



MANUAL DE
TECNOLOGÍA
NUCLEAR
PARA PERIODISTAS

MANUAL DE
TECNOLOGÍA
NUCLEAR
PARA PERIODISTAS

La Fundación General Universidad de Salamanca ha colaborado en la realización de este Manual de Tecnología Nuclear para Periodistas, con la dirección de Miguel Ángel Quintanilla (Catedrático de Lógica y Filosofía de la Ciencia de la Universidad de Salamanca y Director del Master Ciencia, Tecnología y Sociedad) y el asesoramiento científico de Francisco Fernández (Catedrático de Física Nuclear de la Universidad de Salamanca). Las empresas patrocinadoras han sido **ENUSA INDUSTRIAS AVANZADAS, IBERDROLA** y **NUCLENOR**.

© Copyright 2004, Foro de la Industria Nuclear Española
C/ Boix y Morer, 6, 3ª planta
28003 MADRID
www.foronuclear.org
correo@foronuclear.org

Autora: Mª Elena de la Fuente Arias
Dirección de la Edición: Foro de la Industria Nuclear Española
Coordinación: Piluca Núñez López
Ilustraciones: Archivo de Foro de la Industria Nuclear Española
e imágenes cedidas

© Algunas imágenes recogidas en esta publicación han sido facilitadas por Amac, Consejo de Seguridad Nuclear, Central Nuclear Almaraz-Trillo, Central Nuclear Ascó-Vandellós II, Central Nuclear Cofrentes, Central Nuclear José Cabrera, Central Nuclear Santa Mª de Garoña, Endesa, Enresa, Enusa, General Electric, Iberdrola, Ilustre Colegio Oficial de Físicos, International Atomic Energy Agency, Nuclear Energy Agency, Nukem, Sociedad Nuclear Española, Unesa, Westinghouse, World Nuclear Association.

Diseño y producción: Spainfo, S.A.

Depósito Legal: M-XXX-2004

INTRODUCCIÓN

Foro de la Industria Nuclear Española tiene como principal objetivo informar sobre la energía nuclear. Con la creación de este Manual se pretende fomentar la divulgación de la tecnología nuclear de manera precisa y sencilla, para que sirva de herramienta de trabajo a los profesionales de la comunicación, especialmente a los periodistas.

Un Manual de Tecnología Nuclear que ha sido concebido como un instrumento de consulta para aclarar dudas, ampliar información y, sobre todo, para conocer mejor todo lo relativo a la producción de electricidad en las centrales nucleares y las aplicaciones de la energía nuclear en medicina, industria, agricultura, etc.

En este trabajo se detallan los conceptos fundamentales de la tecnología nuclear, así como el completo proceso de su aplicación energética, teniendo en cuenta los factores históricos, tecnológicos, políticos, económicos y sociales. En definitiva, el objetivo del Manual de Tecnología Nuclear es atender a cualquier requerimiento de información relacionado con la energía nuclear, sin pretender sustituir a los manuales técnicos que existen sobre esta materia.

Foro de la Industria Nuclear Española, la Fundación General Universidad de Salamanca, la autora de esta publicación, los coordinadores y las empresas colaboradoras desean que los objetivos del Manual de Tecnología Nuclear para Periodistas se vean cumplidos y se convierta en un referente de información sobre la energía nuclear.

1. ASPECTOS HISTÓRICOS	
1.1. ORÍGENES Y EVOLUCIÓN MUNDIAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR	8
1.2. HISTORIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN ESPAÑA	18
1.3. IMPORTANTES CONTROVERSIAS EN TORNO A INCIDENTES Y ACCIDENTES NUCLEARES	24
1.4. ESTRUCTURA Y EVOLUCIÓN HISTÓRICA DEL ABASTECIMIENTO DE LAS ENERGÍAS PRIMARIAS	34

2. ASPECTOS INDUSTRIALES Y TECNOLÓGICOS	
2.1. FUNDAMENTOS BÁSICOS DE FÍSICA NUCLEAR. ESTRUCTURA ATÓMICA Y NUCLEAR. RADIATIVIDAD. REACCIONES NUCLEARES: FISIÓN Y FUSIÓN NUCLEAR	46
2.1.1. Estructura atómica y nuclear	46
2.1.2. Radiactividad natural y artificial	52
2.1.3. Reacciones nucleares	58
2.1.4. Fisión nuclear	62
2.1.5. Fusión nuclear	65
2.2. APLICACIONES ENERGÉTICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. REACTORES NUCLEARES DE FISIÓN. CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. GESTIÓN DE VIDA	70
2.2.1. Reactores nucleares (I)	70
2.2.2. Reactores nucleares (II)	76
2.2.3. Diseño, construcción y funcionamiento de una central nuclear	86
2.2.4. Las centrales nucleares españolas	94
2.2.5. El ciclo del combustible nuclear	104
2.2.6. Operación a largo plazo de las centrales nucleares	110
2.3. APLICACIONES NO ENERGÉTICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. RADIOTERAPIA. IRRADIACIÓN DE ALIMENTOS. OTRAS APLICACIONES INDUSTRIALES	117
2.3.1. Aplicaciones no energéticas de la tecnología nuclear	117
2.4. ORIGEN Y CLASIFICACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS. ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD. RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD Y COMBUSTIBLE GASTADO	128
2.4.1. Origen y clasificación de residuos radiactivos	128
2.4.2. Gestión, transporte y almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad	132
2.4.3. Gestión y almacenamiento de residuos de alta actividad. Técnicas de reproceso	138

2.5. IMPACTO AMBIENTAL DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. DOSIMETRÍA. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA RADIACIÓN. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. DESMANTELAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES Y RADIATIVAS. PROGRAMAS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA	144
2.5.1. Protección radiológica	144
2.5.2. Vigilancia de la radiación	151
2.5.3. Desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas	158
2.5.4. La seguridad de las centrales nucleares	162
2.5.5. Comparativa de riesgos según tipos de centrales eléctricas	165
2.5.6. Incidentes y accidentes nucleares. Escala INES	169

3. POLÍTICA ENERGÉTICA	
3.1. POLÍTICA ENERGÉTICA	174
3.2. MORATORIA NUCLEAR	181
3.3. LIBERALIZACIÓN DEL SECTOR ELÉCTRICO EN ESPAÑA	184
3.4. REGLAMENTACIÓN SOBRE INSTALACIONES RADIATIVAS Y LEGISLACIÓN	190
3.5. ORGANISMOS Y ASOCIACIONES NUCLEARES	195
3.6. ORGANISMOS RELACIONADOS CON LA GESTIÓN, TRATAMIENTO Y ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS	200

4. ASPECTOS SOCIOECONÓMICOS	
4.1. PRODUCCIÓN Y DEMANDA DE ENERGÍA. AHORRO ENERGÉTICO	206
4.2. COSTES DE LA ENERGÍA SEGÚN TIPO DE COMBUSTIBLE. COSTES DE ENERGÍA NUCLEOELÉCTRICA SEGÚN COSTES DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO	210
4.3. INFLUENCIA ECONÓMICA DE UNA CENTRAL NUCLEAR EN SU ENTORNO	213
4.4. LOS CENTROS DE INFORMACIÓN DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES	219

5. ANEXOS	
ANEXO I: PÁGINAS WEB DE INTERÉS	226
ANEXO II: UNIDADES Y CONSTANTES FÍSICAS FUNDAMENTALES	228



ASPECTOS HISTÓRICOS

1.1 ORÍGENES Y EVOLUCIÓN MUNDIAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR

El descubrimiento del átomo

En la Antigua Grecia, el átomo fue definido como la parte más pequeña constituyente de la materia. De hecho, su nombre viene de “a-thomos” que en griego significa “no divisible”.

Esta primera teoría atómica fue propuesta en el siglo V a. de C. por el filósofo griego **Demócrito de Abdera**, que postulaba que estas diminutas partículas que componían la materia, eran diferentes según se tratase de una sustancia u otra, de manera que, los átomos de agua eran suaves y redondeados, los de fuego estaban cubiertos de espinas y los de tierra tenían una superficie rugosa.

La Teoría de Dalton

El químico británico **John Dalton** propuso en 1803 una teoría sobre la constitución de la materia basada en la idea de los átomos. Dicha teoría resultaría de gran importancia para todas las investigaciones posteriores tanto en el campo de la Química como en el campo de la Física.

Figura 1. John Dalton



Dalton estudió la forma en la que los diversos elementos se combinaban entre sí para formar los compuestos químicos. La hipótesis de los átomos proporcionaba una explicación simple en la que los elementos se combinaban para formar los compuestos de acuerdo con unas relaciones numéricas sencillas.

En su libro *A New System of Chemical Philosophy*, publicado en 1808, Dalton propuso su teoría atómica según la cual toda la materia se compone de átomos. Además, concluía que todos los átomos de un mismo elemento eran idénticos en tanto que los átomos de elementos distintos diferían en sus propiedades químicas.

Desde el momento en que Dalton estableció su clasificación de la materia en la que toda ella se dividía en elementos y compuestos, la labor fundamental de los químicos de la época se orientó en la búsqueda de estos elementos simples y en ordenarlos de alguna manera lógica.

La Tabla Periódica de los Elementos

A principios del siglo XIX se conocía el peso atómico de una veintena de elementos. Así, **Johan Dobereiner** estableció sus *tríadas* al observar la relación existente entre los pesos atómicos de elementos conocidos como los alcalinotérreos y los halógenos, y en las que el peso atómico del elemento intermedio coincidía con la media aritmética de los otros dos.

En 1864, cuando se conocía un mayor número de elementos químicos, el químico inglés **Newlands** ordenó los elementos en orden creciente de acuerdo con su peso atómico y dicha ordenación se denominó *la ley de las octavas* porque el octavo elemento tenía propiedades parecidas al primero, repitiéndose la secuencia y resultando un sistema en el que cada fila tenía siete columnas. Así se obtuvo la primera ordenación de los elementos en períodos (filas) y grupos (columnas) pero fue menospreciada por irregularidades que resultaban en elementos con propiedades muy diferentes en el mismo grupo. Los gases nobles se desconocían por entonces.

En 1869, **Lothar Meyer** y **Dimitri Mendeleiev**, ordenaron los elementos de forma muy parecida a la Tabla Periódica actual, el primero según su volumen atómico y los puntos de fusión y de ebullición, observando que variaban periódicamente al aumentar el peso atómico, y Mendeleiev según sus propiedades químicas, ya que estaba convencido de que estaban relacionadas con su peso atómico.

Mendeleiev ordenó los 62 elementos conocidos hasta entonces en orden creciente de peso atómico y los distribuyó en siete filas o períodos, cada una con siete elementos, de modo que en cada columna o grupo quedaban agrupados los elementos de la misma familia y con las mismas propiedades químicas que variaban de forma periódica. Como en esta época no se conocían todos los elementos, dejó espacios en blanco para que la tabla pudiera ser completada en el futuro con nuevos elementos.

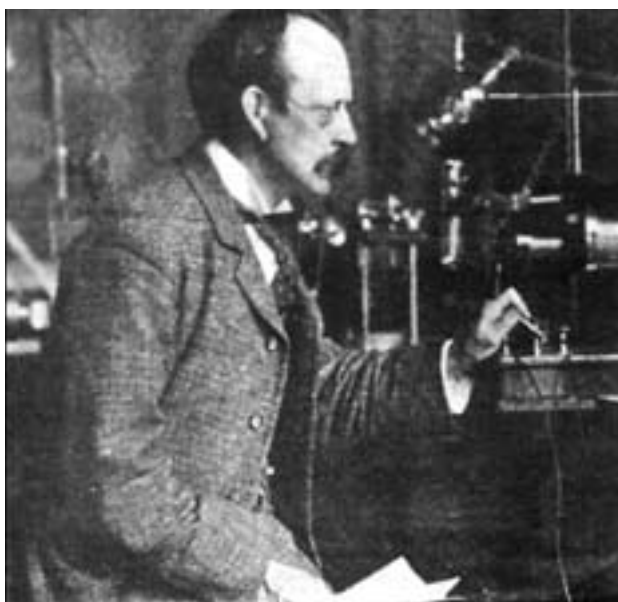
Sin embargo, el sistema periódico de Mendeleiev presentaba algunas anomalías, ya que al ordenar los elementos de acuerdo con su peso atómico, algunos elementos, para que coincidieran en el grupo al que correspondían sus propiedades químicas, se vieron desplazados en cuanto a su peso atómico.

Este inconveniente fue solucionado en los primeros años del siglo XX al desarrollarse el concepto de número atómico. **Moseley** estableció la base del sistema periódico actual en el que los elementos se ordenan por su número atómico creciente, y demostró en 1914 que cada elemento químico presentaba un número atómico diferente, ya que al bombardear diferentes blancos metálicos con electrones de alta energía, el espectro de rayos X generado presentaba líneas de distintas longitudes de onda que se desplazaban regularmente dependiendo del peso atómico. Después de varias modificaciones se llegó a la Tabla Periódica actual con 118 elementos distribuidos en siete filas o períodos y dieciocho columnas o grupos.

El descubrimiento del electrón

En 1897, **J. J. Thompson** anunció el descubrimiento de una partícula cargada negativamente a la que llamó *electrón*.

Figura 2. J. J. Thompson



Desde 1894 había estudiado el fenómeno de los rayos catódicos que se producían entre dos placas metálicas cuando éstas se sometían a una tensión eléctrica. Para su experimento utilizó un electrodo positivo perforado, de modo que dejase pasar los rayos catódicos, demostrando así que estos producían un resplandor sobre una placa de sulfuro de zinc colocada en el interior del tubo, y que eran desviados por campos magnéticos.

Mediante la combinación de campos eléctricos y magnéticos fue capaz de deducir la relación entre la carga de la partícula (e) y su masa (m), y comprobó que la razón e/m era independiente del material que colocaba como electrodo negativo (cátodo).

Por su descubrimiento, Thompson recibió el Premio Nobel de Física en 1906.

El descubrimiento de la radiactividad

En 1896, el físico francés **Antoine Henri Becquerel** comprobó que determinadas sustancias, como las *sales de uranio*, producían radiaciones penetrantes de origen desconocido. Este fenómeno fue conocido como *radiactividad*.



Figura 3. Antoine Henri Becquerel

El científico francés estaba trabajando en su laboratorio y dejó descuidadamente unas sales de uranio junto a unas placas fotográficas que aparecieron posteriormente veladas, a pesar de estar protegidas de la luz solar.

Después de varios ensayos, comprobó que el causante del velado de las placas era el uranio. Sin saberlo, Becquerel se convirtió gracias a su descubrimiento en el "padre de la energía nuclear".



Figura 4. Matrimonio Curie

En la misma época, el matrimonio francés formado por **Pierre y Marie Curie** comenzó entonces a realizar estudios con uranio y torio, y posteriormente con pechblenda, cuya radiación era más intensa que la del uranio. Esta situación les llevó a deducir la existencia de otro elemento de actividad más elevada que el uranio, que en honor a su patria fue llamado *polonio*.

Además, continuando con sus investigaciones, descubrieron un segundo elemento al que denominaron *radio*. Por estos descubrimientos, se les concedió el Premio Nobel de Física en 1903, compartido con Becquerel.

Posteriormente, como resultado de las investigaciones de **Rutherford y Soddy**, se demostraría que el uranio y otros elementos pesados, emitían tres tipos de radiaciones¹: alfa, beta y gamma. Las dos primeras estaban constituidas por partículas cargadas, comprobándose que las partículas alfa eran núcleos de átomos de helio y las partículas beta eran electrones. Además, se comprobó que las radiaciones gamma eran de naturaleza electromagnética.

El modelo atómico de Rutherford

El descubrimiento de la naturaleza de las radiaciones permitió a **Rutherford** estudiar la estructura de la materia. Bombardeando láminas de oro con partículas alfa, pudo deducir que el átomo estaba constituido por una zona central positiva donde se concentraba toda la masa, y postular que los electrones giraban en órbitas alrededor del núcleo, como si fuera un pequeño sistema solar. Esto significaba que el átomo no era macizo como se creía hasta entonces.

La suma de las cargas de los electrones es igual en magnitud a la carga del núcleo, por lo que el átomo resultaba ser eléctricamente neutro.

Sin embargo, este modelo no era consistente desde el punto de vista de la electrodinámica clásica, ya que, según esta teoría, cuando una partícula cargada, como es el electrón, gira alrededor del núcleo con cierta aceleración centrífuga, emite una cantidad de radiación y en consecuencia, experimenta una disminución de su velocidad, debido a lo cual, sería atraída por el núcleo y se precipitaría contra él. Esta situación es contraria a la naturaleza estable de la materia.



Figura 5. Ernest Rutherford

El descubrimiento de la constante de Planck y la teoría cuántica

En 1900, el físico alemán **Max Planck** formuló que la energía es emitida en pequeñas unidades individuales conocidas como **cuantos**. Por sus estudios, Planck es considerado el creador de la teoría cuántica.

En el transcurso de sus investigaciones, descubrió una constante de carácter universal conocida como la **constante de Planck**, representada como h^2 . Esta constante resultó ser imprescindible tanto para la investigación de las partículas de materia como para los cuantos de luz, conocidos también como **fotones**.

La ley de Planck establece que la energía de cada cuanto es igual a la frecuencia de la radiación electromagnética multiplicada por dicha constante universal. Desde entonces, esta ley ha sido verificada experimentalmente en muchas ocasiones, y el desarrollo de la teoría cuántica ha

¹ Ver capítulo "Radiactividad Natural y Artificial".

² La primera medida fiable de h fue realizada en 1916 por el físico estadounidense **Robert Millikan**. El valor aceptado en la actualidad es $6,626 \times 10^{-34}$ julios·segundo.

producido un cambio radical en el concepto que se tiene en física de la luz y de la materia. En la actualidad, se considera que ambas combinan las propiedades de una onda y de una partícula.



Figura 6. Max Planck

Los descubrimientos de Planck representaron el nacimiento de un nuevo campo para la física, conocido como mecánica cuántica y proporcionaron las bases para la investigación en campos como el de la energía atómica. Por este trabajo Max Planck recibió el Premio Nobel de Física en 1918.

La teoría de la relatividad de Einstein

El físico alemán **Albert Einstein** ha llegado a ser el físico más famoso a nivel mundial, sólo equiparable a Isaac Newton.

La conocida ecuación $E=mc^2$ resultó ser revolucionaria para los posteriores estudios de física nuclear, aunque en aquellos tiempos no se disponía de medios para demostrarla experimentalmente. Así, E representa la energía y m la masa, ambas interrelacionadas a través de la velocidad de la luz c . Esta ecuación relacionaba las conversiones másicas de energía, de forma que se podía afirmar, que ambas entidades son distintas manifestaciones de una misma cosa.

En 1905, Einstein publicó cinco comunicaciones entre las que destacaban una sobre la *Teoría de la Relatividad Restringida* y otra acerca del *Fenómeno Fotoeléctrico*, en la que se explicaba el citado fenómeno empleando la teoría de los cuantos de energía propuesta por **Max Planck** en 1900.

Este fenómeno se comprobó de manera experimental y contribuyó a atraer la atención sobre su Teoría de la Relatividad, hasta el punto de que en 1921, le fue concedido el Premio Nobel de Física por sus aportaciones a la física

matemática y especialmente por el descubrimiento del efecto fotoeléctrico.

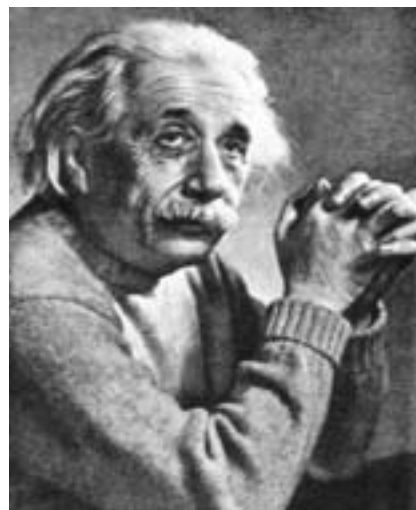


Figura 7. Albert Einstein

En un principio, la mayoría de los físicos de la época se opusieron a la Teoría de la Relatividad Restringida ya que era difícil de asimilar. Fue años más tarde, cuando se trasladó a la Universidad de Praga, donde elaboró la *Teoría de la Relatividad General*, en la que se unificaban los conceptos de inercia y de gravitación, lo que le daría fama a nivel mundial entre toda la comunidad científica.

El modelo atómico de Bohr

El físico danés **Niels Bohr** desarrolló en 1913 una hipótesis, según la cual los electrones estaban distribuidos en capas definidas, o niveles cuánticos, a cierta distancia del núcleo, constituyendo la *configuración electrónica* de los distintos elementos.

El modelo atómico de Bohr, en el que se aplicó la mecánica cuántica al modelo de Rutherford, vino a resolver el problema que este último planteaba desde el punto de vista de la electrodinámica clásica.

Figura 8. Niels Bohr



Para el físico danés, los electrones giraban en órbitas estacionarias desde las que no se emitía ninguna radiación, enterrándose así el viejo concepto del átomo como algo indivisible, inerte y simple, y apareciendo la hipótesis de una estructura compleja que daría posteriormente complicadas manifestaciones energéticas. Por sus investigaciones, recibió el Premio Nobel de Física en 1922.

El descubrimiento del neutrón

El descubrimiento del neutrón fue realizado por **James Chadwick** en 1932. Chadwick "midió" la masa de la nueva partícula deduciendo que era similar a la del protón pero con carga eléctricamente neutra. Así, se observó que el núcleo atómico estaba compuesto por neutrones y protones, siendo el número de protones igual al de electrones.



Figura 9. James Chadwick

Con su descubrimiento, Chadwick consiguió un "proyector" de características ideales para provocar reacciones nucleares. Recibió el Premio Nobel de Física en 1925.

El descubrimiento de la radiactividad artificial

El matrimonio formado por **Frédéric Joliot** e **Irene Curie** desarrolló entre 1930 y 1934, una serie de experimentos basados en los descubrimientos anteriores, lo cual les condujo al descubrimiento de la radiactividad artificial.

Tras el descubrimiento del neutrón como consecuencia del bombardeo de láminas de berilio con partículas alfa, decidieron estudiar qué elementos sometidos al mismo bombardeo de partículas alfa procedentes de una fuente de polonio, eran capaces de producir neutrones.



Figura 10. Frédéric Joliot

De este modo, descubrieron que el aluminio sometido a este bombardeo, producía neutrones y otro elemento, el fósforo, no existente en la naturaleza, que se desintegraba transcurridos unos minutos, emitiendo positrones³.

Las conclusiones a las que llegó el matrimonio Joliot-Curie, se basaban en la idea de que la radiactividad, hasta entonces de carácter natural, podía ser producida por el hombre, construyendo elementos radiactivos mediante el bombardeo con partículas alfa de algunos elementos químicos. Esto les valió el Premio Nobel de Química en 1935. En su discurso del Premio Nobel, Joliot casi vaticinó las futuras reacciones nucleares de fisión en cadena, que podrían dar lugar a enormes cantidades de energía.

El descubrimiento de la fisión nuclear

A finales de 1938, en los umbrales de la Segunda Guerra Mundial, un equipo de investigadores alemanes en el Kaiser Wilhelm Institut de Berlín, integrado por **Otto Hahn**, **Fritz Strassmann**, **Lisa Meitner** y **Otto Frisch**, interpretó el fenómeno de la fisión nuclear, a través de la identificación del elemento bario como consecuencia de la escisión del núcleo de uranio.

Los primeros estudios sobre la fisión fueron llevados a cabo por **Otto Hahn** y **Lise Meitner**, basándose en los resultados obtenidos por el matrimonio Joliot-Curie, que mediante análisis muy cuidadosos, encontraron un elemento de número atómico intermedio en una muestra de uranio bombardeado con neutrones.

³ Ver capítulo "Estructura Atómica y Nuclear".

Cuando Lise Meitner, de origen judío, tuvo que huir de Alemania, se unió al estudio un nuevo investigador, **Fritz Strassmann**. En las navidades de 1938, después de repetir los análisis radioquímicos del matrimonio Joliot-Curie, Hahn y Strassmann corroboraron los resultados, y enviaron un informe a Meitner, que se encontraba en Dinamarca con su sobrino **Otto Frisch**.



Figura 11. Otto Hahn

Lise Meitner y Otto Frisch interpretaron el informe, deduciendo que el uranio, al capturar uno de los neutrones con los que se le bombardeaba, se escindía en dos fragmentos, acompañados de una gran cantidad de energía, muy superior a la que se podía producir con cualquier otra reacción nuclear conocida hasta entonces. Se había descubierto la *fisión nuclear*. Este descubrimiento le valió a Otto Hahn el Premio Nobel de Física en 1944, aunque no le fue concedido a su colega Lise Meitner.

El Proyecto Manhattan

La intención de aplicar la energía nuclear con fines pacíficos despuntó de forma temprana el 2 de diciembre de 1942, comenzaba la era de la *energía atómica*.

Figura 12. Pila de Fermi o Chicago Pile (CP-1)



A las 15.45 hora local, un grupo de físicos nucleares europeos, emigrados a los Estados Unidos y dirigidos por el físico italiano **Enrico Fermi**, ponían en marcha la primera reacción nuclear en cadena producida por el hombre. El reactor nuclear empleado, conocido como **Chicago Pile (CP-1)** era de estructura sencilla, y se instaló bajo la tribuna del estadio de fútbol americano de la Universidad de Chicago. Se empleó combustible de uranio, como el que Fermi empleaba en sus experimentos en Roma, y moderador de grafito.

Los preparativos para este experimento fueron llevados a cabo con gran secreto. El objetivo de la investigación era la obtención de una reacción en cadena –en principio controlada– que permitiera el estudio de sus propiedades en vistas al posible desarrollo de una bomba atómica.



Figura 13. Enrico Fermi

Una vez extraídas con sumo cuidado las barras de control, se inició la reacción en cadena, entrando de este modo en funcionamiento el primer reactor nuclear del mundo. Por sus investigaciones sobre la fisión nuclear, Enrico Fermi recibió el Premio Nobel de Física en 1938.

El camino hacia la primera reacción en cadena fue el siguiente:

1930: Los físicos alemanes **Walter Bothe** y **Herbert Becker** bombardean berilio con partículas alfa y descubren una radiación secundaria que interpretan como radiación gamma.

1932: El matrimonio Joliot-Curie repite los experimentos llevados a cabo por Bothe y descubre sorprendido que los "rayos gamma" pueden arrancar protones de los núcleos atómicos. **James Chadwick** descubre que no se trata de rayos gamma sino de haces de neutrones. **Werner**

Heisenberg⁴ establece la teoría acerca de la estructura del núcleo atómico afirmando que está compuesto por protones y neutrones.

1934/35: Los físicos **Enrico Fermi** y **Julius Robert Oppenheimer** bombardean núcleos atómicos con neutrones, dándose fenómenos de absorción de neutrones por parte de los núcleos.

1938: **Otto Hahn**, **Friedrich Strassmann** y **Lise Meitner** descubren que al bombardear núcleos de uranio se obtienen transuránidos, que también se fisionan en ciertos núcleos. Asimismo predicen las reacciones nucleares en cadena.

1939: **Albert Einstein** recomienda al presidente de los Estados Unidos, F. D. Roosevelt, el desarrollo de la bomba atómica. Einstein explicaba que gracias a los trabajos de investigación llevados a cabo por Enrico Fermi y **Leo Szilard**, en los Estados Unidos, y por **Frédéric Joliot** y su esposa **Irene Joliot-Curie**, en Francia, era casi seguro que muy pronto fuera posible desencadenar una reacción nuclear en cadena que permitiera liberar unas grandes cantidades de energía. Este procedimiento permitiría también la construcción de una nueva clase de bombas.

Einstein mencionaba también la escasez de reservas de uranio de los Estados Unidos y que las minas de este mineral se encontraban en la antigua Checoslovaquia y en el Congo Belga. Propuso la colaboración entre científicos y la industria para desarrollar lo más pronto posible la mencionada bomba.

Además, informó que Alemania había suspendido la venta de uranio de las minas checas, de las que el Reich se había hecho cargo, lo que podría significar que los científicos del Instituto Kaiser Wilhelm, podrían estar llevando a cabo experimentos de fisión nuclear también.

El miedo de Albert Einstein a la guerra nuclear era consecuencia de su profundo conocimiento de los avances de la investigación en este campo. Tuvo que emigrar a Estados Unidos en 1933, desde Alemania, al comienzo de la persecución de los judíos.

De la carta de Albert Einstein: *"Trabajos recientes de E. Fermi y L. S. Szilard... me permiten suponer que el elemento químico uranio... puede convertirse en una nueva fuente energética muy importante... Durante los últimos cuatro meses la posibilidad de llevar a cabo una reacción nuclear en cadena mediante una gran cantidad de uranio, ha aumentado; esta reacción daría lugar a grandes cantidades de energía y a nuevos elementos semejantes al radio... Ese nuevo fenómeno conduciría también a la construcción de bombas..."*

Teniendo en cuenta esta situación parece aconsejable mantener un cierto contacto entre el gobierno y el grupo de físicos que trabaja en América con reacciones en cadena.

Un camino posible para lograrlo podría ser que usted trasladase este encargo a una persona de su confianza.

Sus tareas podían ser en este aspecto las siguientes: ... asegurar el suministro de uranio de los Estados Unidos... acelerar los trabajos experimentales... obtener fondos..."

Roosevelt acogió la carta de Einstein sin excesiva ilusión, aunque creó una comisión para que se encargara de las cuestiones mencionadas por el científico en la misma.

1940/41: En este período, empezaron a realizarse medidas en sistemas de uranio-grafito, descubriendo **Glen Seaborg**, a finales de 1940, un elemento artificial, el plutonio-239, que podría emplearse para la fabricación posterior de la bomba atómica.

La fabricación de la bomba fue confiada al ejército, en un proyecto bélico que costaría alrededor de 2.500 millones de dólares. El programa contemplaba dos alternativas: la separación del uranio-235 del uranio-238, y la producción de plutonio-239 en los reactores de grafito.

1942: El 2 de diciembre de 1942, entró en funcionamiento el reactor nuclear de **Enrico Fermi**, CP-1, consiguiéndose la primera reacción de fisión en cadena controlada y automantenida.

1943: Fueron levantadas tres ciudades llenas de instalaciones de investigación: Oak Ridge (Tennessee) para separar el uranio-235 del uranio-238, Hanford para el establecimiento de los reactores nucleares, y Los Álamos para la construcción de la bomba atómica. **Robert Oppenheimer** fue nombrado director del laboratorio de Los Álamos, consiguiendo reunir a cerca de mil científicos que permanecerían allí hasta seis meses después de acabada la contienda.

1945: En la madrugada del 16 de julio de 1945, se llevó a cabo la primera prueba de la bomba de plutonio en el desierto de Alamogordo (Nuevo México), y resultó ser un completo éxito.

La bomba de uranio y la de plutonio estuvieron listas al mismo tiempo. La primera, denominada **Little Boy**, consistía de dos masas de uranio-235 que se proyectaban una sobre otra con explosivos convencionales.

La segunda, **Fat Man**, consistía en una esfera hueca de plutonio que colapsaba sobre su centro por la acción de explosivos convencionales.

⁴ Werner Heisenberg recibió el Premio Nobel de Física en 1932 por su **Principio de Incertidumbre**, que condicionaría el desarrollo de la mecánica cuántica.

El 6 de agosto de 1945, Little Boy fue lanzada sobre Hiroshima desde el avión Enola Gay, y el 9 de agosto, Fat Man fue arrojada sobre Nagasaki.

Las ciudades japonesas de Hiroshima y Nagasaki se convirtieron así en los primeros –y hasta el momento los únicos– objetivos de un ataque con bombas atómicas.

Las condiciones para la construcción de una bomba atómica, en la que trabajaron –sin éxito– durante la Segunda Guerra Mundial algunos físicos soviéticos, como Igor Vasilievich Kurchatov, fueron más estrictas de lo que se necesita para conseguir el funcionamiento con éxito de un reactor nuclear.

Mientras que “el reactor de Chicago” pudo funcionar sin necesidad de disponer de uranio 235 enriquecido, en la bomba atómica la fracción del isótopo de uranio fisiónable se tenía que aumentar considerablemente.

La energía liberada durante una detonación de este tipo se reparte aproximadamente en un 35% de radiación térmica, un 50% de presión y un 15% de radiación nuclear.

Este proceso hace que se alcancen temperaturas de hasta 14 millones de grados centígrados. La bomba de Hiroshima liberó 23,2 millones de KWh.

El Tratado de No Proliferación Nuclear

Tras el fin de la II Guerra Mundial, Norteamérica ostentaba la supremacía bélica debido a su considerable potencial atómico. La complejidad existente en torno a las cuestiones bélicas y civiles de la energía nuclear, exigía el establecimiento de una articulación legal para las aplicaciones civiles en el país, y una regulación internacional a todos los niveles.

Aunque tuvieron lugar varias reuniones de carácter internacional, los Estados Unidos se resistían a perder su protagonismo, y así lo hizo saber el Presidente Truman al declarar: *“Debemos constituirnos en guardianes de esta nueva fuerza, a fin de impedir su empleo nefasto, y de dirigirla para el bien de la Humanidad [...]”*.

En 1946, se presentó en las Naciones Unidas el plan norteamericano, que consistía en una liberación gradual de los secretos, fábricas y bombas nucleares, cediendo todo ello al organismo, a cambio de un control e inspección internacional.

Este control no fue bien recibido por la antigua Unión Soviética, cuyo representante, Andrei Gromiko, presentó una contrapropuesta en la que se prohibía la construcción de armas atómicas y se exigía la eliminación de las existentes a corto plazo. Después de varios años de negociaciones, este primer plan de no proliferación nuclear fue un fracaso.

En junio de 1947, nació el **Plan Marshall** como una iniciativa de ayuda económica dentro de la política estadounidense de contención del control soviético, al que se vieron sometidos los Estados de Europa Central y Oriental, detrás de lo que se denominó “telón de acero”. Este plan fue el disparador histórico de la **Guerra Fría** en la que se sucedieron una serie de enfrentamientos entre estas dos superpotencias.

Años más tarde, los Estados Unidos construyeron varios reactores de plutonio, y en 1953, entró en funcionamiento el prototipo en tierra del reactor del *Nautilus*, el primer submarino nuclear.

Estos hechos acentuaron la tensa situación provocada por la explosión de la Bomba H soviética. La idea de crear esta bomba era hacer un gran recipiente cilíndrico con la bomba atómica en un extremo y el combustible de hidrógeno en el otro. El estallido de la bomba atómica proporcionaría una cantidad de radiación con presión suficiente para comprimir y encender el hidrógeno.

Después de los esquemas preliminares de 1951, la bomba estuvo lista a principios de 1952, de modo que en noviembre de este mismo año, se ensayó pulverizando la Isla de Elugelab, en el Océano Pacífico. Su potencia resultó ser 700 veces superior a la de la bomba atómica de Hiroshima.

El 8 de diciembre de 1953, los Estados Unidos se dirigieron a las Naciones Unidas para denunciar el equilibrio de terror en que vivía la población mundial, advirtiendo que si Norteamérica era atacada con armas nucleares, la respuesta sería destruir al agresor de forma inmediata.

Con la intención de suavizar esta situación, se organizaron una serie de conferencias internacionales de carácter técnico sobre los usos pacíficos de la energía nuclear. En esta ocasión, las conversaciones entre los países desarrollados con un importante potencial atómico fueron un completo éxito.

Aprovechando la nueva situación, el presidente norteamericano **Eisenhower** expuso entonces en las Naciones Unidas su programa de cooperación internacional **“Atoms for Peace”**. A partir de dicho programa, se liberaron una serie de conocimientos científicos y tecnológicos que permitirían la posterior explotación comercial de la energía nuclear.

El discurso, que en diciembre de 2003 cumplió 50 años, y que fue pronunciado en un momento de *guerra fría*, proponía un acuerdo entre las grandes potencias para detener y reducir la fabricación de armamento nuclear y dar a conocer a toda la humanidad los conocimientos y medios materiales, especialmente los combustibles nucleares, para su uso con fines pacíficos.

Además, se favoreció la creación de organismos internacionales como el *Organismo Internacional de Energía*

Atómica (OIEA), en 1957, con sede en Viena, y la *Agencia de Energía Nuclear* (AEN) integrada en la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE), con sede en París.

No obstante, países como Reino Unido y la antigua Unión Soviética, habían comenzado ya sus investigaciones destinadas al despliegue comercial de la energía nuclear.

En 1956, los británicos inauguraron la primera central nuclear en Calder Hall, dando origen a una serie de reactores conocidos como de grafito-gas.

En 1963, *General Electric* fue la empresa encargada de construir una central de agua en ebullición estrictamente comercial (Oyster Creek I), lo que supuso el principio de la avalancha de solicitudes de construcción de centrales nucleares, fábricas de elementos de combustible, y la investigación de métodos de almacenamiento y pequeñas plantas de reelaboración.

En 1967, el OIEA organizó un grupo de análisis de todos aquellos problemas técnicos que pudiera contener un Tratado de No Proliferación Nuclear, que entraría en vigor en 1972.

Los países firmantes acordaron no transferir armas nucleares ni colaborar para su fabricación, y se comprometieron a establecer las salvaguardias necesarias para su cumplimiento.

Los sistemas de salvaguardias, a nivel mundial, fueron los siguientes:

- **Tratado del Antártico:** firmado en Washington por 37 países, en el que se prohibía el uso de este territorio para realizar explosiones nucleares y/o eliminación de residuos radiactivos.
- **Tratado de Prohibición de Pruebas de Armas Nucleares en la atmósfera y en el espacio exterior y en submarinos:** firmado en Moscú, en 1963, actuando como depositarios Estados Unidos, la antigua URSS y Reino Unido.
- **Tratado de "Principios que gobiernan las actividades de los Estados en la exploración del espacio exterior":** incluye la Luna y otros cuerpos celestes, y fue firmado en octubre de 1967, actuando como depositarios Estados Unidos, la antigua URSS y Reino Unido, comprometiéndose a no poner en órbita terrestre o en el espacio exterior objetos con armas nucleares.
- **Tratado de Prohibición de Armas Nucleares en Latinoamérica:** firmado en Méjico en 1967.

- **Tratado de No Proliferación Nuclear:** en vigor desde 1972 y prolongado en 1995 con Reino Unido, Estados Unidos y la antigua URSS como depositarios.

El desarrollo de la energía nuclear estuvo promovido en todo momento por el interés despertado acerca de la producción de electricidad empleando esta fuente de energía. A lo largo de la década de los 60 y de los 70, se iniciaron varios programas nucleares en diversos países.

En la actualidad, según datos del OIEA⁵, se registran 440 reactores nucleares en funcionamiento repartidos en 32 países y 31 más en construcción en 11 países.

La aceptación social es el mayor reto al que se enfrenta la energía nuclear. Así, es destacable la autorización de construcción de un quinto reactor nuclear en Finlandia por la empresa eléctrica TVO (Teollisuuden Voima Oy), tras un rápido proceso de consenso político y sondeo social. El tiempo estimado de construcción de la central, que estará dotada de un reactor EPR (European Pressure Reactor) de 1.600 MWe, es de cuatro años. El consorcio AREVA-Siemens es la empresa de ingeniería encargada de acometer dicho proceso de construcción. El nuevo reactor estará en funcionamiento en 2009 y se estima la vida útil de la central nuclear en 60 años. En Finlandia, la energía nuclear es la segunda fuente de electricidad. La producción nuclear cubre el 30% del consumo eléctrico.

⁵ Datos obtenidos de la base de datos PRIS (Power Reactor Information System) del Organismo Internacional de Energía Atómica actualizados a fecha 31 de enero de 2004.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre el *Origen y la Evolución Mundial de la Energía Nuclear* se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Tiempos de inquietud". Mataix, M. Senda Editorial. Madrid, 1992.
- "Historia Nuclear de España". Rafael Caro et Al. Sociedad Nuclear Española. Madrid, 1995.
- "El Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), las Naciones Unidas y el nuevo programa nuclear mundial". Blix, H. Boletín del OIEA. Viena. Marzo 1995.
- "Reactores Nucleares". Martínez - Val, J. M. y Piera, M. E. T. S. de Ingenieros Industriales. Madrid, 1997.
- "De Becquerel a Oppenheimer: Historia de la Energía Nuclear". Mataix, M. Senda Editorial. Madrid, 1988.
- "CSN 1980-2000: Una historia de 20 años". Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid, 2000.

Además se pueden consultar las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- SOCIEDAD NUCLEAR EUROPEA: <http://www.euronuclear.org/>
- AIEA (Agencia Internacional de Energía Atómica): <http://www.iaea.org/worldatom/>
- NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization for Economic Co-Operation Development): <http://www.nea.fr/> y <http://www.oecdnea.org/>
- WORLD NUCLEAR ASSOCIATION: <http://www.world-nuclear.org/>

1.2 HISTORIA DE LA ENERGÍA NUCLEAR EN ESPAÑA

La Historia de la Energía Nuclear en España comenzó en octubre de 1948, cuando un grupo de militares y científicos españoles se reunieron en el **LTIEMA** (Laboratorio y Taller de Investigación del Estado Mayor de la Armada) con el objetivo de constituir el organismo denominado **Junta de Investigaciones Atómicas**, que estaría centrado en tres actividades: formación del personal, estudio de la explotación de yacimientos uraníferos y la aplicación y desarrollo de técnicas relacionadas con la extracción, metalurgia y física del uranio.

Para dotar a la Junta de Investigaciones Atómicas de cierta solidez, se formó la Sociedad "**Estudios y Proyectos de Aleaciones Especiales (EPALE)**", ampliando sus actividades en las áreas de geología, minería, física, química y metalurgia.

En 1951, se creó la **Junta de Energía Nuclear (JEN)** como centro de Investigación y Desarrollo de la tecnología nuclear en España.

En 1967, la JEN puso en marcha una pequeña instalación piloto llamada **Planta Caliente M-1** para el tratamiento de los primeros combustibles irradiados producidos en España y procedentes del reactor JEN-I.

En 1972 fue constituida la **Empresa Nacional de Uranio (ENUSA)** encargada de la gestión del aprovisionamiento de concentrados de uranio y de los servicios de conversión y enriquecimiento, así como del abastecimiento a todas las centrales nucleares españolas. Sus actividades de explotación estuvieron centradas en yacimientos existentes en la provincia de Salamanca.

En 1980, con la **Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)**, se separó la JEN en dos organismos: el **CSN** se encargará de las funciones reguladoras en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, y el **Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)**, se encargará de los proyectos de investigación y desarrollo en cuatro áreas diferenciadas: Investigación básica (Fusión y Altas Energías), Tecnología nuclear, Protección radiológica y medio ambiente y Energías renovables.

En 1984 se constituyó por Real Decreto la **Empresa Nacional de Residuos (ENRESA)**, con la responsabilidad de establecer un sistema de gestión de los Residuos de Baja y Media Actividad generados en España. En 1992 entró en funcionamiento el Centro de Almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad de El Cabril, en la provincia de Córdoba.

Los inicios del programa nuclear español

Se puede decir que la Historia de la Energía Nuclear en España, comienza en octubre de 1948, cuando un grupo de militares y científicos se reúnen en el **LTIEMA** (Laboratorio y Taller de Investigación del Estado Mayor de la Armada). Los integrantes de dicha reunión fueron: José M^a Otero Navascués (Teniente Coronel de Ingenieros de Armas Navales y Director del LTIEMA), Manuel Lora Tamayo (Catedrático de Química Orgánica de la Universidad de Madrid), Armando Durán Miranda (Catedrático de Física de la Universidad de Madrid) y José Ramón Sobredo y Rioboó (Oficial del Cuerpo de Intendencia de la Armada y miembro del Cuerpo Diplomático).

El objetivo principal era la constitución del organismo llamado **Junta de Investigaciones Atómicas**, que no tuvo demasiada repercusión en prensa ni de su constitución ni de sus funciones, dado su carácter estatal de reserva.

La Junta de Investigaciones Atómicas se centraba en tres actividades:

- Formación del personal.
- Estudio de la explotación a pequeña escala de yacimientos de uranio conocidos en el país.
- Aplicación y desarrollo de diferentes técnicas relacionadas con la extracción, metalurgia y física del uranio.

El primer período importante, desde el punto de vista legislativo nuclear, comienza en 1945 y termina en 1951, año en el que se crea la **Junta de Energía Nuclear (JEN)** como centro de investigación y desarrollo de la tecnología nuclear en España.

Así, por Orden Ministerial de 4 de octubre de 1945 del Ministerio de Industria y Comercio, los yacimientos de uranio de 14 provincias españolas fueron reservados a fa-

vor del Estado, dada su excepcional importancia para la economía y defensa nacionales.

De hecho, está comprobado históricamente, que el uranio de los yacimientos fue empleado por Enrico Fermi y sus colaboradores en el laboratorio de Roma, para realizar sus investigaciones de fisión nuclear y reacción en cadena, ya que Italia no disponía de yacimientos uraníferos.

El 29 de diciembre de 1948, por Decreto Ley, se establecían además las medidas oportunas de sanción de aquellas infracciones que tuvieran lugar en materia de investigación, explotación, tratamiento, importación, exportación, comercio y posesión de minerales radiactivos.

Para dotar a la Junta de Investigaciones Atómicas de cierta solidez, se pensó en una cobertura privada empresarial que facilitase las tareas de contratación del personal y algunas actividades diarias. Así se formó la Sociedad "**Estudios y Proyectos de Aleaciones Especiales (EPALE)**" que continuaría con el proyecto de colaboración italiano.

Tras varios viajes a Italia de un grupo de científicos de EPALE, se puso en marcha la actividad de obtención del mineral de uranio necesario para las investigaciones iniciales de la propia sociedad EPALE. Se seleccionó entonces una zona de Sierra Albarrana, en el término de Hornachuelos (Córdoba).

Los recintos mineros donde se vislumbraba que podían existir minerales de uranio se incorporaron como nuevas áreas de prospección, surgiendo así algunos yacimientos en Burgos, Zamora y Salamanca.

La ampliación de las actividades de EPALE en las áreas geológica y minera, y en física, química y metalurgia, llevaron a considerar que no debían "ocultarse" por más tiempo las actividades de la sociedad.

De este modo, finaliza el primer período importante de la historia de la energía nuclear en España, ya que en 1951, mediante Decreto Ley de 22 de octubre, se crea la **Junta de Energía Nuclear**. A partir de esta fecha, las investigaciones nucleares comienzan a hacerse públicas y el desarrollo de los trabajos científicos españoles se lleva a los foros internacionales. El 28 de noviembre de 1951, se acordó que el emplazamiento de la JEN sería en Madrid, en la Ciudad Universitaria.

La industria española se prestó entonces a colaborar con el nuevo organismo investigador. Comenzaba la verdadera era nuclear en España.

La Junta de Energía Nuclear

Desde su creación, la JEN despertó un gran interés en las empresas eléctricas nacionales, por las posibilidades ofrecidas por la energía nuclear.

En 1972, terminaba la primera etapa del desarrollo de la energía nuclear, con la puesta en marcha de la central nu-

clear de Vandellós I, que junto con la central nuclear José Cabrera y la de Santa M^a de Garona, constituía la primera generación de centrales nucleares.

Entre los años 1972 y 1984, ante la construcción y puesta en marcha de las centrales nucleares de la segunda generación (Almaraz I-II, Ascó I-II, Cofrentes), la JEN se encargó de proporcionar un completo estudio sobre las necesidades del programa de las centrales nucleares para la industria de la construcción y los bienes de equipo, detallando la gran variedad de productos requeridos para las nuevas instalaciones y orientado a fijar procedimientos de garantía de calidad.

La JEN fue clasificada entonces como uno de los organismos públicos más rentables del país, ya que las inversiones en las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear darían un alto rendimiento económico, a la vez que promovían un avance tecnológico importante en muy diversos sectores industriales.

En cuanto a las actividades industriales, se prestó una mayor atención al diseño de reactores nucleares, así como a la gestión del combustible. Estos estudios sentaron las bases de posteriores evaluaciones de las condiciones de seguridad de los proyectos de las centrales nucleares, creándose en 1958 la **Comisión Asesora de Seguridad Nuclear**, y sirvieron de ayuda en la toma de decisiones sobre las operaciones de recarga de combustible de las centrales en funcionamiento.

Entre los reactores experimentales de la Junta de Energía Nuclear, se destacan los siguientes:

- ARGOS y ARBI (1957).
- JEN-I (octubre de 1958).
- JEN-II (1967).
- CORAL I (marzo de 1968).

Figura 1. Reactor nuclear JEN-I



Los trabajos experimentales sobre física nuclear se centraron en el uso de aceleradores de partículas. Todos los detectores y equipos electrónicos, se proyectaron y fabricación en la propia JEN.

La investigación española sobre partículas de alta energía nació de la incorporación de España al CERN (Centro Europeo de Investigaciones Nucleares) en 1982.

En cuanto a las actividades del ciclo de combustible, la JEN llevó a cabo tareas relacionadas con la geología y minería del uranio, mediante estudios de prospección en Córdoba, Salamanca, Cáceres y Jaén, con la obtención de concentrados de uranio, desarrollando la transformación del concentrado hasta la obtención de óxido de uranio y la fabricación de elementos de combustible.

En 1967, la JEN puso en marcha una pequeña instalación piloto llamada **Planta Caliente M-1** para el tratamiento de los primeros combustibles irradiados producidos en España y procedentes del reactor JEN-I.

También se montaron instalaciones necesarias para recoger y tratar los residuos radiactivos procedentes de los usuarios exteriores a la JEN. Años más tarde, se produciría la transferencia de algunos desarrollos tecnológicos del ciclo de combustible a ENUSA y a ENRESA.

La desaparición de la JEN

Con la **Ley de Creación del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)**, en 1980, se disgregó la JEN. El nuevo organismo se encargaría de las funciones reguladoras en materia de seguridad nuclear y protección radiológica.

A través del PEN-83, se establecerían nuevos objetivos energéticos, ampliando el marco de actuación del Gobierno a otras fuentes de energía, sobre todo renovables (solar, eólica y biomasa), contemplando sus efectos en el medio ambiente.

Así nació el **Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT)**, asignándole los proyectos de investigación y desarrollo en cuatro áreas diferenciadas:

- Investigación básica (Fusión y Altas Energías).
- Tecnología nuclear.
- Protección radiológica y medio ambiente.
- Energías renovables.

La justificación de la disolución de la JEN para constituir el CSN y el CIEMAT, según el propio PEN-83, estuvo basada en la necesidad de dar una respuesta amplia ante una crisis energética que llegase a considerar la energía nuclear como un proceso tecnológico finalizado, así como la existencia de otras energías que requerían mejoras tecnológicas para lograr incorporarlas a la oferta energética.

La creación de ENUSA

La **Empresa Nacional de Uranio (ENUSA)** fue constituida en abril de 1972, con una participación del Instituto Nacional de Industria (INI) del 60% y de las empresas eléctricas españolas del 40%.

En noviembre de 1973, la primera crisis del petróleo puso al descubierto la vulnerabilidad energética de los países occidentales, de manera que el Gobierno español encomendó a ENUSA la gestión del aprovisionamiento de concentrados de uranio y de los servicios de conversión y enriquecimiento, con el objetivo de asegurar el abastecimiento de todas las centrales nucleares en funcionamiento en aquella época (José Cabrera, Santa Mª de Garona y Vandellós I), de las centrales de la segunda generación en construcción, y de aquellas que se planeaba construir en el futuro.

Inicialmente, las actividades de la empresa en el campo de la exploración estuvieron centradas en zonas próximas a los yacimientos uraníferos existentes en la provincia de Salamanca.

En 1981, el Gobierno encargó a ENUSA la responsabilidad de llevar a cabo el **PNEIU** (Plan Nacional de Exploración e Investigación de Uranio). Este plan actualizaba el **PNEU** (Plan Nacional de Exploración de Uranio), aprobado en 1974 por el antiguo Ministerio de Industria y Energía (MINER).

ENUSA se centró a partir de entonces en aquellas zonas más próximas a Ciudad Rodrigo, donde tenía en explotación el yacimiento FE.

En 1983, la JEN transfirió a ENUSA los yacimientos de uranio que poseía en La Haba (Badajoz), junto con una pequeña instalación experimental, llamada Lobo-G, en la que el uranio se recuperaba de los líquidos fértiles, y que ENUSA mantuvo en funcionamiento hasta 1990, ya que se cancelaron las actividades por agotamiento de las reservas de uranio.

Cabe destacar la creación de la **fábrica de uranio de Andújar (FUA)** en Jaén. La construcción de esta fábrica se vio favorecida por la existencia de suficientes reservas de mineral de uranio de baja ley para un período de tiempo razonable, y por la posibilidad de obtener concentrados de uranio, a precio comparable a los del mercado internacional de entonces.

Todo ello constituía la primera reserva de uranio en España, de manera que se adquiría experiencia en este campo, demostrándose la viabilidad de diseño, construcción y operación de fábricas de tratamiento de mayores dimensiones.



Figura 2. Primera etapas de la fase de clausura de la FUA

Con la fábrica en marcha, en 1961, se montaron dos instalaciones auxiliares de recuperación de cobre y uranio. Además, se favoreció la reducción del material de importación significando una reducción del 15% aproximadamente con respecto a la inversión total.

Esta instalación estuvo en funcionamiento desde 1959 hasta 1981. La autorización de clausura fue concedida por Orden Ministerial de 1 de febrero de 1991, siendo acometida por la Empresa Nacional de Residuos (ENRESA).

La gestión de los residuos

Durante el período de 1975-1979, la JEN se encargaba de la gestión de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares y radiactivas del país.

A finales de 1979, el **Decreto sobre Ordenación de Actividades en el Ciclo de Combustible Nuclear**, asignaba la responsabilidad de la gestión de residuos radiactivos a la JEN, y a ENUSA la de los combustibles gastados.

En 1984, el Parlamento aprobaba el PEN-83, de modo que entre sus resoluciones figuraba la de creación de una empresa pública encargada de los residuos radiactivos para su almacenamiento, transporte y vigilancia.

Por Real Decreto 1522/1984 se constituyó la **Empresa Nacional de Residuos (ENRESA)**, con la obligación de que la empresa elaborase el primer trimestre de cada año, una Memoria de Actuaciones del ejercicio anterior, y una versión revisada del **Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR)**.

El **I PGRR** fue aprobado por el Consejo de Ministros en octubre de 1987. Este primer plan declara que los residuos de baja y media actividad, se almacenarán en instalaciones centralizadas propiedad de ENRESA, y que los residuos de alta actividad seguirán la política de almacenamiento intermedio, fuera de las piscinas de los reactores, hasta su almacenamiento definitivo. El Plan prevé

que una instalación de almacenamiento intermedio entre en funcionamiento en 1993.

Se establece también por vez primera una previsión de los costes de la gestión de los residuos radiactivos en función de la vida útil de las centrales nucleares.

En enero de 1989, se aprobó el **II PGRR**, que mantenía las mismas estrategias del primer plan e incorporaba como novedad las estrategias de gestión de residuos de los países de la OCDE.

El **III PGRR** fue aprobado en 1991, con la gran novedad de instalar el almacén intermedio en las piscinas de enfriamiento de las propias centrales nucleares, y de buscar soluciones técnicas cuando la capacidad se vea limitada, abandonando la posibilidad de un almacén centralizado. Establece además el programa de clausura de la central nuclear de Vandellós I.

El **IV PGRR** se aprueba en 1994, declarando que la estrategia española de gestión de residuos radiactivos es la denominada de ciclo abierto, es decir, sin reprocesado del combustible gastado.

En la actualidad, se encuentra en vigencia el **V PGRR** desde julio de 1999, que incorpora como novedad la paralización de posibles proyectos de construcción de un almacenamiento geológico profundo en España, y mantiene la política de gestión de residuos de ciclo abierto. Propone sin embargo, soluciones alternativas de almacenamiento intermedio en el caso de saturación de las piscinas de enfriamiento de las centrales nucleares.

Así, a partir de 2003, la central nuclear de Trillo I, comenzó a almacenar el combustible gastado en contenedores metálicos, lo que se conoce como almacenamiento en seco.

Se puede decir, que la prioridad de ENRESA en sus primeros años, fue la de establecer un sistema de gestión de residuos de baja y media actividad producidos en España desde finales de los años 50, y a principios de los años 80, aquellos generados por las 10 centrales nucleares que se encontraban en funcionamiento y por cerca de 1.000 instalaciones radiactivas.

En 1992, entró en funcionamiento el centro de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril, en el término municipal de Hornachuelos (Córdoba).

Las centrales nucleares españolas

En 1968, se inauguró la primera central nuclear española, la C. N. José Cabrera, ubicada en Zorita de los Canes, en la provincia de Guadalajara, propiedad de Unión Eléctrica Madrileña. Era el inicio de una actividad tecnológica que llevaría a la instalación de una potencia eléctrica total de 7.500 MW en España en centrales nucleares.

En 1970, se conectaba a la red la C. N. Santa M^a de Garoña, propiedad de NUCLENOR, en la provincia de Burgos, y en 1972, la C. N. Vandellós I, propiedad de HIFRENSA, en la provincia de Tarragona. El conjunto de estas tres centrales constituyó la llamada **primera generación**.



Figura 3. Central Nuclear de Santa M^a de Garoña

Las centrales nucleares de la llamada **segunda generación** fueron proyectadas en la década de los 70, con el fin de entrar en explotación comercial a finales. A este grupo de centrales pertenecen C. N. Almaraz I (1983), C. N. Almaraz II (1984), C. N. Ascó I (1984), C. N. Ascó II (1986) y C. N. Cofrentes (1985). La central nuclear de Lemóniz tuvo que ser paralizada por la presión del terrorismo, declarándose en moratoria.



Figura 4. Central Nuclear de Cofrentes

La **tercera generación** de centrales nucleares estuvo integrada por C. N. Trillo I (1988) y C. N. Vandellós II (1988). Las centrales nucleares de Valdecaballeros y Trillo II fueron paralizadas por la moratoria nuclear¹ del Plan Energético Nacional de 1983.

A pesar del incendio de una de las turbinas de la C.N. Vandellós I en 1989, lo cual provocó la reducción del parque nuclear español a 7.000 MW, en la década de los 90, las centrales producían algo más del 30% de la electricidad total generada en España.



Figura 5. Central Nuclear de Valdecaballeros

En 1994, los proyectos de las centrales afectadas por la moratoria fueron definitivamente cancelados, quedando actualmente un total de nueve unidades en operación.

En 2003, la **potencia nucleoelectrónica total instalada** en España alcanzó los **7.896,44 MWe**. La **producción de electricidad de origen nuclear** experimentó un ligero descenso del 1,9% con respecto al año 2002, alcanzando cerca de **61.900 GWh**, lo que representa el **24%** de la producción total de energía eléctrica peninsular.

¹ Ver capítulo "Moratoria Nuclear".

REFERENCIAS Y CONSULTAS

1948	Creación de EPALE	Junta de Investigaciones Atómicas. Estudios iniciales.
1951	Creación de la JEN	Formación de investigadores en el extranjero.
1954	Inicio construcción Centro Moncloa	Desarrollo 1ª Parte Ciclo Combustible Nuclear.
1958	Inauguración reactor JEN I	Desarrollo de la Física y la Química Nuclear.
1962	Creación FAE	Creación del Forum Atómico Español (en la actualidad Foro de la Industria Nuclear Española).
1964	Ley 25/1964 sobre Energía Nuclear	Actuación como ORGANISMO REGULADOR. Desarrollo 2ª Parte Ciclo de Combustible Nuclear.
1972	Creación de ENUSA	Transferencia de actividades 1ª Parte Ciclo de Combustible.
1980	Creación del CSN	Transferencia de las competencias regulatorias.
1984	Creación de ENRESA	Transferencia de actividades 2ª parte Ciclo de Combustible.
1986	Transformación de la JEN al CIEMAT	Cierre de reactores JEN I, JEN II y CORAL. Apertura actividades de Energías Renovables.

Tabla 1. Cronología de la creación de los principales organismos nucleares españoles

Para obtener información sobre *la Historia de la Energía Nuclear en España*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "El Libro de la Energía". 3ª Edición. Forum Atómico Español (FORO NUCLEAR). Madrid, 1992.
- "Historia Nuclear de España". Rafael Caro et Alt. Sociedad Nuclear Española. Madrid, 1995.
- "Reactores Nucleares". J. M. Martínez-Val, M. Piera. E. T. S. Ingenieros Industriales. Madrid, 1997.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "CSN 1980-2000: Una historia de 20 años". Consejo de Seguridad Nuclear. Madrid, 2000.
- "Energía Nuclear en España: de la JEN al CIEMAT". Ana Romero de Pablos y José Manuel Sánchez Ron. CIEMAT. Madrid, 2001.
- "Historia de la Tecnología en España". Vol. I-II. Editorial VALATENEA. Barcelona, 2001.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- SNE (Sociedad Nuclear Española): <http://www.sne.es/>
- ENRESA: <http://www.enresa.es/>
- ENUSA: <http://www.enusa.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A.I.E. : <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E. : <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>
- EMPRESARIOS AGRUPADOS: <http://www.empre.es/>
- ENSA (Equipos Nucleares, S. A.): <http://www.ensa.es/>
- TECNATOM: <http://www.tecnatom.es/>

1.3

IMPORTANTES CONTROVERSIAS EN TORNO A INCIDENTES Y ACCIDENTES NUCLEARES

La aceptación social de la energía nuclear, y en particular, de su aplicación energética en las centrales nucleares, se ha visto influenciada negativamente por una serie de desgraciados acontecimientos ocurridos a lo largo de la Historia.

En **marzo de 1979**, tuvo lugar el accidente de la central nuclear de **Three Mile Island (TMI-2)**, que llevaba un año en funcionamiento. El accidente estuvo causado por erróneas interpretaciones que llevaron a la toma de decisiones equivocadas, provocando un daño importante en el núcleo del reactor. Tuvo un limitado escape de productos radiactivos al exterior, por lo cual fue clasificado como **nivel 5** en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES)

En **abril de 1986**, ocurrió el accidente de la central nuclear de **Chernobyl**. Aunque el accidente tuvo lugar por un claro error humano, hay que tener en cuenta los factores sociales y políticos de la Unión Soviética en aquel momento. Fue clasificado como **nivel 7** ("accidente nuclear grave") en la Escala INES, es decir, el *accidente de peores consecuencias ambientales, y que sirve como referencia para proyectar y controlar los dispositivos y sistemas de protección de las instalaciones nucleares*.

En **octubre de 1989**, tuvo lugar el incidente de la central nuclear de **Vandellós I** debido a un incendio en el generador eléctrico provocado por un fallo mecánico, que posteriormente dio lugar a una inundación de agua de mar de la cava del reactor y la inoperabilidad de algunos de los sistemas de seguridad. El incidente fue clasificado como **nivel 3** ("incidente importante") en la Escala INES, ya que no se produjo escape de productos radiactivos al exterior, ni fue dañado el núcleo del reactor y tampoco hubo contaminación dentro del emplazamiento.

En **septiembre de 1999**, ocurrió el accidente de la planta de tratamiento de combustible de uranio, propiedad de la compañía JCO en **Tokaimura**. Todos los indicios apuntaron a que fue debido a un fallo humano. El accidente se clasificó como **nivel 4** según la Escala INES ("accidente sin riesgo significativo fuera del emplazamiento"), ya que las cantidades de radiación liberadas al exterior fueron muy pequeñas, y dentro de los límites establecidos, pero dentro del emplazamiento, los daños producidos en los equipos y barreras biológicas fueron significativos, además de la fatal exposición de los trabajadores.

El accidente de la central nuclear de Three Mile Island (TMI)

El accidente de la central nuclear de Three Mile Island tuvo lugar el **28 de marzo de 1979**, en la unidad 2 (TMI-2), que llevaba un año en funcionamiento. La instalación está situada a unos 16 km de la ciudad de Harrisburg (Pennsylvania).

El segundo reactor de la planta estaba funcionando a un 98% de su potencia máxima cuando, a las 4 de la madrugada, se desconectó el circuito encargado del suministro de agua a las turbinas, dejando de funcionar el circuito de refrigeración del circuito primario de este reactor de agua a presión.

El sobrecalentamiento producido en el núcleo del reactor dio lugar a un aumento de la presión en el circuito primario, provocando la introducción de las barras de control destinadas a parar de forma automática el reactor.

Se bombeó agua suplementaria a través del circuito de refrigeración de emergencia. Sin embargo, las válvulas que controlaban el paso hacia el generador de vapor se bloquearon durante unos instantes. El ingeniero responsable se equivocó, desconectando el automatismo de control correspondiente y confundiendo diversos instrumentos de medida.

Tras estos fallos, el agua contaminada salió inundando el edificio de contención que rodea el reactor. De este modo se liberaron gases radiactivos a la atmósfera (xenón y kriptón). Además, salieron grandes cantidades de agua, con un nivel bajo de contaminación radiactiva, que fueron a parar al río.

Puede decirse entonces, que el accidente estuvo causado por erróneas interpretaciones de los sucesos, tomando decisiones equivocadas, provocando un daño importante en el núcleo del reactor.

Treinta mil personas, que vivían en los alrededores de la central nuclear, distribuidas en un radio de 8 km, se vieron expuestas a ciertos niveles de radiactividad, aunque los efectos de la radiación fueron muy pequeños.

Según datos de la *Nuclear Regulatory Commission* (NRC), se estimó que la dosis equivalente efectiva hasta el día 7 de abril fue de 3.300 personas-rem, lo cual representa un incremento del 1,5% en la dosis equivalente anual recibida en la zona por la radiación natural, que es de 1 mSv.

El accidente de la central nuclear de **Three Mile Island** causó graves daños en el reactor, pero afortunadamente tuvo un limitado escape al exterior de productos radiactivos, por lo cual fue clasificado como **nivel 5** en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES).

Este accidente motivó la futura mejora de la seguridad de las centrales nucleares, definiéndose medidas correctoras que se han ido incluyendo en todos los países con instalaciones nucleares, además del desarrollo de programas de formación y entrenamiento del personal de la instalación.

A diferencia del accidente de la central nuclear de Chernobyl, se evitó el escape de productos de fisión del núcleo del reactor, por su diseño de seguridad y por la existencia del recinto de contención.

El accidente de la central nuclear de Chernobyl

El accidente de la central nuclear de Chernobyl (Ucrania) ocurrió durante la noche del 25 al **26 de abril de 1986** en el cuarto reactor de la planta.

El 25 de abril, a la una de la madrugada, los ingenieros iniciaron la entrada de las barras de regulación en el núcleo del reactor, refrigerado por agua y moderado por grafito (que pertenece al tipo que los soviéticos llaman RBMK-1000), para llevar a cabo una prueba planeada con anterioridad, bajo la dirección de las oficinas centrales de Moscú. La potencia térmica en este caso desciende normalmente de 3.200 a 1.600 MW.

Hacia las 23 horas se habían ajustado los monitores a los niveles más bajos de potencia. Pero el operador se olvidó de reprogramar el ordenador para que se mantuviera la potencia entre 700 MW y 1.000 MW térmicos. Por este motivo, la potencia descendió al nivel, muy peligroso, de 30 MW.

La mayoría de las barras de control fueron extraídas con el fin de aumentar de nuevo la potencia. Sin embargo, en las barras ya se había formado un producto de desintegración, el xenón, que "envenenó" la reacción. En contra de lo que prescriben las normas de seguridad, en una medida irreflexiva, se extrajeron todas las barras de control.

El día 26 de abril, a la una y tres minutos, esta combinación poco usual de baja potencia y flujo de neutrones intenso, provocó la intervención manual del operador, desconectando las señales de alarma.

A la una y 22 minutos, el ordenador indicó un exceso de radiactividad, pero los operadores decidieron finalizar el experimento, desconectando la última señal de alarma en el instante en el que el dispositivo de seguridad se disponía a desconectar el reactor.

Dado que los sistemas de seguridad de la planta quedaron inutilizados y se habían extraído todas las barras de control, el reactor de la central quedó en condiciones de operación inestable y extremadamente insegura. En ese momento, tuvo lugar un transitorio que ocasionó un brusco incremento de potencia.

El combustible nuclear se desintegró y salió de las vainas, entrando en contacto con el agua empleada para refrigerar el núcleo del reactor. A la una y 23 minutos, se produjo una gran explosión, y unos segundos más tarde, una segunda explosión hizo volar por los aires la losa del reactor y las paredes de hormigón de la sala del reactor, lanzando fragmentos de grafito y combustible nuclear fuera de la central, ascendiendo el polvo radiactivo por la atmósfera.

Se estima que la cantidad de material radiactivo liberado fue 200 veces superior al de las explosiones de Hiroshima y Nagasaki.

El accidente fue clasificado como **nivel 7** ("accidente nuclear grave") en la Escala Internacional de Sucesos Nucleares (**Escala INES**) del OIEA, es decir, el *accidente de peores consecuencias ambientales, y que sirve como referencia para proyectar y controlar los dispositivos y sistemas de protección de las instalaciones nucleares*.

Aunque el accidente tuvo lugar por un claro error humano, hay que tener en cuenta los **factores sociales y políticos** de la Unión Soviética en aquel momento. La falta de una estructura social democrática implicaba una ausencia de control de la sociedad sobre la operación de las centrales nucleares y de una "cultura de seguridad". Posiblemente, el temor de los operadores a no cumplir las instrucciones recibidas desde Moscú, les llevó a desmontar los sistemas de seguridad esenciales para el control del reactor.

Tampoco existía ningún Órgano Regulador de la Seguridad Nuclear que llevase a cabo con autoridad propia e independencia la inspección y evaluación de la seguridad de las instalaciones nucleares.

En cuanto a los **aspectos técnicos** de seguridad del reactor, hay que tener en cuenta que en los reactores RBMK no existe ningún sistema de confinamiento que cubra el circuito primario y tampoco hay edificio de contención capaz de retener los productos de fisión en caso de accidente, como ocurre en los reactores occidentales.

Consecuencias del accidente

El comienzo de un incendio, que no se consiguió apagar hasta el 9 de mayo, aumentó los efectos de dispersión de los productos radiactivos, y el calor acumulado por el grafito dio mayor magnitud al incendio y a la dispersión atmosférica.

De los productos radiactivos liberados eran especialmente peligrosos el yodo-131 (cuyo período de semidesintegración es de 8,04 días) y el cesio-137 (con un período de semidesintegración de unos 30 años), de los cuales, aproximadamente la mitad, salieron de la cantidad contenida en el reactor. Además, se estimó que todo el gas xenón fue expulsado al exterior del reactor.

Estos productos se depositaron de forma desigual, dependiendo de su volatilidad y de las lluvias durante esos días. Los más pesados se encontraron en un radio de 110 km, y los más volátiles alcanzaron grandes distancias. Así, además del impacto inmediato en Ucrania y Bielorrusia, la contaminación radiactiva alcanzó zonas de la parte europea de la antigua Unión Soviética, y de Estados Unidos y Japón.

En España, el *Consejo de Seguridad Nuclear* (CSN) detectó pequeñas cantidades de yodo-131 y cesio-137, por debajo de los límites aceptables de dosis de radiación, en las regiones mediterráneas y en Baleares.

Para determinar los efectos de la radiación sobre la salud de las personas, la Organización Mundial de la Salud desarrolló el *IPHECA* (Programa Internacional sobre los Efectos en la Salud del Accidente de Chernobyl), de modo que pudieran investigarse las posibles consecuencias sanitarias del accidente. Estas consecuencias incluían efectos relacionados con la ansiedad producida en los habitantes de las zonas más contaminadas como resultado de la evacuación de sus casas, y del miedo a posibles daños futuros en la salud por los efectos biológicos de la radiación. Además, el programa proporcionaba asistencia técnica al sistema sanitario nacional de Bielorrusia, a la Federación Rusa y a Ucrania, para aliviar las consecuencias sanitarias del accidente de Chernobyl.

Los resultados obtenidos con los proyectos piloto IPHECA han mejorado considerablemente el conocimiento científico de los efectos de un accidente radiactivo en la salud humana, para que puedan sentarse las bases de las guías de planificación y del desarrollo de futuras investigaciones.

Las **consecuencias inmediatas del accidente sobre la salud** de las personas fueron las siguientes:

- 237 personas mostraron síntomas del **Síndrome de Irradiación Aguda (SIA)**, confirmándose el diagnóstico en 134 casos. 31 personas fallecieron durante el accidente,

de las cuales, 28 (bomberos y operarios) fueron víctimas de la elevada dosis de radiactividad, y 3 por otras causas. Después de esta fase aguda, 14 personas más han fallecido en los diez años posteriores al accidente.

- Entre 600.000 y 800.000 personas (trabajadores especializados, voluntarios, bomberos, militares y otros) llamadas **liquidadores**, encargadas de las tareas de control y limpieza, fallecidas en distintos períodos.
- 116.000 habitantes de la zona fueron **evacuados** varios días después del accidente, como medida de protección frente a los altos niveles de radiación, estableciéndose una zona de exclusión en los territorios más contaminados, en un radio de 30 km alrededor de la instalación.
- 565 casos¹ de **cáncer de tiroides en niños** fundamentalmente (de edades comprendidas entre 0 y 14 años) y en algunos adultos, que vivían en las zonas más contaminadas (208 en Ucrania, 333 en Bielorrusia y 24 en la Federación Rusa), de los cuales, 10 casos han resultado mortales debido a la radiación.
- **Otros tipos de cáncer**, en particular leucemia, no han registrado desviaciones estadísticamente significativas respecto a la incidencia esperada en condiciones normales.
- **Efectos psicosociales** producidos por causas no relacionadas con la radiación, debidos a la falta de información, a la evacuación de los afectados y al miedo de los efectos biológicos de la radiación a largo plazo. Estos efectos fueron consecuencia de la reacción de sorpresa de las autoridades nacionales² ante el accidente, en cuanto a la extensión, duración y contaminación a largas distancias. Como los procedimientos de emergencia eran inexistentes, había poca información disponible, haciéndose notar la desconfianza y la presión pública para que se tomaran medidas, pero las decisiones oficiales no tuvieron en cuenta los efectos psicológicos de la población, llevándose a cabo interpretaciones erróneas de las recomendaciones de la *International Commission On Radiological Protection* (ICRP) para los niveles de intervención de los alimentos. Todo esto se vio traducido en un importante número de alteraciones para la salud, como ansiedad, depresiones y varios efectos psicosomáticos.

La *Organización Mundial de la Salud* (OMS) compró equipos y suministros médicos para los 3 países (Bielorrusia, Federación Rusa y Ucrania) por valor de cerca de 16 millones de dólares.

El resto de los gastos de los proyectos piloto se dedicó a ayudas a los programas, reuniones científicas, cursos de entrenamiento en instituciones extranjeras de investiga-

¹ Datos de 1995 de la Organización Mundial de la Salud (OMS).

² "Chernobyl: Diez años encendido. Impacto radiológico y sanitario". NEA/OECD. Noviembre, 1995.

ción y en instituciones clínicas para 200 especialistas, y a proporcionar capital para continuar con las actividades del programa IPHECA.

PAÍS	RADIOACTIVIDAD LIBERADA DEPOSITADA EN EUROPA (%)
BIELORRUSIA	33,5
RUSIA	23,9
UCRANIA	20
SUECIA	4,4
FINLANDIA	4,3
BULGARIA	2,8
AUSTRIA	2,7
NORUEGA	2,3
RUMANIA	2
ALEMANIA	1,1
OTROS	3

Tabla 1. Porcentaje de radiactividad liberada depositada en Europa
(Fuente: CSN. Informe elaborado a partir de las conclusiones de la OMS, la CE y el OIEA)

Según la Agencia de Energía Atómica (NEA) de la OECD, los **rangos de dosis de radiación**, recibidos por los distintos grupos, fueron los siguientes:

- **Liquidadores:** del total de los liquidadores, unos 200.000 recibieron dosis variables desde 15 a 170 milisievert (mSv)³.
- **Evacuados:** las 116.000 personas evacuadas, la mayor parte de un radio de acción de la central de 30 km, recibieron dosis altas (el 10% más de 50 mSv y el 5% más de 100 mSv), especialmente en el tiroides por incorporación de yodo-131. La zona más evacuada fue Prypiat, a 2 km escasos de la central, convirtiéndose en una "ciudad fantasma" al abandonar la ciudad las 60.000 personas que vivían allí.
- **Habitantes de las áreas contaminadas:** alrededor de 270.000 personas continuaron viviendo en áreas contaminadas, de modo que los niños recibieron altas dosis en tiroides, debido a la ingestión de leche contaminada con yodo-131 durante las primeras semanas después del accidente. Tras el control de los alimentos, durante el período 1986-1989, el rango de dosis de cesio-137 en el suelo fue de 5 a 250 mSv/año, con una media de 40 mSv/año.
- **Resto de la población:** los materiales radiactivos volátiles se extendieron por todo el Hemisferio Norte, aunque las dosis recibidas por la población fueron muy ba-

jas y carecen de importancia desde el punto de vista de la protección radiológica. Las dosis de radiación, durante el primer año, oscilaron en Europa entre 0,005 y 0,5 mSv, en Asia entre 0,005 y 0,1 mSv, y en el Norte de América fueron del orden de 0,001 mSv.

Situación actual y perspectivas de futuro de Chernobyl

Durante los siete meses siguientes al accidente, los restos del reactor nuclear 4 accidentado fueron enterrados por los **liquidadores**, mediante la construcción de un "**sarcófago**" de 300.000 toneladas de hormigón y estructuras metálicas de plomo para evitar la dispersión de los productos de fisión. En principio, este sarcófago fue una solución provisional y debía estar bajo estricto control dada su inestabilidad a largo plazo, ya que podía producirse un hundimiento.

La recuperación de la zona del accidente y de los productos de limpieza han dado lugar a una gran cantidad de residuos radiactivos y equipos contaminados, almacenados en cerca de 800 sitios distintos dentro y fuera de la zona de exclusión de 30 km alrededor del reactor. Estos residuos se encuentran parcialmente almacenados en contenedores o enterrados en trincheras, pudiendo provocar riesgo de contaminación de las aguas subterráneas.

Se ha evaluado que el sarcófago y la proliferación de los sitios de almacenamiento de residuos representan una fuente de radiactividad peligrosa en las áreas cercanas, y algunos expertos de la NEA temían que el hundimiento del reactor accidentado ocasionara graves daños en el único reactor en funcionamiento hasta el 15 de diciembre de 2000, el reactor 3.

En la **Conferencia Internacional de Viena**, celebrada en abril de 1996, se concluyó que la rehabilitación total de la zona no era posible debido a la existencia de "puntos calientes" de contaminación, de riesgos de contaminación de aguas subterráneas, de restricciones en los alimentos y de riesgos asociados al posible colapso del sarcófago, dado su deterioro en los años siguientes al accidente.

Se apuntó que era necesario llevar a cabo un completo programa de investigación para desarrollar un diseño adecuado que constituyera un sistema de confinamiento seguro desde el punto de vista ecológico, evitando las filtraciones de agua de lluvia en su interior y evitando el hundimiento del sarcófago existente, lo que provocaría el escape de polvo radiactivo y de los restos de combustible al medio ambiente.

Ante esta situación, las autoridades y la industria nuclear de los países occidentales están realizando esfuerzos notables para ayudar a los países del Este a mejorar la segu-

³ El límite actual del personal profesionalmente expuesto es de 50 mSv/año, aunque las dosis reales normalmente recibidas no superan los 15-10 mSv/año.

ridad de sus reactores, incluyendo los RMBK, y se puede decir que en la actualidad, la situación de estos países es mucho mejor que en el año 1986.

Entre los programas de ayuda de la Unión Europea destacan los programas **TACIS** (1989) y **PHARE** (1990). Todas las contribuciones económicas se transfieren a un fondo gestionado por el **BERD** (Banco Europeo de Reconstrucción y Desarrollo) conocido como "**Chernobyl Shelter Fund (CSF)**" o "Fondo de Protección de Chernobyl".

El BERD administrará el fondo en nombre de los países contribuyentes y donantes, siendo responsable ante la Asamblea que se reúne 3 ó 4 veces al año. En la actualidad, cuenta con 22 miembros, entre ellos la Unión Europea y Ucrania.

El **Programa TACIS** financió, en 1996, un primer estudio con el objetivo de analizar, en una primera fase, las posibles medidas a corto y largo plazo, para remediar la deplorable situación del sarcófago, y transformarlo finalmente en un emplazamiento seguro.

En un principio, había dos alternativas: enterrar el sarcófago en un bloque de hormigón y construir un nuevo recinto que cubriera completamente el reactor 4 accidentado y el reactor 3.

En mayo de 1997, un grupo de expertos europeos, americanos y japoneses, financiados por el programa, prepararon el **SIP** (Shelter Implementation Plan-Plan de Ejecución del Sistema de Protección).

Los **objetivos** del plan para convertir el sarcófago en un emplazamiento seguro fueron los siguientes:

- Reducir el riesgo de hundimiento del sarcófago.
- En caso de hundimiento, limitar las consecuencias.
- Mejorar la seguridad nuclear del sarcófago.
- Mejorar la seguridad de los trabajadores y la protección ambiental en el sarcófago.
- Convertir el emplazamiento del sarcófago en una zona segura desde el punto de vista medioambiental.

Además, el SIP estableció tres **hitos** a conseguir:

- Decisión estratégica a seguir en cuanto a la estabilidad y la protección.
- Estrategia a seguir en cuanto al problema del combustible dañado y esparcido por el interior del sarcófago.
- Decisión del nuevo tipo de recinto a construir.

De acuerdo con el programa, el proyecto debe estar finalizado en 2007. Hasta mayo de 2001, se llevaron a cabo las tareas de estabilización y otras medidas a corto plazo, constituyendo la primera fase del SIP.

También se realizaron los estudios técnicos preliminares necesarios para determinar una estrategia de mejora de

los sistemas de seguridad y preparar, en una segunda fase, el sarcófago como emplazamiento seguro.

En cuanto al tipo de recinto de protección, se decidió finalmente construir un amplio arco de bóveda metálico en cuyo interior quedaría la unidad 4 dañada, ya que ofrecía muchas ventajas en cuanto a la reducción de las dosis de irradiación, la seguridad durante la construcción, la liberación de las actuales estructuras inestables, un mayor espacio para el desmantelamiento y la flexibilidad necesaria para hacer frente a las incertidumbres de retirada del combustible dañado y disperso.

Este arco abovedado metálico, en construcción desde 2002 y hasta 2005, con un coste de 700 millones de dólares, albergará las unidades 3 y 4 de la central de Chernobyl, bajo su muro impermeable de doble pared presurizada internamente y con una cimentación de 27 metros de profundidad.

La **unidad 3 de la central de Chernobyl**, se paró definitivamente el **15 de diciembre de 2000**. Tanto los expertos ucranianos como los extranjeros, fijaron el coste del cierre entre 2.000 y 5.000 millones de dólares, hasta retirar el combustible radiactivo que quede en la central con fecha límite en 2008. Esta decisión completó el cierre total de la instalación nuclear que había dado lugar, el 26 de abril de 1986, a la mayor catástrofe nuclear de la Historia.

Anteriormente, el reactor 1 se había cerrado el 31 de noviembre de 1996, tras graves deficiencias de la refrigeración que dieron lugar a un nivel 3 en la Escala INES, y el reactor 2, que se había cerrado en octubre de 1991 tras un incendio. El reactor 3 cerrado el 15 de diciembre de 2000, había tenido ya varios incendios y la estructura estaba afectada por la corrosión.

El incidente de la central nuclear de Vandellós I

El **19 de octubre de 1989**, a las 21.39 horas, se inició, debido a un fallo mecánico, un incendio en el generador eléctrico, que provocó indirectamente una inundación de agua de mar de la cava del reactor y la inoperabilidad de algunos de los sistemas de seguridad.

El 24 de noviembre de 1989, el antiguo Ministerio de Industria y Energía (MINER) resolvió suspender el permiso de explotación de la central. ENRESA recibió el encargo de su desmantelamiento, cuyo proceso está comprendido por tres niveles. En el **NIVEL I** (1990-1997), se procedió a la descarga del reactor y a la evacuación del combustible. El objetivo del **NIVEL 2** (1998-2003) consistió en desmontar y demoler los edificios y sistemas de la central, excepto el cajón de hormigón que contiene el reactor, que permanecerá confinado. Los trabajos de desmantelamiento en zonas radiológicas fueron llevados a cabo en abril de 1999, aislando el cajón del reactor un año más

tarde, y continuando así con el desmantelamiento en zonas convencionales.

Concluida esta etapa de desmantelamiento en el mes de junio de 2003, se inicia ahora un período de latencia de 25 años, que tiene como fin que la radiactividad en el interior del cajón del reactor decaiga a niveles de radiación que faciliten su total desmantelamiento con el mínimo coste radiológico.

Esta situación permitirá entonces acometer el **NIVEL 3**, dejando finalmente liberado el emplazamiento para posteriores usos.

El incidente de la central nuclear de **Vandellós I**, fue clasificado como nivel 3 ("incidente importante") en la Escala INES, ya que no se produjo escape de productos radiactivos al exterior, ni fue dañado el núcleo del reactor y tampoco hubo contaminación dentro del emplazamiento.

El daño que sufrieron los sistemas de seguridad provocó la degradación de la defensa en profundidad de la seguridad de la central.

El accidente de la planta de tratamiento de combustible nuclear de Tokaimura

El accidente de la instalación de tratamiento de combustible de uranio, propiedad de la compañía JCO en Tokaimura (Japón), tuvo lugar el **30 de septiembre de 1999**, en el edificio de conversión de la planta.

Esta instalación se encuentra a 120 kilómetros del nordeste de la ciudad de Tokio, en la Prefectura de Ibaraki, y consta de tres edificios auxiliares de conversión de uranio:

- Uno con una capacidad anual de 220 toneladas de uranio por año (t U/a) para bajo enriquecimiento (aproximadamente el 5%).
- Otro con una capacidad anual de 495 t U/a para bajo enriquecimiento (menor del 5%).
- Otro, el que tuvo el accidente, con una capacidad anual ligeramente superior a 3 t U/a para alto enriquecimiento (no superior al 20%). En este edificio, se produce polvo de óxido de uranio concentrado a partir de la transformación de hexafluoruro de uranio. Este edificio de conversión no solía funcionar de manera continuada, sólo se empleaba para encargos muy concretos de producción inmediata (30-200 kilogramos de uranio) destinada principalmente al reactor reproductor rápido JOYO, pudiendo decirse que, en total, estaba en funcionamiento dos meses al año.

Causas del accidente

El proceso de enriquecimiento se realiza convirtiendo previamente el uranio en un compuesto, el hexafluoruro de uranio, que es gaseoso en condiciones normales. El siguiente paso, es la conversión del uranio enriquecido en forma de hexafluoruro de uranio en óxido de uranio, lo que se logra en un tanque con una disolución acuosa de nitrato de uranilo.

El compuesto se convierte por precipitación y sedimentación, y posteriormente por calcinación, en pastillas de combustible cerámico, que constituirán los elementos de combustible de algunos reactores nucleares.

Según el procedimiento interno de operación establecido, la disolución de óxido de uranio (U_3O_8) debía estar en un tanque dispuesto para tal fin, transfiriéndose después a una solución de nitrato de uranilo puro y homogeneizándose con una purga de nitrógeno gas.

Posteriormente, la mezcla se vertía al tanque de precipitación refrigerado por agua para evacuar el calor residual generado por la reacción exotérmica que se produce.

Para prevenir la aparición de una criticidad⁴ (una reacción de fisión en cadena automantenida), el procedimiento establecía unos límites para la cantidad de uranio que debía ser transferida al tanque de precipitación, una cantidad máxima de 2,4 Kilogramos de uranio.

El procedimiento de trabajo fue modificado en noviembre de 1996, sin permiso de las autoridades reguladoras competentes, permitiendo el tratamiento de la disolución del óxido de uranio en baldes de acero inoxidable, que no cumplían las medidas adecuadas. Este nuevo método de trabajo había sido llevado a cabo varias veces antes de que ocurriera el accidente.

Así, al preparar el combustible del reactor JOYO en septiembre de 1999, los trabajadores disolvieron el polvo de U_3O_8 en ácido nítrico en los baldes de acero inoxidable y vertieron la solución directamente en el tanque de precipitación.

La solución empleada de 16 litros de óxido de uranio, enriquecida al 18,8% de uranio-235, fue repartida en cuatro baldes de acero inoxidable para verterla en el tanque de precipitación.

En la mañana del 30 de septiembre, a las 10.35 hora local, cuando el volumen alcanzó los 40 litros, equivalentes a 16 Kilogramos de uranio, muy superior a la cantidad inicialmente limitada, se alcanzó la *masa crítica necesaria para que se iniciara una reacción de fisión nuclear en cadena*

⁴ Ver capítulo "Reactores Nucleares (I)".

automantenida⁵, acompañada de la emisión de neutrones y radiación gamma.

Consecuencias del accidente

La reacción en cadena que tuvo lugar, afectó directamente a los tres operarios que preparaban la muestra, que tuvieron que ser hospitalizados, dos de ellos en condiciones críticas, y que murieron uno a las 12 semanas y otro, transcurridos 7 meses.

Los tres trabajadores recibieron altas dosis de radiación, de 10.000-20.000 mSv, de 6.000-10.000 mSv y de 1.000-5.000 mSv respectivamente (la dosis mortal es de 8.000 mSv).

Además, 56 trabajadores más de la planta se vieron expuestos a la radiación, de los cuales, al menos 21 personas recibieron dosis importantes y tuvieron que estar bajo evaluación médica.

En un radio de 200 metros alrededor de la instalación, fue restringido el acceso, y de forma adicional, las autoridades japonesas establecieron medidas de evacuación de 161 personas, de las zonas situadas a una distancia de 350 metros de la planta.

Como medida preventiva, las 310.000 personas que vivían a 10 km fueron avisadas para que no salieran de sus hogares, hasta que la situación estuviera bajo control, durando su confinamiento 18 horas. El informe final sobre el accidente estimó que la dosis máxima recibida por el público en general, alcanzó los 16 mSv.

Una vez que la criticidad finalizó, añadiendo ácido bórico a la solución del tanque de precipitación, y gracias a los sistemas de contención del emplazamiento, siempre en *depresión*⁶ con respecto al exterior, los niveles de radiación en los exteriores volvieron a la normalidad.

Según el OIEA, los niveles de radiación de las áreas cercanas a la planta, a mediados del mes de octubre de 1999, habían recuperado los niveles de fondo natural. La medida de yodo-131 en suelos y en vegetación fuera de la instalación, determinó que los alimentos no se habían visto afectados.

El accidente se clasificó como **nivel 4** según la Escala INES ("accidente sin riesgo significativo fuera del emplazamiento"), ya que las cantidades de radiación liberadas al exterior fueron muy pequeñas, y dentro de los límites establecidos, pero dentro del emplazamiento, los daños producidos en los equipos y barreras biológicas fueron significativos, además de la fatal exposición de los trabajadores.

A partir del accidente, al que todos los indicios apuntan como un fallo humano, las plantas de fabricación de com-

bustible en Japón, fueron automatizadas completamente, para asegurar que un accidente de criticidad no volviera a producirse, equipando los sistemas con equipos de control neutrónico, y empleando métodos de conversión en seco, intrínsecamente más seguros.

El caso del Uranio Empobrecido y el "Síndrome de los Balcanes"

El uranio es el elemento químico más pesado de origen natural existente en la corteza terrestre. Está formado por tres tipos de isótopos: uranio-238, uranio-235 y uranio-234. Así, de cada gramo de uranio natural, más del 99% es uranio-238, 0,7% es uranio-235 y 0,5% es uranio-234.

El principal uso del uranio es la fabricación de elementos de combustible para los reactores nucleares, pero para ser usado con cierta eficiencia debe ser enriquecido.

Una vez que han sido obtenidos los concentrados de uranio (U_3O_8), se transforman en hexafluoruro de uranio (UF_6), eliminado una buena parte de los descendientes de uranio-238 y del uranio-235, excepto el uranio-234.

El proceso de enriquecimiento se lleva a cabo con el hexafluoruro de uranio en estado gaseoso, que mediante procesos de precipitación y separación, permite extraer dos fracciones bien diferenciadas: una **enriquecida en uranio-235**, que se transforma en polvo de óxido de uranio al verse sometido el hexafluoruro a elevadas temperaturas, y partir del cual se fabrican las pastillas metálicas de combustible, y otra **empobrecida de uranio-235**, con un contenido del 0,2-0,3% de uranio-235, conocida como **uranio empobrecido**, que suele almacenarse y transformarse la mayor parte en uranio metal.

Entre los **usos** del uranio empobrecido destacan:

- **Usos militares:** fabricación de proyectiles de gran poder de penetración al ser lanzados contra vehículos blindados, y como blindaje de tanques, dada su alta densidad y resistencia a la penetración de otros proyectiles convencionales.
- **Usos civiles:** como blindaje contra las fuentes radiactivas empleadas en inspección de soldaduras e incluso en los hospitales para protegerse de las fuentes de cobalto-60, como contrapeso en aviones, en odontología y como quilla de veleros de competición.

El **riesgo radiológico** de los isótopos del uranio tiene fundamentalmente su origen en las emisiones alfa, siendo la

⁵ Ver capítulo "Fisión Nuclear".

⁶ Un **sistema en depresión** es aquel que se encuentra a una presión menor que la presión atmosférica, de modo que la dirección de la corriente de aire va siempre desde el exterior al interior del edificio.

inhalación e ingestión las vías de incorporación al organismo. La irradiación externa es muy pequeña.

DOSIS (mSv/mg) DE INHALACIÓN PARA URANIO INSOLUBLE CON DISTINTAS CARACTERÍSTICAS	
URANIO NATURAL CON DESCENDIENTES (RADIO Y OTROS)	0,70
URANIO NATURAL ELIMINADOS DESCENDIENTES	0,22
URANIO NATURAL EMPOBRECIDO AL 3,5% DE U-235	0,75
URANIO EMPOBRECIDO AL 0,2% DE U-235	0,12

Tabla 2. Dosis de inhalación para uranio insoluble (Fuente: OIEA)

El uranio empobrecido presenta un riesgo radiológico cinco veces menor que el riesgo presentado por el uranio en la naturaleza.

Además, se pueden comparar los valores de la tabla con los datos medidos de radiación de origen natural que todos recibimos, que alcanzan los 2,41 mSv, pudiendo superar los 10 mSv en algunas zonas.

Del Departamento de Defensa de los Estados Unidos se ha sabido que en la guerra de los Balcanes, habían sido lanzados 31.000 obuses con 300 gramos de uranio, es decir, un total de 9 toneladas de uranio empobrecido.

Una fracción se habría liberado al medio, y aunque puede detectarse, también se puede confundir con el uranio natural distribuido ampliamente en la corteza terrestre.

Razones que hacen improbable la relación entre la aparición de leucemias y el uranio empobrecido

El uranio empobrecido es muy poco radiactivo, y el riesgo que puede producirse procede de los aerosoles de uranio generados tras el impacto. Estas partículas se van depositando, una vez que se enfrían, en el medio pudiendo confundirse con el uranio natural, haciendo difícil su detección.

Las emisiones beta-gamma procedentes de los fragmentos metálicos producidos tras el impacto pueden detectarse sin problemas a unos 10 centímetros pero no más allá de 1 metro de distancia. El riesgo de incorporar uranio al organismo por inhalación se produce si inmediatamente después de la explosión se penetra en la zona sin ningún tipo de protección.

En estas condiciones, la dosis total efectiva recibida sería de menos de 1 mSv, y pasados unos días sería de 0,3 mSv. Estas dosis no justifican la aparición de leucemias, ya que para que este tipo de cáncer pudiera aparecer debe ocu-

rrir una irradiación externa aguda, algo que no se ha dado en las tropas de la OTAN destinadas en Kosovo.

La incorporación al organismo por contaminación, mediante ingestión, inhalación o heridas, de determinados elementos químicos puede causar leucemia, pero no es el caso del uranio, cuyo metabolismo de fijación en el organismo no afecta a la médula ósea donde se forman los glóbulos blancos.

Además, en el caso hipotético de producirse leucemia, ésta se manifestaría tras largos periodos de tiempo.

Formas de detección

- **Medidas en un contador de radiactividad corporal:** en el caso de detectar la presencia de uranio, cuando la vía de incorporación ha sido la inhalación o la ingestión de partículas insolubles.
- **Medidas de uranio en orina:** para conocer la presencia de uranio en la sangre.
- **Espectrometría gamma y de masas:** las zonas posiblemente contaminadas por la radiactividad, en el caso del uranio empobrecido, habrían sido el suelo, los árboles y los edificios. Se recogen muestras de todas estas zonas y se someten a espectrometría gamma, con el objetivo de determinar la existencia de radiactividad. En el caso de que haya indicios de radiactividad, se someten las muestras a técnicas radioquímicas que permitan determinar la cuantía de la fuente de radiación detectada. Como el uranio es un elemento pesado, una vez que se ha procesado y disuelto la muestra, el análisis del uranio empobrecido se realiza mediante una espectrometría de masas, capaz de detectar cantidades minúsculas de isótopos de uranio y distinguir entre uranio natural y empobrecido.

Aplicación de normas de protección radiológica y seguridad del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

El OIEA ha elaborado las **Normas Básicas Internacionales de Seguridad (NBS)**, conjuntamente con la OMS, para establecer los límites de exposición a cualquier combinación de isótopos de uranio, incluidos los que se encuentran en el uranio empobrecido.

Estos límites están basados en las Recomendaciones de la **ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica)**, que proporciona orientación sobre protección radiológica, y el **UNSCEAR (Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Ionizantes)**, que estima los efectos de las radiaciones en la salud.

Las NBS fijan los límites de la dosis anual de exposición a las radiaciones para el público y los trabajadores en 1 mSv y 20 mSv respectivamente. En el caso del uranio empobrecido,

se llevaron a cabo los estudios necesarios para determinar si se sobrepasaban estos límites.

En noviembre de 2000, el OIEA participó en un estudio, dirigido por el **Programa de las Naciones Unidas para el Medio Ambiente (PNUMA)**, de 11 emplazamientos en que se utilizaron municiones de uranio empobrecido en Kosovo, tomando un total de 340 muestras de agua, suelos, vegetación, leche y polvo de vehículos y fragmentos de munición.

Se llegó a la conclusión de que la contaminación detectable de uranio empobrecido en la zona, se limitaba a zonas que están a pocos metros de los proyectiles y a zonas muy localizadas de contaminación concentrada producida por los impactos de dichos proyectiles. Aun así, los niveles de radiactividad detectados fueron muy bajos y no representaban ningún peligro para el aire, las plantas y el agua.

Para evitar riesgos innecesarios, el PNUMA estableció medidas preventivas de limpieza de dichas zonas contaminadas, justificando toda intervención de limpieza desde el punto de vista radiológico.

Por otro lado, como medidas correctoras, se retiraron las municiones de uranio empobrecido aún yacentes en el suelo y todos los vehículos blindados alcanzados por los proyectiles, a fin de impedir que las personas entren en contacto directo con una fuente de contaminación.

El **Informe Final del PNUMA sobre el Uranio Empobrecido Liberado**, se publicó el 13 de marzo de 2001 en Ginebra.

Además de la evaluación radiológica, el OIEA ofrece un **Curso de Capacitación para Especialistas**, centrándose en los métodos de medición y en la evaluación de riesgos procedentes del uranio empobrecido y de otras fuentes de radiactividad.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre las *controversias existentes en torno a ciertos accidentes e incidentes nucleares*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Las consecuencias en la salud del accidente de Chernobyl". Informe de la Organización Mundial de la Salud (OMS) de las Naciones Unidas, 1995.
- "Chernobyl: diez años encendido. Impacto radiológico y sanitario". Informe de la Agencia de Energía Nuclear (NEA/OECD). Noviembre, 1995.
- Conferencia Internacional de Viena "Una década después de Chernobyl". 8-12 de abril de 1996. OIEA/OMS/UE.
- "Chernobyl Unit-4 Short and Long Terms Measures". TACIS Services. Comisión Europea. Bruselas. Diciembre, 1996.
- "Accidente en la planta de conversión de combustible de Tokaimura". Declaración del Organismo Internacional de Energía Atómica. Viena. Septiembre, 1999.
- "Report on the preliminary fact finding mission following the accident at the nuclear fuel processing facility in Tokaimura, Japan". Organismo Internacional de Energía Atómica. Viena, 1999.
- "Escala Internacional de Sucesos Nucleares". Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Madrid, 2000.
- "Cierre de Chernobyl: Seguridad, máxima prioridad para el OIEA". Boletín del Organismo Internacional de Energía Atómica. Abril, 2000.
- "Sources and Effects of Ionizing Radiation: The United Nations Scientific Committee on the Effects of Atomic Radiation". UNSCEAR 2000 Report to the General Assembly, with Scientific Annexes. Naciones Unidas. Nueva York, 2000.
- "Origen y Gestión de Residuos Radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos-ENRESA. Madrid, 2001.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

- "Polémica sobre la relación uranio empobrecido/casos de leucemia". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- "Uranio empobrecido". Organismo Internacional de Energía Atómica. División de Información Pública. Viena, 2001.
- "Uranio: mitos y realidades. El caso del uranio empobrecido". G. Sánchez. Revista Sociedad Nuclear Española. Madrid, 2001.
- "15 years on how safe?". INSIGHT, News Magazine of the International Chernobyl Centre. ICC, 2002.
- Ponencia ENRESA "Desmantelamiento de C. N. Vandellós I". Informe SNE "Las Centrales Nucleares Españolas en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además, pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- ENRESA: <http://www.enresa.es/>
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): <http://www.iaea.org/worldatom/>
- NUCLEAR ENERGY AGENCY/ORGANIZATION FOR ECONOMIC COOPERATION AND DEVELOPMENT (NEA/OECD): <http://www.nea.fr/> y <http://www.oecdnea.org/>
- WORLD NUCLEAR ASSOCIATION (WNA): <http://www.world-nuclear.org/>
- U. S. NUCLEAR REGULATORY COMMISSION (NRC): <http://www.nrc.gov/>
- INTERNATIONAL COMISIÓN ON RADIOLOGICAL PROTECTION (ICRP): <http://www.icrp.org/>
- COMISIÓN EUROPEA (UE): <http://www.europa.eu.int/>

1.4

ESTRUCTURA Y EVOLUCIÓN HISTÓRICA DEL ABASTECIMIENTO DE ENERGÍAS PRIMARIAS

Se define la **energía** como la magnitud física asociada a la capacidad de producir trabajo mecánico, emitir luz o generar calor. Puede manifestarse de diversas formas: cinética, potencial, eléctrica, química, magnética, nuclear, etc.

Las distintas fuentes de energía se clasifican según:

- Su utilización: pueden ser *primarias*, si se obtienen directamente de la naturaleza, como el carbón, el petróleo y el gas, y *secundarias*, si se obtienen a partir de procesos técnicos de transformación de las anteriores, como la energía eléctrica.
- Su origen renovable o no renovable: las energías *renovables*, son fuentes de energía inagotables, ya que llegan de forma continuada a la tierra, como la energía solar, la eólica, la hidráulica, la mareomotriz y la biomasa, y las *no renovables*, son aquellas que existen en cantidad limitada en la naturaleza, como el carbón, el petróleo, el gas y el uranio.
- La incidencia económica: pueden ser *convencionales*, si tienen una importante incidencia en los balances energéticos de los países industrializados, como el carbón, el petróleo, el gas, la energía hidráulica y la nuclear, y *no convencionales*, si están en desarrollo y no cubren un porcentaje representativo de la demanda energética, como la energía solar, eólica, mareomotriz y la biomasa.

A lo largo de la historia, se han producido diversas sustituciones en el uso de las energías primarias, motivadas por la mayor eficiencia técnica de unas energías sobre otras, por un aumento del consumo y demanda energéticos, por la limpieza y la facilidad de uso, y por la diferencia de precios entre las distintas fuentes de energía.

Evolución del consumo energético

El uso práctico y masivo de la energía es una consecuencia de la relación existente entre el desarrollo humano y sus avances científicos y técnicos. Algunos de estos avances han incidido especialmente en el desarrollo y aprovechamiento de las distintas fuentes de energía, unos actuando sobre la oferta y otros estimulando la demanda.

De todas las fuentes de energías existentes, las que se emplean de forma masiva a nivel mundial son: petróleo, carbón, gas, nuclear de fisión e hidráulica. En España, se puede analizar la estructura y la evolución relativas al carbón, a la energía hidráulica, al petróleo, a la energía nuclear y al gas. Los aprovechamientos de otras fuentes primarias energéticas (energía solar, eólica o geotérmica) tienen una menor significación cuantitativa actualmente en la producción de energía eléctrica.

El consumo de energía por habitante constituye uno de los indicadores más fiables del grado de desarrollo económico y de bienestar de una sociedad determinada. En este sentido, la demanda energética se asocia con el Producto Nacional Bruto (PNB) de un país, con su capacidad industrial y con el nivel de vida alcanzado por sus habitantes.

Existe una alta relación entre el consumo energético y toda una serie de magnitudes económicas que facilitan el bienestar social. De hecho, los países de mayor consumo de energía, son los que presentan mejores niveles de bienestar y desarrollo económico.

La correspondencia entre el nivel de vida y el consumo energético se puede apreciar también desde la perspectiva histórica, ya que existen evidentes relaciones entre crecimiento económico y mayor demanda de energía. Cuando un país comienza a desarrollarse, su estructura económica se caracteriza por un predominio de las actividades primarias de bajo consumo energético.

Iniciado el proceso de crecimiento, la industria aumenta en importancia, lo mismo que los transportes, sectores que requieren una gran cantidad de energía. Si además unimos la creciente mecanización de todas las actividades, incluidas las domésticas, es evidente la importancia de la energía y la mayor demanda de ésta. No obstante, es cierto que la mayor eficacia técnica de las máquinas, permite reducir progresivamente el uso de la energía para iguales niveles de producción.

Fuentes de energía primarias más importantes

• Carbón

El crecimiento de la producción de carbón acompañó la progresiva aplicación de la máquina de vapor en el mundo en el siglo XIX en numerosos procesos fabriles y en el transporte por ferrocarril.

En España, dadas las dificultades de la minería nacional para satisfacer estas demandas, buena parte de ellas fueron cubiertas con la importación desde Inglaterra de carbón de mejor calidad y precio.

A las dificultades propias de los yacimientos españoles, que dificultaban y encarecían el laboreo para cubrir la demanda nacional, se añadía el lento desarrollo del ferrocarril en el país, que tomó un fuerte impulso a partir de 1860. Además de demandar carbón para su funcionamiento, era el transporte necesario para llevarlo desde las cuencas mineras hasta los centros de consumo.

El carbón se emplea como fuente de energía, aprovechando el calor que genera su combustión, bien sea para generar trabajo mecánico directamente utilizable para la industria o los sistemas de transporte (máquinas de vapor tradicionales), bien sea para generar electricidad (caso de las centrales termoeléctricas).

A lo largo del siglo XX, la hidroelectricidad, el petróleo, la energía nuclear y el gas fueron participando mayoritariamente en la cobertura de la demanda de energía primaria, hasta que, en la década de los 60, el carbón perdió su hegemonía a favor del petróleo, una vez que tuvo lugar la liberalización de la política económica en España. Así, el consumo de carbón fue enfocado hacia la generación termoeléctrica y la siderurgia.

Esta situación de crecimiento económico basado en un abastecimiento energético barato se vio truncada en 1973 con la primera crisis del petróleo. El precio de los crudos se disparó, provocando una importante recesión en la economía mundial. En aquel momento, el 70% del abastecimiento energético español lo cubría el petróleo, lo cual hacía vulnerable todo el sistema productivo. Por este motivo, la Administración española comenzó a estimular de nuevo el consumo de carbón, y la energía nuclear.

En 1979 tuvo lugar la segunda crisis del petróleo, y la Administración elaboró el plan acelerado de construcción de centrales de carbón, incrementando la participación de esta energía primaria en la cobertura de la demanda energética, a través de la generación termoeléctrica en centrales de carbón, sustituyendo al fuel-oil y mediante la participación en la industria cementera.

Así tuvo lugar una tercera fase de expansión de la producción nacional y de las importaciones de carbón. Este efecto alcanzó un máximo en 1985, ya que a partir de ese año se iniciaría un nuevo proceso de caída debido al incremento de la generación electronuclear, a la disminución de los precios del petróleo, y a la caída en la tasa de crecimiento de la demanda energética o mejora en la eficiencia y el ahorro energético.

La construcción de las centrales nucleares generó, a finales de la década de los 80, fuertes deudas en las empresas eléctricas –en este caso sociedades privadas– que habían apostado por esta alternativa. La salida de esta situación de endeudamiento llegó con la incorporación de ENDESA al área de energía nuclear, en una operación que consolidó la situación de esta empresa pública en el sector eléctrico español. Esta operación supuso una transferencia de recursos excedentarios desde el área carboeléctrica (Galicia, Castilla y León, Asturias y Aragón) hacia el área nuclear (fundamentalmente Cataluña).

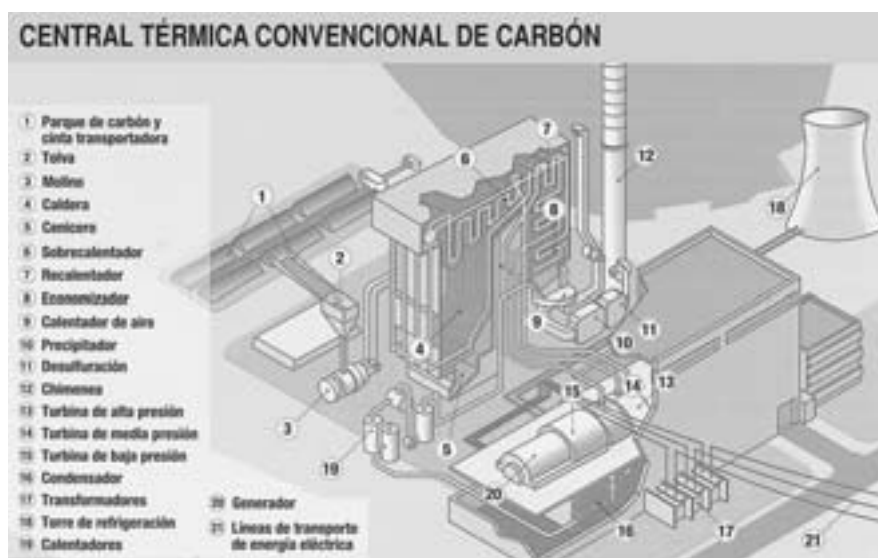


Figura 1. Esquema de una central térmica convencional de carbón
(Fuente: UNESA)

• Energía Hidráulica

Con la Revolución Industrial, los aprovechamientos tradicionales (molinos, etc.) de energía hidráulica experimentaron un fuerte retroceso al ser, en parte, desplazados por las máquinas de vapor alimentadas con carbón. Su resurgimiento vino provocado por la generación de electricidad, superando al carbón y al gas de baja calidad (procedente de la gasificación del carbón) que, a principios del siglo XX, eran las principales fuentes de energía generadoras de electricidad, aunque ya en el año 1901, el 61% de las centrales existentes eran hidráulicas.

El potencial hidroeléctrico de los ríos españoles está altamente aprovechado. En 2003, la situación de los embalses hidroeléctricos en España era del 55,7% (9.968 GWh) de su capacidad.

En contrapartida, debe resaltarse el carácter variable de esta fuente de energía, dada su vinculación a las fuertes oscilaciones de la pluviosidad en un clima mediterráneo como el de la mayor parte de España. La importante capacidad de los embalses existentes dota al parque eléctrico de una extraordinaria flexibilidad, ya que con la modulación de las centrales hidráulicas se consigue una perfecta adaptación a la curva de carga. En conexión con algunas centrales nucleares, han surgido las denominadas *centrales de bombeo*, durante las horas valle, de bajo consumo, se bombea agua que se convierte en energía hidráulica utilizada en horas punta.

• Petróleo

En la segunda mitad del siglo XIX, se inició en EE.UU. una importante utilización de esta fuente primaria de energía. Su principal uso inicial fue la alimentación de lámparas de alumbrado. Del refinado de petróleo se obtienen los denominados *derivados*, es decir, butano, gasolinas, carburantes, naftas, gasóleos, aceites lubricantes, fuel-oil y asfaltos.

El motor de explosión y luego el diésel constituyeron hitos tecnológicos fundamentales para el desarrollo de esta energía primaria, con el tiempo, la más empleada en el transporte.

Hasta 1927, las multinacionales ESSO y Royal Dutch-Shell, controlaban el mercado español de petróleo. La liberalización y apertura de la economía española al exterior, y en concreto, la adhesión a la Comunidad Económica Europea, hizo posible el progresivo regreso de las grandes compañías, desapareciendo las condiciones de monopolio reservadas por el Estado, que eran incompatibles con los Tratados de la CEE.

El salto espectacular del uso del petróleo en España se inició a partir de la década de los 50, paralelo al producido en los países más desarrollados a partir de la Segunda Guerra Mundial y estuvo fundamentado en la competitividad de su precio con respecto a los del carbón y a su consumo en exclusiva por los motores de explosión y diésel, que pasaron a proporcionar la fuerza motriz en casi todas las modalidades de transporte y en muchos procesos industriales.

La crisis de 1979, por traslación de precios a los consumidores, produjo rápidamente un efecto contractivo sobre el consumo.

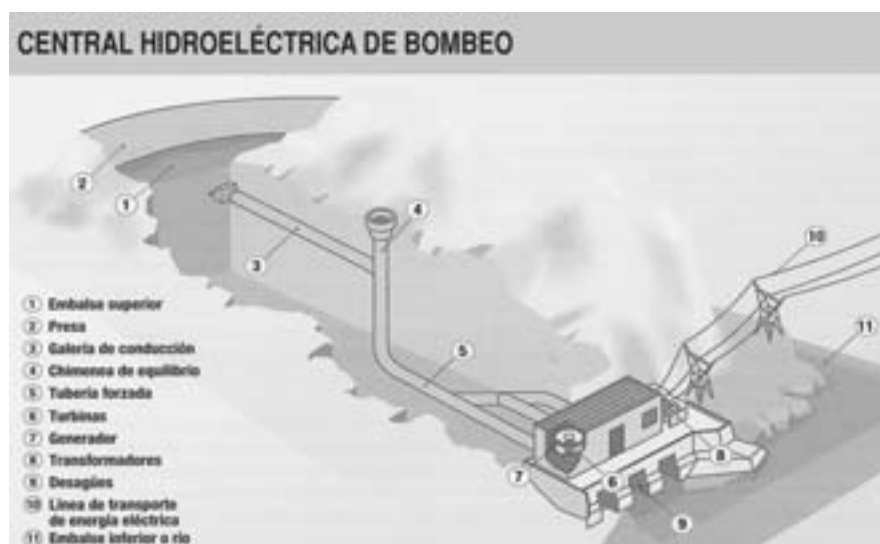


Figura 2. Esquema de una central hidroeléctrica de bombeo
(Fuente: UNESA)

• Energía nuclear

Desde el punto de vista energético, la fisión nuclear descubierta en 1936 por Hahn-Meitner, consiste en la transformación de masa de uranio en energía térmica.

Como fuente de energía primaria, la energía nuclear tiene un rendimiento energético extraordinario, ya que la conversión energética mediante la fisión de una masa de uranio es 52,5 millones de veces superior al rendimiento energético obtenido por la combustión de igual masa de carbón.

Su aplicación práctica fundamental es el aprovechamiento de calor generado para la producción de energía eléctrica.

La primera central nuclear comercial productora de electricidad comenzó a funcionar en 1956 en Inglaterra (Windscale).

En España, la incorporación de esta fuente de energía fue algo más tarde, en 1968, cuando se inauguró la C. N. José Cabrera. A esta central, incluida dentro de las denominadas de *primera generación* (José Cabrera, 1968; Santa Mª de Garoña, 1971; Vandellós I, 1972), siguieron, en el marco de los nuevos criterios energéticos provocados por la crisis del petróleo (incremento de la independencia energética y diversificación de fuentes), las siguientes centrales correspondientes a los programas de la *segunda* y *tercera generación* (Almaraz I, 1981; Almaraz II, 1983; Ascó I, 1983; Cofrentes, 1984; Ascó II, 1985; Vandellós II, 1987 y Trillo I, 1988).

Otras centrales en construcción (Valdecaballeros I-II; Lemóniz I-II y Trillo II) se vieron paralizadas con la entrada en el Gobierno en 1982 del PSOE, que incluía en su programa la

*moratoria nuclear*¹ y que fue recogida en el Plan Energético Nacional de 1983.

• Gas

El gas natural es una mezcla de hidrocarburos gaseosos, tales como etano, propano, butano y metano (más del 80%), que se encuentra en el subsuelo y que tiene la misma génesis que el petróleo.

De alto poder calorífico, se inició su uso comercial en EE.UU. en la década de los años 20, y en Europa en los años 50. Por su combustión poco contaminante ha originado que en breve tiempo, se haya convertido en la tercera fuerza energética mundial, cubriendo en el año 2003 el 23,9% de la demanda de energía primaria.

Los avances tecnológicos en la construcción de gasoductos, así como la puesta en operación, en la década de los 60, de las denominadas *cadena GNL* (Gas Natural Licuado), han contribuido a su expansión, conectando los yacimientos con los centros de consumo.

Al principio de los años 70, llegó a España el gas natural suministrado por Libia y Argelia. La primera planta de regasificación se instaló en Barcelona, y a continuación, Huelva y Cartagena.

A la red de gasoductos españoles, se conectan los de gas importado y los de producción nacional. Dado que la red está en continua expansión, se va configurando la importante infraestructura de transporte de gas necesaria para distribuir el producto desde Argelia.

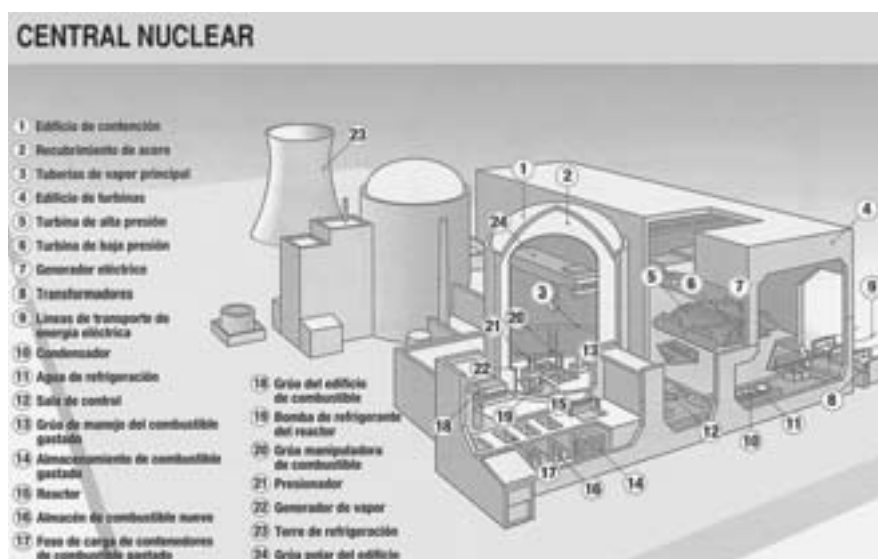


Figura 3. Esquema de una central nuclear (Fuente: UNESA)

¹ Ver capítulo "Moratoria Nuclear".

Actualmente, la demanda de este combustible está localizada en el sector industrial y en el consumo doméstico.

En el futuro, el sector eléctrico se convertirá en un importante consumidor, ya que la generación eléctrica mediante el denominado *ciclo combinado*² reúne una serie de características muy atractivas: bajos costes fijos, flexibilidad y combustión muy poco contaminante. Así, el consumo de gas natural en España está experimentando un fuerte tirón.

Otras fuentes de energía

Con el objetivo de evitar y prevenir la futura escasez de energía, a lo largo de las últimas décadas del siglo XX, se han planteado diversas soluciones. Además del desarrollo de programas de eficiencia y ahorro energético, la diversificación de fuentes de energía es la que supone un avance tecnológico más destacado, y se considera una pieza clave para alcanzar un abastecimiento energético estable, que favorezca el aumento de la calidad de vida de la población y que evite la dependencia respecto de terceros países.

Por estos motivos, se están llevando a cabo numerosos proyectos de investigación y desarrollo en el campo de las llamadas *nuevas energías*.

• Energía solar

De la radiación solar total, sólo dos millonésimas partes llegan a la atmósfera terrestre. Además, no llega de manera uniforme a la Tierra, la estación del año, la hora del día, la altitud, etc., son factores que hacen variar la radiación que absorbe la superficie terrestre.

El aprovechamiento energético del Sol presenta una serie de ventajas frente a otras fuentes de energía, ya que es una energía gratuita e inagotable.

Sin embargo, presenta algunos problemas relacionados con la dispersión con que llega la radiación a la superficie terrestre, ya que aún no se dispone de un sistema eficaz de almacenamiento de energía. Además, se necesitan grandes sistemas de captación de la radiación solar, lo cual supone elevados costes.

En la actualidad, se dispone de dos formas de aprovechamiento de la energía solar:

- Energía solar fotovoltaica: está basada en la transformación directa de la energía solar en electricidad, a través de células fotovoltaicas.
- Energía solar térmica: está basada en la absorción de la energía solar y su transformación en calor. Presenta un alto rendimiento de transformación (hasta un 65%),



Figura 4. Esquema de una central de ciclo combinado
(Fuente: UNESA)

² **CICLO COMBINADO**: una central de ciclo combinado es aquella que aprovecha la combustión de un gas para accionar una turbina de gas y producir electricidad, y que presenta la particularidad de que emplea el calor residual para calentar agua en una caldera clásica produciendo vapor. Este vapor accionará una turbina de vapor que generará también electricidad. Su rendimiento es ligeramente superior (45% aprox.) al de una central térmica clásica (33%). Entre sus ventajas destaca la flexibilidad de las turbinas de gas en cuanto a la elección del combustible, así como las reducidas necesidades de agua de refrigeración en comparación con las centrales termoeléctricas clásicas.

pero sólo es utilizable en el caso de radiación solar directa.

Para el aprovechamiento fotovoltaico se emplean **células solares o fotovoltaicas**, construidas con un material cristalino semiconductor (silicio) que produce electricidad al incidir sobre él la radiación solar. Estas células aprovechan sólo un 15% o un 25% de la energía luminosa que reciben, y tienen un coste elevado.

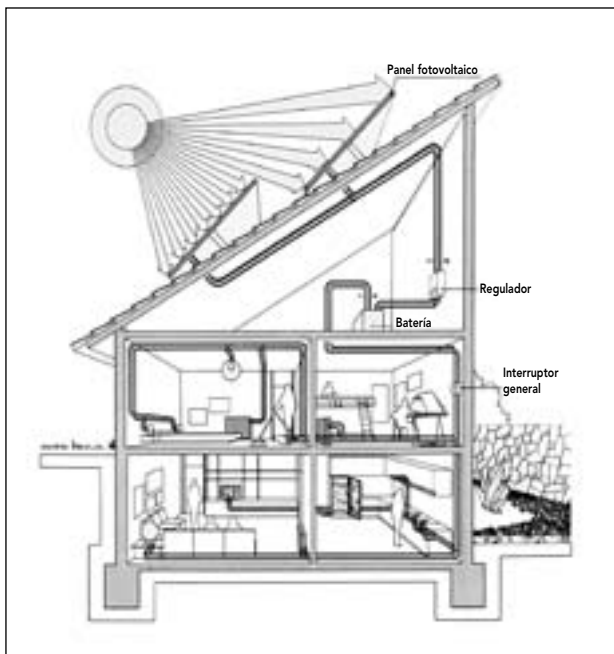


Figura 5. Esquema de aprovechamiento de energía solar por conversión fotovoltaica

El sistema más utilizado para el aprovechamiento térmico de la energía solar son los **colectores**, consistentes en una superficie que expuesta a la radiación solar, permite absorber su calor y transmitirlo a un fluido (agua o mezcla anticongelante), produciendo agua caliente para uso doméstico o calefacción.

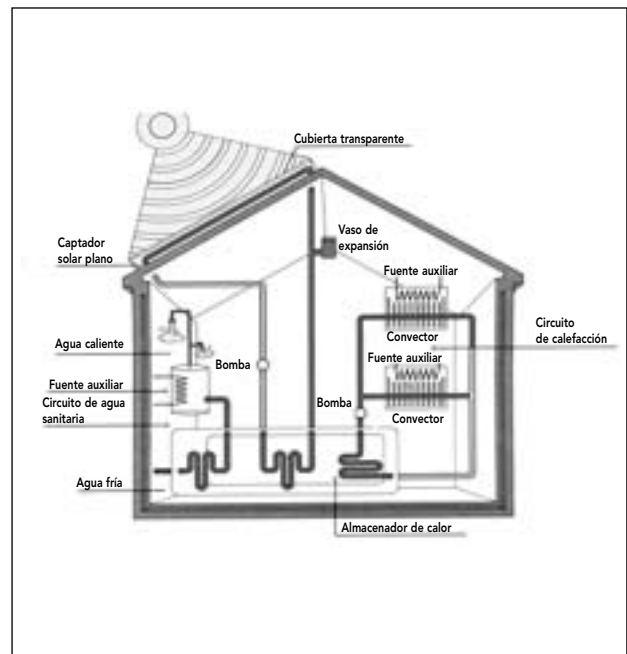


Figura 6. Esquema de aprovechamiento de energía solar para agua caliente y calefacción



Figura 7. Esquema de aprovechamiento de energía solar (Fuente: UNESA)

• Energía eólica

La energía del viento ha sido utilizada por el hombre desde hace mucho tiempo, sólo hay que detenerse en la navegación marina o en los molinos de viento para la molienda del grano o para la extracción de agua de los pozos.

En la actualidad, el interés por esta fuente de energía se centra en su carácter limpio y renovable. Además, el rendimiento en la conversión de energía mecánica en electricidad es elevado. Sin embargo, presenta algunas dificultades en el aprovechamiento de la energía del viento, debido a las fluctuaciones de éste, que impiden la implantación de sistemas regulares.

Por otro lado, dada la baja densidad energética del viento es imprescindible la instalación de grandes máquinas que resultan caras para que la producción sea representativa.

Para la producción de electricidad se emplean **aerogeneradores**. Cabe citar otros tipos de generadores eólicos que combinan el efecto del viento con el de la radiación solar, aunque su desarrollo ha evolucionado menos que los generadores convencionales.

• Energía geotérmica

Nuestro planeta guarda una enorme cantidad de energía en su interior. Un volcán activo es una buena muestra de ello. Diversos estudios científicos realizados en distintos puntos de la superficie terrestre, han demostrado que por término medio la temperatura interior de la Tierra aumenta 3 °C cada 100 metros de profundidad.

Una forma de aprovechamiento del calor interno de la Tierra se realiza por perforación. La extracción del calor se consigue mediante la introducción de agua fría por medio de tubos hasta una profundidad donde exista una cavidad natural en la que la temperatura sea suficientemente elevada.

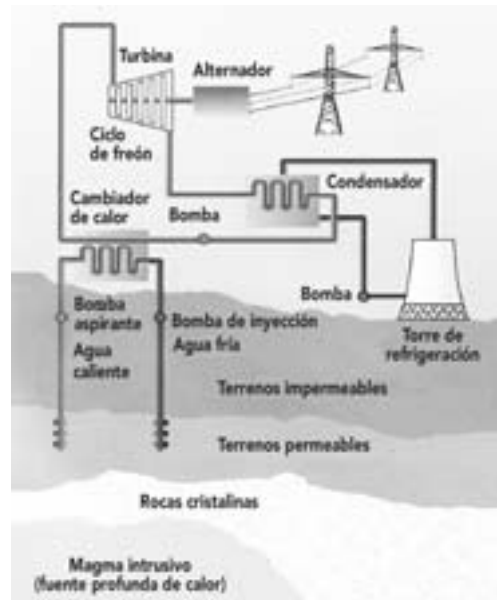


Figura 8. Esquema de funcionamiento de una central geotérmica

El agua fría introducida se transforma en vapor de agua que se extrae a través de otros tubos. El vapor a presión obtenido se lleva a una turbina que mueve un generador para la producción de electricidad.

Las centrales geotérmicas tienen una duración limitada debido a las corrosiones y las pérdidas térmicas, presentando el problema de obstrucción de los tubos de extracción por la existencia de grandes cantidades de sales disueltas.

El primer ensayo para la utilización de energía geotérmica se llevó a cabo en Lardarello (Italia). Otro ejemplo se encuentra en Reikjavik (Islandia), donde aproximadamente 100.000 personas disponen de calefacción gracias al aprovechamiento de las aguas termales de la zona.

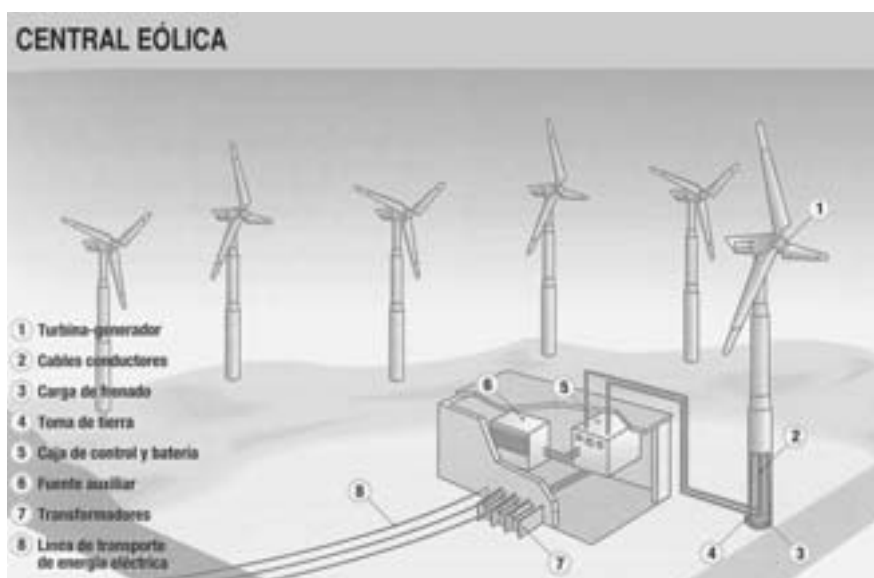


Figura 9. Esquema de funcionamiento de una central eólica
(Fuente: UNESA)

• Energía mareomotriz

Aprovecha los flujos y reflujos del mar provocados por las mareas. En la actualidad, en todo el mundo se realizan ensayos para producir electricidad a partir de las mareas, pero no se ha conseguido un sistema eficaz para su explotación comercial. El primer proyecto fue realizado en el estuario del río Rance (Francia), la central entró en operación en 1967.

Uno de los problemas que se presentan es que hay pocos lugares en los cuales la amplitud de las mareas sea suficientemente grande. El lugar ideal sería un estuario, con una gran subida y bajada de la marea, que sería necesario cerrar con un dique equipado de compuertas y turbo-generadores eléctricos. Además, presenta el inconveniente de encontrar materiales suficientemente ligeros y resistentes a la corrosión.

Además de este tipo de aprovechamiento energético del mar, existen otros proyectos que intentan producir electricidad a partir de la fuerza de las olas y de la energía térmica de los océanos. Ambos se encuentran en vías de desarrollo.

• Biomasa

La biomasa es la materia orgánica no fósil en la que la radiación solar ha provocado la elaboración de hidratos de carbono a través de la fotosíntesis. Mediante su combustión, directa o indirecta, se puede aprovechar como fuente de energía. Está compuesta por las plantas terrestres y acuáticas, los distintos residuos urbanos, forestales, agrícolas, etc. Una ventaja de su aprovechamiento es la eliminación de los citados residuos.

El potencial energético de la biomasa es importante (20 veces superior al de los combustibles fósiles), pero presenta el inconveniente de que aproximadamente, el 40% es acuática, de difícil recolección. Además, la biomasa terrestre se encuentra muy dispersa, lo que requiere un importante despliegue de medios de transporte y maquinaria, que disminuye su rentabilidad.

Principales áreas geográficas de consumo y producción energética

América del Norte reúne la doble condición de ser una de las áreas con mayor consumo energético y de más amplia y diversa producción energética, debida a la gran cantidad de recursos de carbón, petróleo, gas, hidroelectricidad y uranio.

La producción energética en Europa Occidental es insuficiente para cubrir toda la demanda existente, razón por la cual, importa un 40% de lo que consume, principalmente petróleo de la *Organización de Países Exportadores de Petróleo* (OPEP). Sin embargo, hay países con gran capacidad productiva de ciertas energías primarias, como Holanda, en gas, Alemania, en carbón y energía nuclear, Noruega, en petróleo, Reino Unido, en carbón y petróleo, y Francia, en energía nuclear.

El grupo de países integrado por Australia, Corea del Sur y Japón, es deficitario debido al elevado consumo de Japón, que no tiene demasiados recursos, pero que destaca en la producción de energía hidroeléctrica y nuclear. En los últimos años, Australia produce y exporta grandes cantidades de carbón compensando así las masivas importaciones de crudo de petróleo de la OPEP.



Figura 10. Esquema de aprovechamiento energético de la biomasa (Fuente: UNESA)

Los antiguos países de Europa del Este y la desaparecida Unión Soviética presentan un saldo deficitario, ya que tienen un alto nivel de consumo y no destacan en recursos de hidrocarburos. Su producción está basada en el carbón, donde destaca Polonia.

Los países de América Central y del Sur, tienen bajos niveles tanto de consumo como de producción, excluyendo a Venezuela y Ecuador, integrantes de la OPEP y a México, gran exportador de petróleo.

Impacto de las crisis energéticas en la economía mundial

Una crisis energética está provocada por un desajuste entre la oferta y la demanda energética durante un cierto intervalo de tiempo. Este desajuste provoca un fuerte incremento de los precios de la energía, algo que ocurre en la actualidad en los países occidentales, y en concreto, en España.

Una crisis energética tiene su origen en los tirones alcistas de la demanda, impulsados principalmente por el crecimiento económico. Para conseguir calmar la crisis es necesario equilibrar la demanda desbordante y la escasa oferta, y para ello, es necesario buscar nuevos yacimientos, nuevas fuentes de energía o nuevas técnicas de explotación, que favorezcan una bajada de los precios de las fuentes de energía.

Si se analizan los recursos energéticos, podemos observar que las reservas de carbón y de uranio son muy abundantes, pero no las de hidrocarburos, que representan la energía primaria más utilizada en los últimos tiempos. Además, hay que tener en cuenta que el uso de los combustibles fósiles puede dar lugar a problemas medioambientales, por la emisión de dióxido de carbono y otros gases de efecto invernadero.

Las energías renovables desempeñarán un importante papel, a medio y largo plazo, en el suministro energético, ya que permitirán que los países en vías de desarrollo puedan utilizar combustibles con menores requisitos técnicos y más asequibles económicamente.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Estructura y Evolución Histórica de las Energías Primarias* se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La energía nuclear". C. N. Cofrentes - IBERDROLA.
- "Las nuevas energías". IBERDROLA. Madrid, 1991.
- "222 Cuestiones sobre la energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- "Historia de la Tecnología en España". Vol. I y II. Editorial VALATENEA. 2001.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.

Además se pueden consultar las siguientes **direcciones electrónicas**:

- CNE (Comisión Nacional de la Energía): Ente regulador de los sistemas energéticos en España: <http://www.cne.es/>
- UNESA : Asociación Española de la Industria Eléctrica: <http://www.unesa.es/>
- UNIPEDE-EURELECTRIC: Asociación para la defensa de los intereses de la Industria Eléctrica Europea: <http://www.unipede.org/>
- REE (Red Eléctrica de España): Transporte de energía eléctrica: <http://www.ree.es/>
- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- ASES (American Solar Energy Society Boulder): Energía solar, paneles fotovoltaicos y células fotoeléctricas: <http://www.ases.org/>
- Centre for Photovoltaic Devices and Systems: Producción de energía solar y células fotovoltaicas: <http://www.pv.unsw.edu.au/>
- CREST (Center for Renewable Energy and Sustainable Technology): Energías renovables, eficiencia energética y desarrollo sostenible: <http://www.crest.org/>
- EREN (Energy Efficiency and Renewable Energy Network. US.DOE): <http://www.eren.doe.gov/>
- ICGTI (International Centre for Gas Technology Information).
- IDAE (Instituto para la Diversificación y Ahorro de Energía): <http://www.idae.es/>
- IGA (International Geothermal Association): <http://iga.igg.cnr.it/index.php>
- Investigating Wind Energy, The Franklin Institute Science Museum, USA: <http://sln.fi.edu/tfi/units/energy/windguide.html/>
- ISES (The International Solar Energy Society, Germany): <http://www.ises.org/>
- PTTC (Petroleum Technology Transfer Council, USA): <http://www.pttc.org/>
- RESES-CA (Renewable Energy and Sustainable Energy Systems in Canada, Independent Power Producer's Society (IPPSO) and the Solar Energy Society of Canada, Inc. (SESCI): <http://www.newenergy.org/>
- SEI (Solar Energy International): <http://www.solarenergy.org/>
- UIC (Uranium Information Centre): <http://www.uic.com.au/>

ASPECTOS
INDUSTRIALES
Y
TECNOLÓGICOS

2.1. FUNDAMENTOS BÁSICOS DE FÍSICA NUCLEAR. ESTRUCTURA ATÓMICA Y NUCLEAR. RADIATIVIDAD. REACCIONES NUCLEARES: FISIÓN Y FUSIÓN NUCLEAR

2.1.1. ESTRUCTURA ATÓMICA Y NUCLEAR

Se define **átomo** como la partícula más pequeña en que puede dividirse un elemento sin perder las propiedades químicas que le caracterizan.

Está compuesto por una parte central con carga positiva y donde se encuentra concentrada casi toda la masa, constituyendo el **núcleo atómico**, y por un cierto número de partículas cargadas negativamente, los electrones, que forman la corteza.

El núcleo atómico está constituido por protones y neutrones, denominados por ello **nucleones**, con carga eléctrica positiva igual a la carga negativa de los electrones, de modo que la carga eléctrica total del átomo sea neutra.

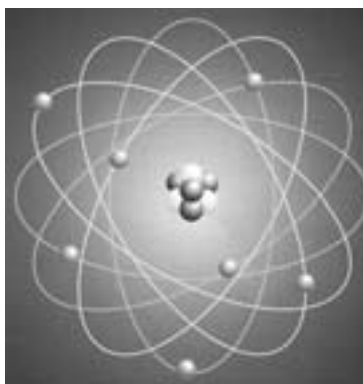


Figura 1. Núcleo atómico rodeado de electrones

	ELECTRÓN	PROTÓN	NEUTRÓN
MASA (kg)	$9,11 \times 10^{-31}$	$1,673 \times 10^{-27}$	$1,696 \times 10^{-27}$
CARGA (C)	$1,602 \times 10^{-19} (-)$	$1,602 \times 10^{-19} (+)$	0

Tabla 1. Partículas elementales constituyentes del átomo

Nº ATÓMICO (Z): es el número de protones presentes en el núcleo atómico, que caracteriza a un elemento químico, proporcionando el orden que ocupa en la tabla periódica, y que coincide también con el número de electrones.

Nº MÁSIKO (A): es el número total de nucleones (protones más neutrones) existentes en el núcleo atómico ($A = Z + N$, donde N = número de neutrones).

El núcleo atómico: Partículas elementales

En 1897, Thompson definió el **electrón** como una partícula eléctrica cargada negativamente que daba origen a la electricidad cuando fluía por un conductor.

En 1919, Rutherford expuso gas nitrógeno a una fuente radiactiva que emitía partículas alfa. Algunas de las colisiones daban como resultado la transformación de átomos de nitrógeno en átomos de oxígeno. El núcleo de cada átomo transformado emitía una partícula cargada positivamente, que más tarde se comprobaría que eran idénticas a los núcleos de los átomos de hidrógeno. Se les denominó **protones**.

En 1932, Chadwick descubrió en el núcleo otra partícula, el **neutrón**, que tiene casi exactamente la masa del protón pero carece de carga eléctrica. Se vio así que el núcleo atómico estaba formado por protones y neutrones. Además, ya que el átomo es eléctricamente neutro, se comprobó que el número de protones coincidía con el número de electrones.

El estudio de los núcleos y nucleones¹ nos permite observar que detrás de los átomos hay otras partículas más pequeñas, que son las constituyentes de la materia, las llamadas **partículas elementales**.

Las partículas se agrupan según las **fuerzas** que dominan sus interacciones. Se conocen cuatro tipos de interacciones: fuerte, débil, electromagnética y gravitatoria. Las interacciones se transmiten entre las partículas mediante la emisión y absorción de partículas conocidas como **mediadoras**.

La interacción fuerte es la más intensa, y es la responsable de la vinculación de protones y neutrones para formar núcleos. La interacción electromagnética le sigue en intensidad y es la responsable de unir los electrones a los núcleos formando los átomos y las moléculas. La interacción débil rige la desintegración radiactiva de los núcleos atómicos, y la interacción gravitatoria, que es la responsable de la dinámica de los planetas, prácticamente no tiene influencia a escala subatómica.

Las partículas que experimentan la **interacción fuerte** reciben el nombre de **hadrones**. Según su masa se clasifican en bariones (las más pesadas) y mesones (las menos pesadas). Las partículas que experimentan la **interacción débil** reciben el nombre de **leptones**, siendo las más conocidas el electrón y el neutrino.

Además, las investigaciones con aceleradores han determinado que cada tipo de partícula tiene su **antipartícula**, de masa idéntica, pero con otras propiedades opuestas, como la carga.

La antipartícula del electrón fue descubierta en 1932 por Anderson, que la llamó **positrón**, y el **antiprotrón** fue descubierto en 1955 por Chamberlain y Segre.

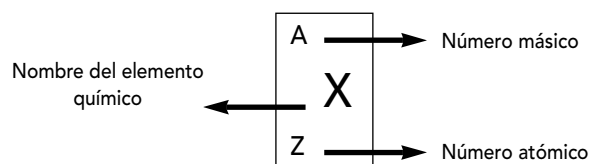
La mayoría de las partículas elementales han sido descubiertas después de 1945, algunas en rayos cósmicos y el resto en experimentos con aceleradores de partículas de alta energía.

Las partículas mediadoras de las interacciones fuertes reciben el nombre de **gluones**, mientras que el término fotón está reservado para las partículas mediadoras de las interacciones electromagnéticas. Las partículas mediadoras de la interacción débil no tienen nombre específico y se denotan por $W^\pm$ y Z . Se especula con la existencia de una partícula mediadora de la interacción gravitatoria, el **gravitón**, cuya existencia todavía no ha podido ser demostrada.

Las partículas también pueden clasificarse según su **espín**, en **bosones** y en **fermiones**. El espín de los bosones es un múltiplo entero de la constante de Planck, h , y el de los fermiones un múltiplo semientero de dicha constante.

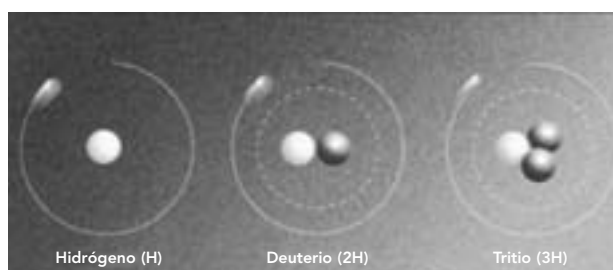
Isótopos

Un átomo viene definido por el número atómico Z , que diferencia unos elementos químicos de otros, y por el número másico A , que expresa en **u.m.a.** el valor más próximo a la masa del átomo. Se define un **isótopo**, como aquel elemento que tiene igual número atómico Z y diferente número másico A . La representación de un nucleido o elemento químico se realiza mediante el símbolo químico correspondiente con subíndice indicando el número atómico y un superíndice indicando la masa atómica:



El ejemplo más representativo es el átomo de Hidrógeno:

Figura 2. Isótopos del átomo de Hidrógeno



¹ **Nucleones:** son aquellas partículas que constituyen el núcleo atómico, esto es, los protones y los neutrones.

Estabilidad nuclear

Observando la existencia y abundancia de isótopos estables en la naturaleza, se pueden deducir las características que afectan a la estabilidad nuclear. Los nucleidos² menos estables son los que contienen un número impar de neutrones y un número impar de protones. La presencia de un gran exceso de neutrones en relación con los protones reduce la estabilidad del núcleo, algo que sucede con los núcleos de todos los isótopos de los elementos situados por encima del **bismuto** en la tabla periódica, y todos ellos son radiactivos.

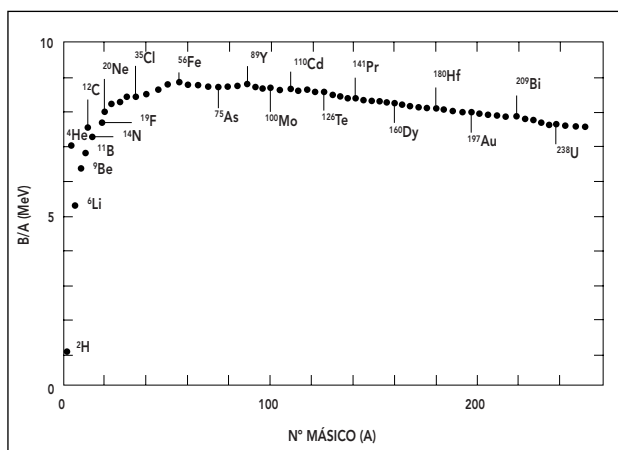


Figura 4. Energía de enlace o de ligadura por nucleón
(Fuente: FORO NUCLEAR)

La estabilidad nuclear está relacionada con la **energía media de ligadura por nucleón**. Para calcular esta energía se calcula el *defecto másico* resultante de la diferencia entre la suma de las masas de todas las partículas constituyentes del átomo (protones, neutrones y electrones) y la masa que realmente presenta el nucleido según medidas experimentales:

$$M = (Zm_p + Nm_n) - M_{Z,A}$$

donde: m_p es la masa del protón = masa del Hidrógeno

m_n es la masa del neutrón

$M_{Z,A}$ es la masa del nucleido

El valor de la energía media de ligadura por nucleón, se obtiene dividiendo este valor entre el número de nucleones (A).

² **Nucleido:** nombre genérico aplicado a todos los isótopos conocidos, estables (279) e inestables (aprox. 5000), de los elementos químicos. Cada nucleido o núclido se caracteriza por su número atómico Z y su número másico A.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

PARTÍCULAS	CARACTERÍSTICAS
FOTONES	Bosones de espín unidad y masa nula. La partícula más conocida es el fotón, que es un paquete elemental de energía emitida en forma de radiación electromagnética.
LEPTONES	Partículas ligeras eléctricamente neutras o de carga unidad. Son fermiones de espín $1/2$. Las partículas más conocidas de este tipo son el electrón , de carga negativa y estable, ya que no se desintegra para dar lugar a otras partículas, y el neutrino . Todos ellos están sujetos a las interacciones electromagnética y débil.
HADRONES	Partículas que experimentan la interacción fuerte. Las demás fuerzas –débil, electromagnética y gravitatoria– también actúan sobre ellas. Están constituidas por quarks . Son de dos tipos: Mesones y bariones. A este último tipo pertenecen los protones y neutrones del núcleo atómico. Todos ellos son partículas inestables ya que pueden desintegrarse para formar otros hadrones. El protón tiene una vida estimada de 10^{31} años.

Tabla 2. Características de las partículas elementales

TIPO DE INTERACCIÓN	CARACTERÍSTICAS
GRAVITATORIA	Aunque es la más débil, conforma la estructura del Universo. Es de largo alcance y atractiva. No tiene efectos medibles en la escala de partículas.
DÉBIL	Es de poca intensidad y la de menor alcance. Es la responsable de la desintegración beta.
FUERTE	Es la más intensa de todas, pero su alcance es muy corto. Es la responsable de la estabilidad de los núcleos y de las fuerzas de los nucleones. En promedio es atractiva y más allá de una longitud crítica no se extiende su efecto.
ELECTROMAGNÉTICA	Es de largo alcance y puede ser atractiva o repulsiva.

Tabla 3. Características de las interacciones fundamentales

FUERZA	PARTÍCULA MEDIADORA
GRAVITATORIA	GRAVITÓN
DÉBIL	BOSONES W, Z
FUERTE	GLUÓN
ELECTROMAGNÉTICA	FOTÓN

Tabla 4. Características de las partículas mediadoras

REFERENCIAS Y CONSULTAS

TERMINOLOGÍA

Antipartícula: partícula especular de una partícula elemental "ordinaria", pero con carga eléctrica y otras propiedades inversas. Su existencia fue postulada por vez primera por Dirac. La existencia de antiprotones y antineutrones fue confirmada en 1955, cuando fueron observados por aceleradores de partículas.

u. m. a.: unidad de masa atómica, que expresa la masa de los átomos. Se define como la doceava parte de la masa del Carbono (C-12), y equivale de forma aproximada a las masas en reposo del protón o del neutrón:

$1 \text{ u.m.a.} = 1/12 \text{ masa atómica del C-12} = 1,6661 \times 10^{-27} \text{ kg}$

$m_{\text{protón}} = 1,0073 \text{ u.m.a.}$

$m_{\text{neutrón}} = 1,0086 \text{ u.m.a.}$

$m_{\text{electrón}} = 5,49 \times 10^{-4} \text{ u.m.a.}$

Bosón: partícula perteneciente a una familia de partículas elementales caracterizadas por su *spín*, que tienen múltiplos enteros de h , que es la **Constante de Planck** (constante fundamental postulada en 1900 por Planck, que llegó a la conclusión de que la radiación electromagnética se emitía en paquetes de energía llamados *quantos*. Esta conclusión fue el primer enunciado de la *teoría cuántica*, cuyo desarrollo cambió de forma radical el concepto de la luz y de la materia, demostrándose que ambas combinan las propiedades de una onda y de una partícula. El valor aceptado en la actualidad es $6,626 \times 10^{-34}$ julios-segundo).

Spín: es el momento angular intrínseco de una partícula subatómica. Es una propiedad fundamental de todas las partículas elementales, que existe incluso aunque la partícula no se mueva. Por ejemplo, un electrón en un átomo tiene momento angular orbital, causado por su movimiento alrededor del núcleo, y momento angular intrínseco.

Fermión: partícula perteneciente a una familia de partículas elementales caracterizadas por su *spín*, que tienen múltiplos semienteros de h , como $+1/2$ y $-1/2$ y cumplen el **Principio de Exclusión de Pauli**. Este principio afirma que dos partículas elementales no pueden ocupar simultáneamente el mismo estado de energía en un átomo. Fue formulado en 1925 por Pauli.

Neutrino: es una partícula de masa nula (o muy cercana a nula) que no tiene carga y no siente la fuerza nuclear fuerte, lo que hace extremadamente difícil su detección. Fue descubierto en 1956 por Reines y Cowan.

Mesones: partículas elementales de masa intermedia que engloban entre otras partículas los piones y kaones. Son bosones formados por un quark y un anti-quark, que sienten la interacción fuerte principalmente, aunque también se ven afectados por los demás tipos de interacciones.

Bariones: partículas elementales pesada que engloban los nucleones y otras partículas de mayor peso e inestables. Son fermiones formados por tres quarks, que interactúan a través de la fuerza nuclear fuerte. Su antipartícula es el antibarión.

Quarks: son partículas elementales que forman todas las demás familias de partículas. Sienten la interacción fuerte, pero no se encuentran libres en la naturaleza, siempre están ligados entre sí. La teoría de los quarks fue elaborada en 1963 por Gell-Mann, aunque ha sido a partir de experimentos en los laboratorios del CERN y del FermiLab cuando se comenzó a dar una cierta evidencia experimental de su existencia. Hay seis tipos: *up*, *down*, *strange*, *charm*, *bottom* y *top* (el término de quark se tomó de la obra "Finnegans Wake" de James Joyce).

Para más información sobre la *Estructura Atómica y Nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Curso Básico de Protección Radiológica para el acceso al trabajo en las centrales nucleares españolas". UNESA. Madrid, 1986.
- "Radiación: Dosis, efectos y riesgos". CSN. Madrid, 1989.
- "Gauge theory of elementary particle physics". Cheng y Li. Oxford University Press. 1991.
- "Nuclear and Particle Physics". Burcham y Jobes. Editorial Longman. 1995.
- "Física Nuclear: Problemas resueltos". Shaw, M. y Willart, A. Editorial Alianza. Madrid, 1996.
- "Particle physics booklet". Springer, 1998.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas): Departamento de Fusión y Física de Partículas Elementales: <http://www.ciemat.es/>
- CERN (European Laboratory for Particle Physics): <http://www.cern.ch/>

2.1.2. RADIATIVIDAD NATURAL Y ARTIFICIAL

Se define **radiactividad** como la propiedad que presentan algunos núcleos inestables, denominados radiactivos, de descomponerse espontáneamente en otros más estables, mediante la emisión de partículas (alfa, beta o neutrones) acompañadas generalmente de un fotón gamma.

Las transformaciones que sufren los elementos radiactivos se conocen como *desintegraciones radiactivas*. Se define *familia* o *cadena radiactiva* como el conjunto de desintegraciones que experimentan los sucesivos nucleidos inestables hasta llegar a un nucleido estable final. A los elementos precedentes de las cadenas se les denomina PADRES y a los posteriores HIJOS.

El fenómeno de la radiactividad fue estudiado por Rutherford y Soddy, descubriendo la existencia de tres clases distintas de radiaciones: radiación alfa (α), radiación beta (β) y radiación gamma (γ).

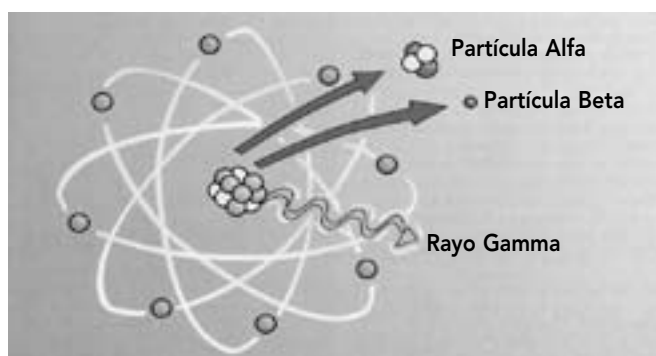


Figura 1. Principales tipos de radiaciones

La **radiactividad natural** está compuesta por las radiaciones ionizantes procedentes de la radiación cósmica, de las sustancias radiactivas presentes en la corteza terrestre, del radón y de los isótopos radiactivos contenidos en el propio organismo.

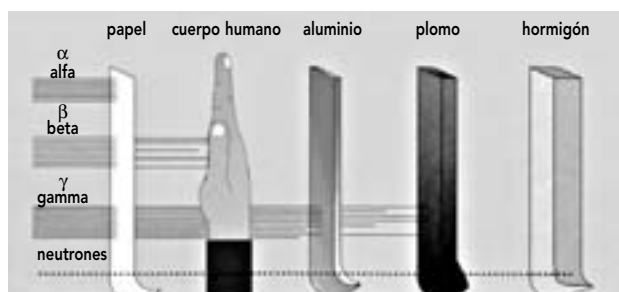
La **radiactividad artificial** es debida a actividades humanas, como las exploraciones radiológicas con fines médicos, la televisión, los viajes en avión, los restos radiactivos procedentes de explosiones nucleares y las instalaciones nucleares.

Tipos de radiaciones

El fenómeno de la radiactividad fue estudiado por Rutherford y Soddy, descubriendo la existencia de tres clases distintas de radiaciones:

- **Radiación alfa (α):** es una emisión de partículas de carga positiva, idénticas a los núcleos de helio, es decir, se desprenden dos protones y dos neutrones. Dado que las partículas alfa tienen mucha masa, su poder de penetración en la materia es muy baja, siendo frenadas rápidamente con materiales de muy poco espesor (una hoja de papel incluso). Además, por estar cargadas positivamente, producen una elevada ionización, al liberar electrones orbitales los átomos con los que interaccionan. La radiación alfa suele ser emitida por los isótopos de número atómico elevado, como los del uranio, torio, radio y plutonio. En su interacción con el cuerpo humano no son capaces de atravesar la piel, pero su efecto biológico y peligrosidad en los casos de contaminación interna es elevada.
 - **Radiación beta (β):** compuesta por electrones. Se produce cuando el radionucleido emite un electrón tras convertirse un neutrón en un protón. Dado que su masa es menor que la de las partículas alfa, su poder de penetración en la materia es mayor y su ionización menor. Las partículas beta son frenadas por láminas de aluminio de pequeño espesor. En el cuerpo humano sobrepasan la piel, pero no el tejido subcutáneo.
 - **Radiación gamma (γ):** consiste en fotones emitidos por los núcleos cuando liberan energía de excitación. Dado que no poseen masa, su poder de penetración en la materia es mucho mayor que las radiaciones anteriores. Sólo son frenadas con espesores de 1 m de hormigón o unos centímetros de plomo dependiendo de su energía.
- Cuando los fotones se emiten como consecuencia de saltos de electrones entre las diversas órbitas de la corteza atómica reciben el nombre de rayos X. Los rayos X son menos energéticos que los rayos gamma.
- **Neutrones:** partículas procedentes de las reacciones de fisión espontánea o de reacciones nucleares con otras partículas. Aunque tienen mucha masa, pueden llegar a ser muy penetrantes, porque no tienen carga eléctrica, y su mayor cualidad, es la producción de elementos radiactivos en su interacción con elementos estables.

Figura 2. Poder de penetración de los distintos tipos de radiación en la materia



Ley de desintegración radiactiva

Un material radiactivo es un elemento cuyos átomos experimentan desintegración espontánea emitiendo radiaciones alfa, beta, gamma o neutrones. Un radionucleido, al desintegrarse, dará lugar a otro nucleido que también puede ser radiactivo, constituyendo así una cadena radiactiva cuyo elemento final es estable.

En el proceso de desintegración de una sustancia radiactiva, el número de desintegraciones radiactivas en un instante de tiempo determinado es proporcional a la cantidad de sustancia radiactiva existente. Esto se denomina **Actividad**, y se expresa según:

$$A(t) = \lambda N(t)$$

donde: **A(t)** es la actividad en un instante de tiempo t

N(t) es la cantidad de sustancia radiactiva (número de núcleos) en un instante de tiempo t

λ es la constante de desintegración

Este proceso de desintegración se rige por leyes estadísticas, de modo que no es posible conocer con exactitud cuándo se desintegrará un núcleo, pero sí podemos hablar de que la probabilidad de desintegración es proporcional al tiempo dado. Así, al desintegrarse una sustancia radiactiva, la cantidad de ella que no se ha desintegrado, disminuye exponencialmente con el tiempo, obteniéndose la expresión siguiente:

$$N(t) = N_0 \exp(-\lambda t)$$

donde: **N(t)** es el número de núcleos en un instante de tiempo t

N_0 es la concentración inicial de núcleos

λ es la constante de desintegración

Sustituyendo la primera expresión en la segunda, obtenemos la expresión final que se conoce como **Ley de Desintegración Radiactiva**:

$$A(t) = A_0 \exp(-\lambda t)$$

donde: **A₀** es la actividad inicial

Podemos definir el **Período de Semidesintegración** como el tiempo que debe transcurrir para que el número inicial de átomos se reduzca a la mitad, y viene dado por la expresión: $t_{1/2} = \ln 2 / \lambda$.

Los períodos de los distintos nucleidos radiactivos varían desde fracciones de segundo a millones de años.

Otra forma de caracterizar el tiempo de vida de los núcleos radiactivos es por medio de la **Vida Media (λ)**, que se define como el promedio de la vida de los átomos de una especie radiactiva, y que viene dada por la expresión: $\tau = 1/\lambda$.

Interacción de la radiación con la materia

A su paso por la materia, la radiación sufre distintos tipos de interacción según su naturaleza. Para **partículas cargadas** (α y β) la interacción básica responde a la interacción entre cargas eléctricas, la cual da lugar a dos fenómenos elementales: la **excitación atómica** (o molecular) y la **ionización**. En el primero, los electrones de la corteza son impulsados a un nivel superior, volviendo posteriormente al estado inicial tras emitir fotones. En el segundo, al chocar una radiación con un átomo le arranca electrones.

Las **partículas pesadas** (α y protones fundamentalmente) experimentan un frenado que depende de su carga y su velocidad. La cesión de energía y la ionización producida en el medio no son constantes a lo largo de su trayectoria, resultando mayores cuanto más lenta vaya la partícula.

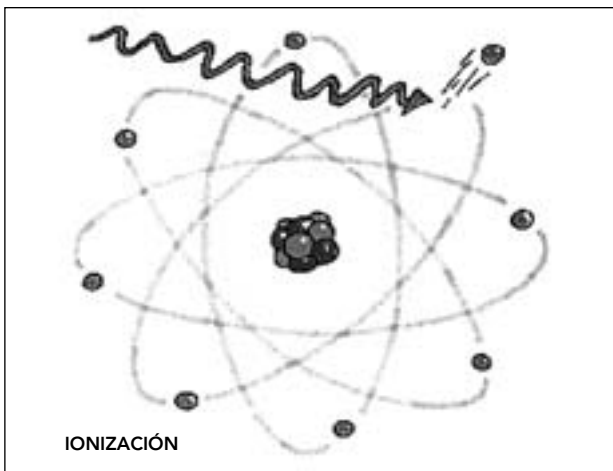
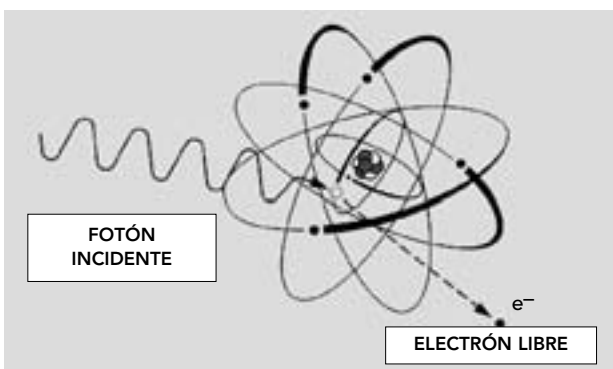


Figura 3. Proceso de ionización

La radiación gamma produce ionización indirecta que libera electrones de los átomos con los que interacciona, ionizándolos. Esta ionización se produce por los efectos siguientes:

- **EFFECTO FOTOELÉCTRICO**: un fotón colisiona con un átomo y le arranca un electrón de sus capas internas. Este efecto puede ir acompañado de emisión de rayos X debido a las transiciones de electrones átomos de capas exteriores al hueco dejado por el electrón arrancado.

Figura 4. Efecto fotoeléctrico



- **EFFECTO COMPTON**: un fotón gamma arranca un electrón de las capas más externas de la corteza del átomo y pierde toda su energía, teniendo al final otro fotón de menos energía que el inicial. Este efecto es más probable para energías intermedias de los fotones (entre 0,5 y 10 MeV aproximadamente).

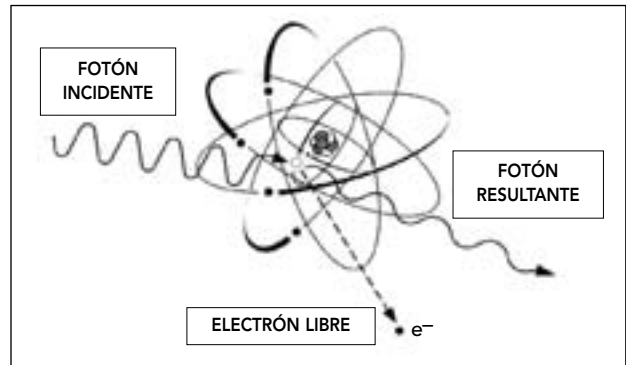


Figura 5. Efecto Compton

- **CREACIÓN DE PARES**: un fotón de suficiente energía, en presencia de un núcleo, puede transformarse en un electrón y un positrón. Es un proceso que sólo puede producirse dentro del campo eléctrico del núcleo atómico y para energías superiores a 1,022 MeV.

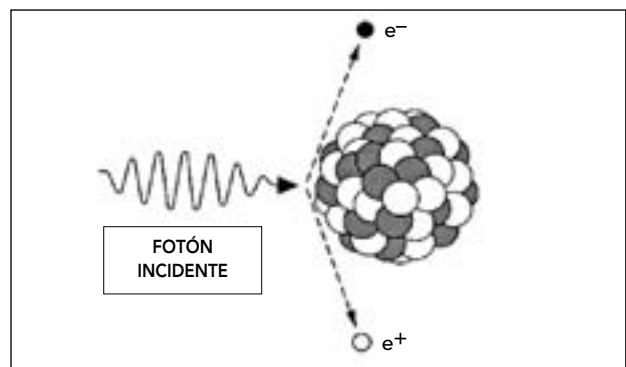
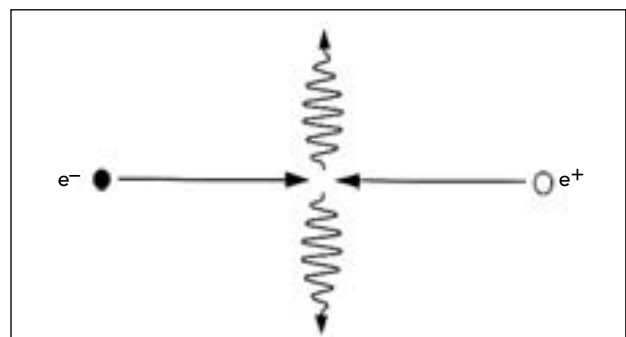


Figura 6. Creación de pares

Figura 7. Aniquilación de pares



Con respecto a los **neutrones**, al carecer de carga eléctrica, sólo pueden interaccionar con los núcleos de los átomos mediante las diferentes reacciones posibles (de dispersión elástica, de dispersión inelástica, de captura radiactiva, de transmutación o de fisión). Puesto que los núcleos ocupan una fracción ínfima del volumen total de la materia, los neutrones podrán desplazarse distancias relativamente grandes antes de interaccionar, resultando ser muy penetrantes.

Radiactividad natural

La mayor parte de la radiación recibida por la población proviene de fuentes naturales, ya que la exposición a la mayoría de ellas es inevitable.

En la naturaleza existen elementos cuyos núcleos son inestables y que presentan procesos de desintegración y emisiones radiactivas espontáneas. Existen tres cadenas radiactivas naturales encabezadas por el **uranio**, el **actinio** y el **torio**, de modo que todos los productos naturales se pueden incluir en alguna de las tres cadenas. En todas ellas, el isótopo final radiactivo es el plomo. La irradiación a que están sometidos los seres vivos por la radiactividad natural, procede de las siguientes fuentes:

- Radiación terrestre:** causada por la existencia de elementos pesados radiactivos, como el radio-226 y el radio-228, descendientes del uranio-238 y del torio-232 respectivamente, que componen la actividad de las capas inferiores de la atmósfera y de la corteza terrestre.
- Inhalación de radón¹:** este gas procede de la desintegración radiactiva del uranio-238 que se encuentra de forma natural en la corteza terrestre. Es el componente más importante de la dosis recibida por causas naturales. Se recibe fundamentalmente en el interior de los edificios, ya que en el aire se dispersa con facilidad. Su valor medio depende de las características geológicas del suelo, de los materiales de construcción y de las características de ventilación de las viviendas. Una vez que el gas penetra en los edificios, filtrándose a través del suelo o fluyendo de los materiales utilizados en su construcción, es difícil que salga. Las cotas alcanzadas pueden ser muy elevadas si los edificios se asientan sobre terrenos especialmente radiactivos. El aislamiento térmico agrava la situación, ya que hace más difícil la salida del gas. Por otro lado, un adecuado sellado de los suelos puede prevenir la filtración del radón. El uso de ventiladores en los sótanos constituye un medio efectivo para reducir la cantidad de radón que se introduce en ellos. También el agua de los pozos de gran profundidad y el gas natural en las casas constituyen fuentes de radón, aunque con menor importancia.

- Radiación cósmica:** la mayoría de los rayos cósmicos tienen su origen en el espacio interestelar y en el Sol, irradiando la tierra directamente e interaccionando con la atmósfera. La dosis recibida aumenta con la altitud y la latitud. Poco se puede hacer para reducir la exposición a la radiación cósmica, ya que ésta atraviesa los edificios con facilidad. La dosis media, según datos del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), oscila entre 0,2 mSv y 0,3 mSv al año. Los viajes habituales en avión incrementan la dosis anual recibida, ya que su exposición a los rayos cósmicos es mayor.

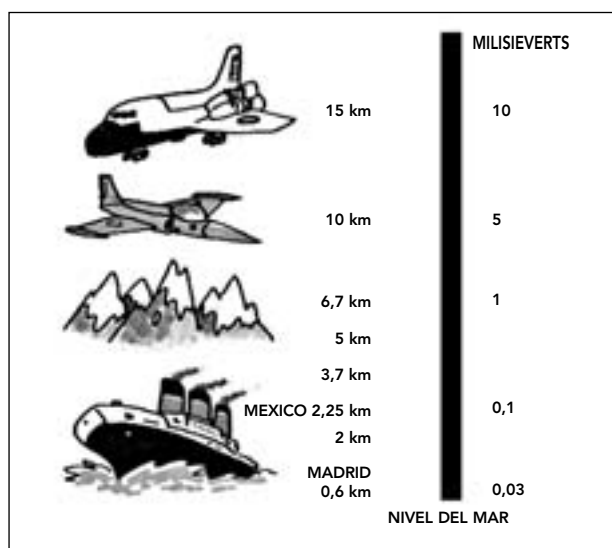
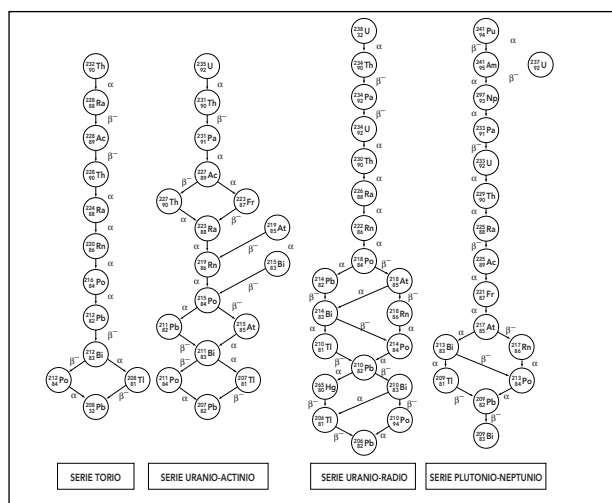


Figura 8. Radiación Cósmica

Figura 9. Series radiactivas naturales (Torio, Uranio-Actinio, Uranio-Radio) y serie radiactiva artificial (Plutonio-Neptunio)



¹ **Radón:** elemento químico natural, gas noble, de número atómico Z=86. Carece de isótopos estables y es mezcla de tres isótopos radiactivos de masas 219, 220 y 222, pertenecientes a las series radiactivas del actino, torio y uranio respectivamente. Mediante desintegración alfa, todos ellos se transforman en isótopos del polonio, con períodos de desintegración de 4 y 51 segundos para el radón-219 y 220, y de 3,82 días para el radón-222.

d) **Radiación interna:** el potasio-40 es la fuente más importante de irradiación interna, ya que se encuentra en muchos alimentos. El potasio-40 radiactivo se ingiere junto con el no radiactivo, un elemento esencial. Es difícil reducir la exposición originada por la presencia de este isótopo radiactivo en la dieta, la cual da una dosis promedio de 0,30 mSv por año, de los cuales 0,18 mSv son debidos al potasio. También hay que tener en cuenta el plomo-210 y el polonio-210, que entran en el organismo concentrados en el pescado y en el marisco. Una parte muy pequeña de esta dosis interna recibida por el organismo es debida a sustancias radiactivas como el carbono-14 y al tritio, originadas por la radiación cósmica.

Todas estas radiaciones constituyen el **fondo natural**, y forman parte del medio ambiente. La dosis natural es variable y depende de diversos factores:

- La altitud sobre el nivel del mar, ya que la radiación cósmica es retenida en parte por la atmósfera. Las personas que viven en grandes alturas recibe dosis mucho mayores que aquellas que viven en las zonas costeras.
- Contenido de material radiactivo en el suelo o en los materiales de construcción empleados. Las zonas graníticas tienen un elevado contenido en material radiactivo, contribuyendo a una mayor dosis en aquellas poblaciones que viven en estas zonas.

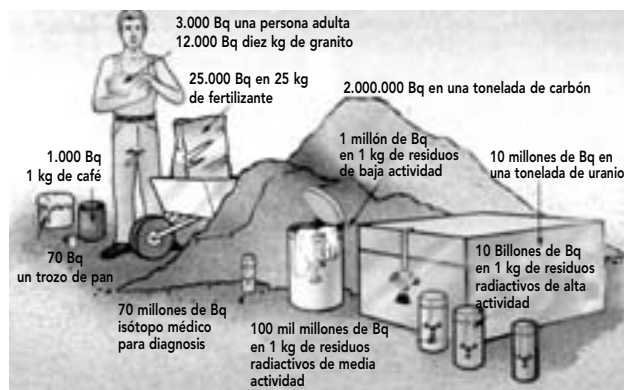


Figura 10. Contenido radiactivo (en Bq) de distintos materiales naturales y artificiales

vestigación, producción de energía eléctrica en centrales nucleares, ensayos nucleares realizados en la atmósfera, y todos los materiales residuales que estas actividades conllevan.

Hay que tener en cuenta también la combustión del carbón en la que se liberan a la atmósfera trazas de materiales radiactivos naturales, hasta entonces enterrados en las profundidades de la tierra. La nube procedente de la chimenea irradia a las personas y se esparce por el suelo contaminando los cultivos.

La energía geotérmica constituye otra fuente de incremento de la radiación. Además, el uso de fertilizantes fosfatados líquidos provoca un aumento de la irradiación por la cantidad de radionucleidos naturales que contienen.

En contra de lo que se supone, la mayor aportación es debida a los usos médicos de la radiación (radiodiagnóstico, diagnósticos en medicina nuclear y terapia con radiaciones ionizantes), ya que según un informe del Consejo de Seguridad Nuclear (CSN), la dosis recibida por una persona que permaneciera durante un año a una distancia menor de 2 km de una central nuclear sería de 0,005 mSv, es decir, una cantidad muy pequeña frente al valor de dosis promedio recibida por la radiación natural (2,41 mSv).

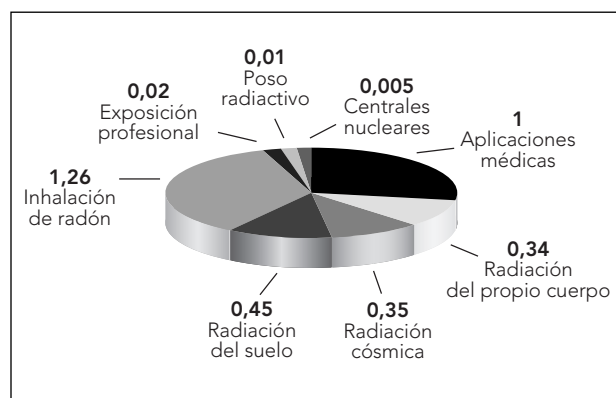


Figura 9. Dosis equivalente efectiva causada por radiaciones ionizantes por persona y año (mSv) (Fuente: CSN)

Radiactividad artificial

Producida por la emisión de radiaciones procedentes de actividades humanas en las que se generan o manipulan núcleos radiactivos. Estas actividades engloban: aplicaciones de los radioisótopos en medicina, industria e in-

² Ver capítulo "PROTECCIÓN RADIOLÓGICA".

REFERENCIAS Y CONSULTAS

ESPECIE	TIPO DE EMISIÓN	PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN
TORIO-232	ALFA	$1,39 \times 10^{20}$ años
URANIO-238	ALFA	$4,51 \times 10^8$ años
URANIO-235	ALFA	$7,13 \times 10^5$ años

Tabla 1. Características de algunas especies radiactivas NATURALES

ESPECIE	TIPO DE EMISIÓN	PERÍODO DE SEMIDESINTEGRACIÓN
TORIO-233	BETA	23,5 minutos
URANIO-233	ALFA	$1,62 \times 10^6$ años
URANIO-239	BETA	23,5 minutos
NEPTUNIO-239	BETA	2,33 días
PLUTONIO-239	ALFA	$2,44 \times 10^4$ años

Tabla 2. Características de algunas especies radiactivas ARTIFICIALES

Para más información sobre *Radiactividad Natural y Artificial* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Curso Básico de Protección Radiológica para el acceso al trabajo en las centrales nucleares españolas". UNESA. Madrid, 1986.
- "Radiación: Dosis, efectos y riesgos". CSN. Madrid, 1989.
- "Radón: un gas radiactivo natural en su casa". CSN. Madrid, 1995.
- "Las radiaciones nucleares en la vida diaria". CSN. Madrid, 1999.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.

- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

- "Radiaciones ionizantes y protección radiológica". Gallego, E. Seminario para Profesionales de la Enseñanza. Nivel II. FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- ICRP (International Commission on Radiological Protection): <http://www.icrp.org/>

2.1.3. REACCIONES NUCLEARES

Una **reacción nuclear** es un proceso en el que cambia la composición y/o la energía de un núcleo en reposo denominado "blanco" que ha sido bombardeado con una partícula nuclear ("proyectil") o radiación gamma, obteniéndose otro núcleo y partículas nucleares y/o fotones.

De forma general, los núcleos sufren transformaciones inducidas por la interacción de partículas nucleares de todo tipo (neutrones, protones, alfa, núcleos pesados, etc.) dando lugar a nuevos nucleidos, generalmente inestables, y por lo tanto radiactivos, y a la emisión de partículas nucleares.

Las reacciones nucleares pueden clasificarse en distintos tipos:

- **Dispersión:** Colisión entre una partícula incidente y el núcleo "blanco", dando lugar a una variación de la trayectoria.
- **Captura:** Colisión en la cual la partícula incidente es absorbida por el núcleo "blanco" sin que se produzca ninguna partícula emergente, con la excepción de fotones.
- **Fisión:** Colisión en la cual un neutrón es absorbido por un núcleo pesado provocando su escisión en dos núcleos de masas semejantes, con la emisión de neutrones y una gran cantidad de energía.
- **Fusión:** Reacción por la que dos núcleos ligeros se unen, dando lugar a otro más pesado y liberando una gran cantidad de energía.

Reacciones nucleares: Generalidades

Una reacción nuclear se expresa de la siguiente manera:



donde **X** e **Y** son los núcleos "blanco" y residual, **a** es la partícula o núcleo ligero incidente ("proyectil") y **b** es la partícula, núcleo ligero o fotón emergente.

El factor **Q** representa la energía liberada en la reacción que puede escribirse en función de las masas de los núcleos reaccionantes utilizando la fórmula de Einstein $E = mc^2$ como

$$Q = (M_a + M_x) c^2 - (M_y + M_b) c^2$$

Si el balance de masas es positivo, la reacción produce energía (exoenergética), es decir, la pérdida de masa se ha transformado en energía, y si el balance de masas es negativo, la reacción absorbe energía (endoenergética).

Cuando una partícula choca contra un núcleo no siempre produce una reacción. Se define entonces la sección eficaz (σ) como la probabilidad de que la reacción se produzca. La determinación de esta sección eficaz se realiza bien mediante un cálculo teórico o mediante una medida experimental.

La sección eficaz se mide en cm^2 o en *barn* ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$).

Clasificación de reacciones nucleares

Las reacciones nucleares pueden clasificarse en:

- **DISPERSIÓN:** Colisión entre una partícula incidente y el núcleo "blanco", dando lugar a una variación de la trayectoria. Hay varios tipos:
 - **Elástica:** Reacción en la que parte de la energía cinética de la partícula incidente es cedida a la otra partícula o núcleo, pero se conserva la energía cinética y el momento lineal total. En este caso el factor **Q** es cero.
 - **Inelástica:** Reacción en la que la suma de las energías cinéticas de los productos de la reacción es menor que la suma de las energías cinéticas iniciales. Esta diferencia de energía resultante es absorbida por el núcleo "blanco", que queda excitado y libera posteriormente esta energía en forma de fotón gamma.
- **CAPTURA:** La partícula incidente es absorbida por el núcleo "blanco" sin que se produzca ninguna partícula emergente, con la excepción de fotones gamma. Hay varios tipos:
 - **Electrónica:** Reacción por la que un núcleo de un elemento se transforma en otro de un elemento distinto –el electrón capturado se anula con un protón y el número atómico (**Z**) se reduce en una unidad– al capturar uno de los electrones de la corteza, sin que se produzca la emisión de ninguna partícula. En general, el núcleo resultante queda excitado y se desexcita.

ta por emisión de fotones gamma. Cuando el núcleo resultante no queda excitado, no se emiten fotones, sin embargo, un electrón de una capa más externa pasa a ocupar el lugar del electrón capturado emitiéndose rayos X.

- **Neutrónica:** Reacción nuclear por la que un neutrón incidente es absorbido o capturado por un núcleo que libera a continuación fotones gamma, partículas alfa o protones.

- **FISIÓN:** Colisión en la cual un neutrón es absorbido por un núcleo pesado provocando su escisión en dos núcleos de masas semejantes, con la emisión de neutrones y una gran cantidad de energía. También puede producirse de forma espontánea –en determinados isótopos artificiales de los últimos elementos de la tabla periódica con liberación de neutrones– pero generalmente es provocada por la absorción de un neutrón incidente con cierta energía o de radiación gamma. Los nucleidos formados directamente de la escisión de un núcleo pesado o de la desintegración radiactiva de

otros, producidos a su vez en la reacción, se conocen como *productos de fisión*.

- **FUSIÓN:** Reacción por la que dos núcleos ligeros se unen, dando lugar a otro más pesado y liberando una gran cantidad de energía. No es un proceso natural en la Tierra como la fisión, pero sí en el Universo, ya que es la reacción responsable de la emisión continua de calor por el Sol y las estrellas manteniendo sus altas temperaturas.

Reacciones nucleares con neutrones

Los neutrones son partículas de gran eficacia para producir reacciones nucleares, ya que no poseen carga eléctrica y por lo tanto, no están sujetos a los efectos de la repulsión electrostática de los protones, penetrando en el núcleo sin dificultad.

Las reacciones más importantes entre neutrones y núcleos que tienen lugar en un reactor nuclear y gobiernan su población neutrónica son la **absorción** (captura o fisión) y la **dispersión** (elástica e inelástica).

REACCIONES NUCLEARES CON NEUTRONES			APROVECHAMIENTO
Dispersiones	Elásticas		Moderación neutrones
	Inelásticas (núcleo excitado)		Calentamiento
Absorciones	Capturas	– Radiantes (núcleo excitado)	Control del reactor/ Calentamiento
		– De Activación (núcleo radiactivo)	Indeseada
		– Fértiles	Producción de núcleos fisionables
	Fisión		Producción de energía

Tabla 1. Tipos de reacciones nucleares con neutrones (Fuente: FORO NUCLEAR)

En las **dispersiones**, el neutrón interacciona con el núcleo y emerge de la colisión con menor energía de la inicial. Las dispersiones se clasifican a su vez en dos tipos: *elásticas* e *inelásticas*.

- En la **dispersión elástica** el núcleo que experimenta la colisión no sufre ninguna excitación residual, por lo cual sólo hay transferencia de energía cinética entre uno y otro cuerpo (factor $Q = 0$).
- En la **dispersión inelástica** el núcleo “blanco” queda en estado excitado, por lo cual emitirá posteriormente radiación electromagnética. En esta reacción el neutrón no sólo pierde energía por transferencia de energía cinética al núcleo, sino por la excitación en la que queda dicho núcleo.

La dispersión inelástica prácticamente sólo se verifica con núcleos pesados, como los del combustible nuclear, pero este mecanismo no es el proceso fundamental para la de-

celeración de neutrones necesaria en un reactor térmico, sino que ésta se logra gracias a las reacciones elásticas con núcleos ligeros, fundamentalmente el hidrógeno, conociéndose este proceso por el nombre de **moderación** neutrónica.

Las **absorciones** son reacciones caracterizadas por la desaparición del neutrón que provoca la reacción. Dentro de esta clase de reacciones cabe distinguir dos tipos fundamentales: las *capturas* y la *fisión*.

En la **fisión nuclear**, el núcleo de un material fisionable, como puede ser el U-235, absorbe un neutrón y se divide en varios fragmentos, denominados *productos de fisión*, emitiendo neutrones y una gran cantidad de energía del orden de 200 MeV.

En las **capturas** no aparece ningún neutrón entre los productos resultantes de la reacción, sólo el propio núcleo compuesto y algún fotón de desexcitación en su caso. En este sentido cabe distinguir las capturas radiactivas de las

capturas no radiactivas, según produzcan o no núcleos resultantes radiactivos.

En las **capturas radiactivas**, se distinguen dos grupos: las **capturas radiantes**, en las que el núcleo compuesto excitado resultante de la captura emite un exceso de energía en forma de radiación gamma, y las **capturas de activación**, en las cuales el núcleo compuesto resultante es inestable, y se desintegra emitiendo una partícula, como un protón además de la radiación electromagnética asociada (desintegración β negativo) o una partícula alfa.

Además, dentro del campo de las capturas con producción de nucleidos radiactivos hay que mencionar las denominadas **capturas fértiles**¹ —por la importancia que revisten en la ingeniería nuclear, y particularmente en la evolución de la composición isotópica del combustible durante el quemado— y las **capturas parásitas**.

Las **capturas fértiles** son aquellas en las que el nucleido original captura un neutrón, pasando a ser un núcleo compuesto β —emisor, que a su vez genera un descendiente β — emisor de vida ligeramente más larga considerado como **nucleido fisible**, fisionable por neutrones de cualquier energía.

Los dos ejemplos fundamentales de capturas fértiles son los del **uranio-238** y **torio-232**. En el caso del U-238 se genera Pu-239, lo que da origen a la producción de plutonio en el reactor y en el caso del Th-232 se genera U-233, que es un combustible nuclear de magníficas cualidades. Por esto, al U-238 y al Th-232 se les denomina **nucleidos fértiles**, ya que pueden producir otros núcleos denominados **fisionables** por captura neutrónica.

Las **capturas parásitas** son aquellas que no conllevan ninguna fertilidad en el combustible, ya que se absorbe el neutrón sin que tenga lugar la fisión nuclear. Pueden distinguirse dos tipos: **captura parásita deseada**, como la que se produce en los absorbentes de control, y gracias a la cual se elimina el exceso de neutrones en el núcleo del reactor, y la **captura parásita no deseada**, que pueden producirla la mayor parte de los nucleidos presentes en el núcleo del reactor (hidrógeno y productos de fisión) y el material estructural, pudiendo alterar las condiciones adecuadas para que la reacción nuclear transcurra con normalidad.

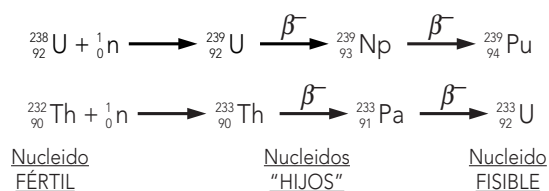
¹ Ver REFERENCIAS y CONSULTAS.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Clasificación de **neutrones**

TIPOS DE NEUTRONES	CARACTERÍSTICAS
RETARDADOS	Neutrón que no es liberado de forma inmediata en la fisión nuclear, sino que se emite con cierto retardo (en promedio 13s) debido a la desintegración radiactiva de núcleos excitados de los productos de fisión.
EPITÉRMICOS	Neutrón intermedio con valores de energía dentro de los correspondientes a la región epitérmica del espectro neutrónico de energías, entre la región lenta (< 1 eV) y la rápida (> 0,1 MeV).
RÁPIDOS	Neutrón sin moderar, con alta energía cinética (< 0,1 MeV) liberado en la fisión.
INMEDIATOS	Neutrón emitido sin retraso medible después de la fisión (en un intervalo de aprox. 10^{-14} s tras la fisión). En el caso del U-235 el 99,35% de los neutrones liberados son inmediatos.
LENTO O TÉRMICO	Neutrón en equilibrio térmico con el medio en que se encuentra, de baja energía cinética (< 1 eV). Los neutrones rápidos liberados en la fisión son moderados reduciendo su energía cinética y se convierten en neutrones térmicos.
FOTONEUTRÓN	Neutrón emitido como resultado de la interacción de un fotón gamma con un núcleo.

Tabla 2. Tipos de neutrones

Reacciones de **captura fértil**

Para más información sobre el tema de *Reacciones Nucleares* se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Física Nuclear". Velarde, G. Sección de Publicaciones de la ETSII. Madrid, 1970.
- "Curso de Protección Radiológica Técnica". TECNATOM. Madrid, 1984.
- "Física Nuclear: Problemas resueltos". Shaw, M. y Willart, A. Alianza Universidad Textos. Madrid, 1996.
- NUKLIDKARTE – Tabla de Núclidos. Pfennig, G., Klewe-Nebenius, H. y Seelmann-Eggebert, W. 6ª edición. Lage, Lippe, 1998.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>

2.1.4. FISIÓN NUCLEAR

La **fisión nuclear** es aquella reacción en la que núcleos de átomos pesados, al capturar un neutrón incidente, pueden dividirse en dos fragmentos (raramente en tres) formados por núcleos de átomos más ligeros, llamados **productos de fisión**, con emisión de neutrones, rayos gamma y con un gran desprendimiento de energía.

El núcleo "blanco" al capturar el neutrón se vuelve inestable, produciéndose su escisión, y dando lugar a una situación de mayor estabilidad con la producción de los fragmentos más ligeros.

En un proceso de fisión, como consecuencia de la reacción, se producen varios neutrones que a su vez inciden sobre otros núcleos fisionables generando así más neutrones que producirán sucesivos choques con otros núcleos. Este efecto multiplicador se conoce como **reacción en cadena**.

Para que se produzca la reacción de fisión en cadena es necesario que se cumplan determinadas condiciones de cantidad de material fisionable (*masa crítica*) y geometría del mismo.

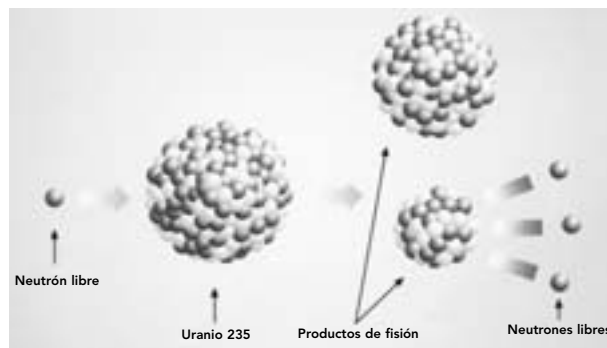


Figura 1. Reacción de fisión nuclear

Fisión nuclear: Generalidades

La fisión nuclear puede producirse de forma espontánea, pero en general es provocada por la absorción de rayos gamma o por un neutrón incidente con una determinada energía, y viene acompañada de emisión de neutrones y de radiaciones gamma, y de la liberación de una importante cantidad de energía. En el caso más general, el átomo fisionable absorbe un neutrón y, casi inmediatamente, se produce la fisión.

Las reacciones más importantes son las que utilizan como núcleo fisionable el **uranio-235**, siendo la energía liberada en estos procesos de unos 200 MeV por reacción. Esta energía se manifiesta en forma de calor por el frenado de los fragmentos de fisión en el medio material. El número de neutrones liberados es 2,4 en promedio.

La probabilidad de la reacción de fisión aumenta cuando disminuye la energía de los neutrones incidentes,

que por esta razón han de ser frenados (moderados) antes de que interaccionen con el combustible. La energía con la que llega el neutrón es del orden de **0,025 eV** que corresponde a la temperatura ambiente ($T = 300\text{ K} = 25\text{ °C}$), con una *velocidad promedio* (V_p) asociada de 2.200 m/s.

TEMPERATURA (K)	V_p (m/s)	$E(V_p)$ (eV)
300	2.200	0,025
400	2.600	0,034
600	3.100	0,052
800	3.600	0,069
1.000	4.000	0,086

Tabla 1. Espectro neutrónico en función de la temperatura del medio (Fuente: Elaboración propia)

El núcleo que absorbe el neutrón queda "excitado" (núcleo compuesto), se estira y se rompe dando lugar a los *productos de fisión*, liberando además dos o tres neutrones muy energéticos. Estos neutrones podrán, a su vez y en condiciones adecuadas, provocar nuevas fisiones que liberarán otros neutrones, y así sucesivamente. Este efecto multiplicador es conocido como **reacción en cadena**.

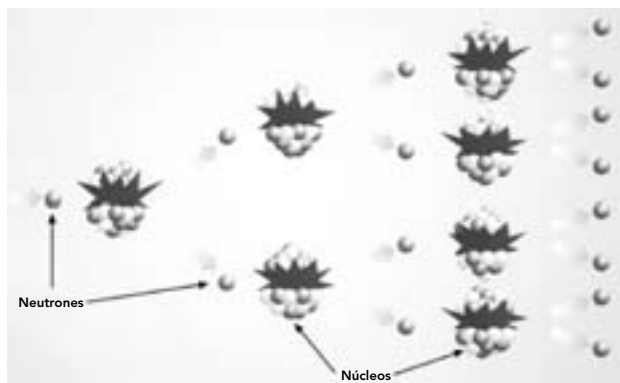


Figura 2. Reacción en cadena

Cuando la población de neutrones libres es tal que el número de fisiones se mantiene constante en el tiempo, se dice que la **reacción** está **automantenida** o **controlada**. La gran cantidad de energía liberada en estas condiciones se utiliza para la producción de energía eléctrica (centrales nucleares) o para fines de investigación y experimentación.

De los elementos útiles para producir energía eléctrica, sólo el U-235, el U-233 y el Pu-239 pueden fisionarse por neutrones de distintas energías, de aquí que sean denominados nucleidos **fisionables**, necesarios para mantener la reacción nuclear en cadena.

De ellos, sólo el U-235 se encuentra en la naturaleza aunque en pequeñas proporciones, junto con el U-238 que es el isótopo más abundante. Además, el U-238 y el Th-232 pueden producir núcleos *fisionables* mediante reacciones de captura neutrónica, conociéndose como nucleidos **fértiles**, que se fisionan sólo con neutrones rápidos.

La capacidad de fisión es determinada mediante el valor de la **sección eficaz de fisión**¹, que mide la probabilidad de que un neutrón incidente reaccione con un núcleo mediante una reacción de fisión. Depende de la naturaleza del núcleo "blanco" y de la energía del neutrón incidente.

A medida que dicha energía disminuye la sección eficaz aumenta, y por tanto la capacidad de fisión. En consecuencia, la fisión es más probable con neutrones térmicos (lentos) que con los rápidos. Así pues, los *núcleos fisionables* se fisionarán en mayor cantidad cuando los neutrones sean térmicos.

Como resultado de las reacciones de fisión inducidas por neutrones aparecen instantáneamente unos núcleos más ligeros que el núcleo fisionado, generalmente dos fragmentos, que se desprenden con una elevada energía cinética que se transforma en calor y que se denominan **productos de fisión**². Además, aparecen instantáneamente neutrones, con una energía media de 2 MeV (neutrones rápidos), y fotones. A todos estos productos de la fisión se les denomina **primarios** o **inmediatos**, ya que aparecen a los 10-14 segundos después de tener lugar la fisión.

Los *productos de fisión inmediatos* o *primarios* son radiactivos, emisores de partículas β , y dan lugar a series radiactivas formadas por varios nucleidos.

En la desintegración de los productos de fisión también se libera energía que se transformará en calor, es el **calor de desintegración** o **energía residual** del combustible irradiado del reactor, que se sigue produciendo aunque ya no se estén llevando a cabo reacciones de fisión.

Entre los *productos de fisión* que se forman destacan dos: el **xenón-135** y el **samarium-149**, que tienen un especial interés en el funcionamiento de los reactores nucleares, ya que poseen secciones eficaces de captura de neutrones lentos muy elevada, y por tanto actúan como elementos activos para disminuir la población de neutrones en el reactor.

En las series radiactivas provocadas por los productos de fisión inmediatos, puede aparecer un núcleo que tenga todavía una energía en exceso, la cual necesite eliminar mediante la emisión de un neutrón. Al núcleo que provoca esta emisión se le denomina *precursor*, y al neutrón que aparece se le denomina **neutrón diferido**, porque se emite con varios segundos después de la fisión, y para diferenciarlo de los **neutrones inmediatos** producidos en el momento de la fisión.

Aunque los inmediatos constituyen más del 99% del total de los neutrones producidos, los diferidos juegan un papel fundamental en el funcionamiento de los reactores nucleares. Su presencia es necesaria para que se pueda sostener la reacción en cadena, y el hecho de que aparezcan con un retardo facilita la operación y el control del reactor, contribuyendo así a la seguridad intrínseca de éste.

¹ Ver capítulo "REACCIONES NUCLEARES".

² El U-235 se fisiona en más de 40 formas diferentes, produciendo más de 80 productos de fisión primarios distintos, con números másicos (A) entre 72 y 160, la mayoría radiactivos y emisores beta debido al exceso de neutrones, dando lugar a cadenas de más de 200 especies radiactivas distintas.

Desde el punto de vista energético, la **energía de fisión** es aquella que se libera en la fisión nuclear correspondiente a la diferencia entre las masas del núcleo original y del neutrón incidente y las masas de los productos de fisión y de los neutrones emergentes, o **defecto de masa**, según la **Fórmula de Einstein** ($E = mc^2$).

LIBERACIÓN INSTANTÁNEA	ENERGÍA (MeV)
Ec fragmentos de fisión	165
Ec neutrones fisión	5
Rayos gamma instantáneos	7
Rayos gamma reacciones (n, γ)	7
LIBERACIÓN RETARDADA	ENERGÍA (MeV)
Ec β (productos de fisión)	7
Rayos gamma (productos de fisión)	6
Rayos gamma reacciones (n, γ)	2
TOTAL	199

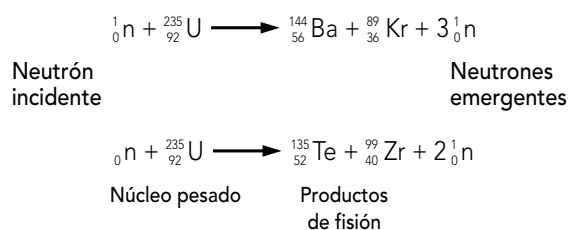
Tabla 2. Distribución de la energía de fisión (Fuente: FORO NUCLEAR)

Se puede decir que esta energía procede de que un 0,1% de la masa reaccionante en el proceso de fisión desaparece, convirtiéndose en energía. Este defecto de masa viene a decir que los núcleos hijos que se generan (productos de fisión) están más fuertemente ligados individualmente (son más estables) que el U-235, transformándose el defecto de masa en energía.

En el caso de la reacción de fisión del U-235, se distribuye de la siguiente manera: por término medio, en cada fisión de un núcleo de un átomo pesado se produce una energía de 200 MeV, que se manifiesta en energía cinética de los productos de fisión, en un 80% aproximadamente, y el restante 20% en forma de radiación y energía cinética de los neutrones y fotones inmediatos, y fotones y partículas β diferidos. Si todos los núcleos contenidos en **1 gramo de U-235** fisionaran, se llegaría a producir una energía de 1 MW-día.

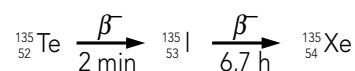
REFERENCIAS Y CONSULTAS

Reacciones típicas de fisión

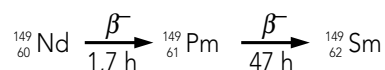


Productos de fisión

El **xenón-135** se obtiene como producto de fisión primario y como elemento de serie radiactiva encabezada por el **teluro-135** mediante dos desintegraciones beta, apareciendo el **yodo-135**:



El **samarario-149** se forma como elemento de la serie radiactiva encabezada por el **neodimio-149**, con dos desintegraciones β^- :



Para más información sobre *Fisión Nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Teoría de reactores". Velarde, G. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1970.
- "Física de Reactores". Caro, R. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1974.
- "Reactores Nucleares". Martínez-Val, J. M., Piera, M. E. T. S. Ingenieros Industriales. Madrid, 1997.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>

2.1.5. FUSIÓN NUCLEAR

La **fusión nuclear** es una reacción nuclear en la que dos núcleos de átomos ligeros, en general el hidrógeno y sus isótopos (deuterio y tritio), se unen para formar otro núcleo más pesado, liberando una gran cantidad de energía.

La energía solar tiene su origen en la fusión de núcleos de hidrógeno, generándose helio y liberándose una gran cantidad de energía que llega a la Tierra en forma de radiación electromagnética.

Para efectuar las reacciones de fusión, se deben cumplir los siguientes requisitos:

- *Temperatura* muy elevada para separar los electrones del núcleo y que éste se aproxime a otro venciendo las fuerzas de repulsión electrostáticas. La masa gaseosa compuesta por electrones libres y átomos altamente ionizados se denomina **PLASMA**.
- *Confinamiento* necesario para mantener el plasma a elevada temperatura durante un tiempo mínimo.
- *Densidad* del plasma suficiente para que los núcleos estén cerca unos de otros y puedan lugar a reacciones de fusión.

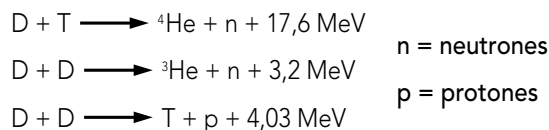
Los confinamientos convencionales, como las paredes de una vasija, no son factibles debido a las altas temperaturas del plasma. Por este motivo, se encuentran en desarrollo dos métodos de confinamiento:

- Fusión por confinamiento inercial (FCI): Consiste en crear un medio tan denso que las partículas no tengan casi ninguna posibilidad de escapar sin chocar entre sí. Una pequeña esfera compuesta por deuterio y tritio es impactada por un haz de láser, provocándose su implosión. Así, se hace cientos de veces más densa y explota bajo los efectos de la reacción de fusión.
- Fusión por confinamiento magnético (FCM): Las partículas eléctricamente cargadas del plasma son atrapadas en un espacio reducido por la acción de un campo magnético. El dispositivo más desarrollado tiene forma toroidal y se denomina TOKAMAK.

Fusión nuclear: Generalidades

La fusión nuclear tiene lugar cuando dos núcleos de átomos ligeros se unen para formar otro núcleo más pesado, liberando una gran cantidad de energía.

Los elementos atómicos empleados normalmente en las reacciones nucleares de fusión son el Hidrógeno y sus isótopos: el Deuterio (D) y el Tritio (T). Las reacciones de fusión más importantes son:

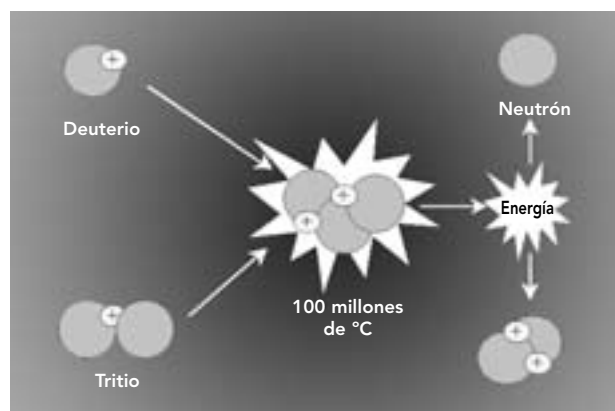


Para que tengan lugar estas reacciones debe suministrarse a los núcleos la energía cinética necesaria para que se aproximen los núcleos reaccionantes, venciendo así las fuerzas de repulsión electrