los riesgos de los campos electromagnéticos no serían diferentes de los que surjan de otras formas de generación de energía eléctrica y su transmisión.

Sin embargo, como en las centrales eléctricas de fusión se usan grandes campos magnéticos en el núcleo de la vasija, se llevó a cabo un estudio sobre la exposición a los campos magnéticos. Este estudio se llevó a cabo en dos partes. La primera parte del estudio examinó la bibliografía sobre los efectos de los campos magnéticos en los seres humanos. De ellos se extrajo que no hay efectos adversos para la salud atribuibles a la exposición

ocasional a campos intensos (de hasta 2 Tesla), sin embargo si los hay para campos iguales o superiores a 4 Tesla. En consecuencia, la segunda parte del estudio se refería a la elaboración de un marco para la gestión del control de los riesgos sobre el terreno en el diseño de la central eléctrica de fusión. Se concluyó que el control adecuado de la exposición será relativamente sencillo de lograr.

3.8.4 Evaluación de la seguridad en caso de accidente

Los reactores de fusión pueden ser diseñados con el mayor grado de seguridad concebible frente a accidentes graves, es decir, sin producir danos mortales a la población fuera de su recinto en el caso de cualquier fallo inimaginable incluso en el supuesto de la destrucción total del reactor. El nivel de seguridad de la fusión esta basado en las propiedades mismas de las reacciones de fusión: el combustible esta continuamente inyectándose y el contenido del mismo en el reactor, en un momento dado, es mínimo; la radiactividad en un reactor de fusión esta limitada a los materiales estructurales y no en los productos mismos de la reacción (solamente el tritio esta en forma gaseosa) y después de una parada del reactor el nivel de radiactividad en el mismo depende mas de la selección de los materiales estructurales que de los productos de la reacción en sí. Por lo tanto, el problema critico en la seguridad de los reactores de fusión esta, pues, en la correcta selección de los materiales que conforman su estructura.

3.8.5 Gestión de materiales activados

3.8.6

Durante sus tiempos de vida las centrales eléctricas de fusión darían lugar, por la sustitución de componentes y la clausura de la instalación, a una cantidad de material activado similar en volumen a la de los reactores de fisión, pero cualitativamente muy diferentes, ya que la radiotoxicidad a largo plazo es considerablemente más baja.

Los índices de la radiotoxicidad total de todos los materiales activados de la energía de fusión, después de unas pocas décadas, serían de mil a diez

mil veces menores que los valores de una central de fisión nuclear.

Se estima que casi todos los materiales activados pueden ser reciclados después de unos cincuenta años, dejando poco material que requiera su eliminación en un depósito permanente. El calor generado por el material almacenado no requiere refrigeración activa, con la posible excepción de una pequeña fracción durante los primeros años. En términos generales, aproximadamente un tercio del material activado hasta el momento han podido ser liquidado, y dos tercios podrá ser reciclado con las técnicas de manipulación a distancia. Cualquier cantidad pequeña de material restante podría ser almacenado como residuo en depósitos geológicos superficiales.

Sin embargo, la tecnología del reciclado todavía no se ha desarrollado, y su atractivo económico en un futuro es invalorable.

Así, por las razones expuestas, el material activo de las centrales de fusión no supondría una carga de gestión de residuos para las generaciones futuras.

3.9 Ventajas de la energía nuclear de fusión.

La fusión presenta una gran cantidad de ventajas frente al resto de formas conocidas de obtención de energía. Algunas de ellas tienen que ver con su viabilidad económica, otras con su escaso impacto medioambiental y con el riesgo nulo de accidente nuclear grave. En particular, destacan las siguientes:

- **Suministro inagotable del combustible y bajo coste del mismo.** Los combustibles básicos de la fusión son el deuterio y el tritio. El deuterio, contenido en el agua del mar y los ríos, es un combustible prácticamente inagotable y fácilmente accesible por todos los países. Por lo tanto, su repercusión en el coste de la energía de fusión es insignificante. El suministro de combustible no impedirá, por tanto, el desarrollo y uso de la energía de fusión, al contrario de lo que sucede con la energía de fisión. Asimismo, las investigaciones actuales muestran que las reservas actuales de litio y otros materiales especiales son más que suficientes para permitir la explotación de la fusión durante mucho tiempo.

- **Mínimo impacto medioambiental.** La fusión no produce gases que contribuyan al efecto invernadero ni a la lluvia ácida. Usando materiales de baja activación nuclear, la radiactividad inducida en los mismos por irradiación neutrónica puede reducirse 10 millones de veces, tras haber transcurrido una hora desde la parada del reactor. Y tampoco se producen subproductos radiactivos de larga vida, con lo que podrían almacenarse y tratarse en el interior de la planta sin peligro alguno. La emisión de productos radiactivos a la atmósfera queda limitada a las fugas de tritio durante el funcionamiento del reactor. Se ha estimado que la dosis total de radiación recibida por la población situada en un radio de 80 Km. del reactor, debido a las fugas de tritio, sería solo el 0,01% de la dosis recibida por radiación natural.

- **No hay riesgo de un accidente nuclear.** Los reactores de fusión pueden ser diseñados con el mayor grado de seguridad concebible frente a accidentes graves, es decir, sin producir danos mortales a la población fuera de su recinto en el caso de cualquier fallo inimaginable incluso en el supuesto de la destrucción total del reactor. El nivel de seguridad de la fusión esta basado en las propiedades mismas de las reacciones de fusión: el combustible esta continuamente inyectándose y el contenido del mismo en el reactor, en un momento dado, es mínimo; la radiactividad en un reactor de fusión esta limitada a los materiales estructurales y no en los productos mismos de la reacción (solamente el tritio esta en forma gaseosa) y después de una parada del reactor el nivel de radiactividad en el mismo depende mas de la selección de los materiales estructurales que de los productos de la reacción en sí. Por lo tanto, el problema critico en la seguridad de los reactores de fusión esta, pues, en la correcta selección de los materiales que conforman su estructura.

3.10 Futuro de la energía nuclear de fusión

El futuro de la energía nuclear de fusión es muy prometedor, ya que ante el gran ritmo de crecimiento de la población mundial, del mayor consumo de energía que esto lleva asociado, sobre todo en países en vías de desarrollo como China e India, y que los recursos energéticos tradicionales no son capaces de garantizar las necesidades de energía que el futuro demanda. La fusión termonuclear controlada aparece así como la solución perfecta a todos estos problemas. Es barata, ya que utiliza hidrógeno como combustible, el cual se encuentra en cantidades casi ilimitadas en el mar. Es segura, ya que no da lugar a reacciones en cadena incontroladas, como ocurre en el caso de la fisión nuclear. Medioambientalmente es poco agresiva, no más que cualquier central térmica, puesto que la contaminación generada procede de los intercambiadores de calor que reciben la energía que llevan los neutrones rápidos resultantes de las reacciones de fusión (totalmente análogos a los intercambiadores de otro tipo de centrales). Además, sus residuos son poco radiactivos, con vidas medias de desintegración de unos pocos años (en comparación, la vida media de los residuos de la fisión es de cientos de años), lo cual hace que su tratamiento y eliminación no sean un problema.

Sin embargo, existen aún muchas cuestiones que la Física y la Ingeniería necesitan resolver antes de poder construir un reactor de fusión comercial. Por lo que el siguiente paso es el proyecto ITER, que como se ha explicado en este proyecto, su misión es demostrar la viabilidad científica y tecnológica de la energía de fusión para fines pacíficos. Y cuyo siguiente paso es el desarrollo de una central de demostración DEMO, con una potencia de 2000MW y generación neta de electricidad, que deberá ser autosuficiente en tritio así como alcanzar una alta fiabilidad de funcionamiento.

3.10 Normativa

Debido a la gran novedad que supone la Fusión Nuclear, ya que todavía se encuentra en fase de investigación no existe una normativa específica para ella.

4 Bibliografía

Textos:

FREIDBERG, Jeffrey. Plasma Physics and Fusión Energy. Cambridge, 2007. 671p. ISBN-10: 0-511-27375-4

HARMS, A.A.; SCHOEPP, K.F.; MILEY, G.H.; KINGDON, D.R. Principles of fusion energy : an introduction to fusion energy for students of science and engineering. World Scientific. 289 p. ISBN: 9789812380333

MARTINEZ – VAL, José M.; PIERA, Mireira. Reactores nucleares. Universidad Politécnica de Madrid, 1997. 680p. ISBN: 8474841194

PALLARÉS HUICI, Enrique. Centrales Térmicas y Nucleares. Universidad Politécnica de Valencia.

Sexto Plan General de Residuos Radiactivos, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. Depósito legal: M-38978-2006

Revista estratos, ed. nº 93 Invierno 2010.

La energía en España 2008, Ministerio de Industria, Turismo y Comercio. ISBN: 978-84-96275-86-7

Energía 2009, Foro Nuclear. Depósito legal: M-26890-2009

La investigación de fusión, Comisión Europea Dirección General de Investigación en Energía de Fusión. ISBN: 92-894-7710-9

Web:

www.iter.org – Proyecto ITER

www.efda.org – European Fusión Development Agreement

www.enresa.es – Empresa Nacional de Residuos Radiactivos

www.mityc.es – Ministerio de Industria, Turismo Y Comercio

www.ciemat.es – Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas.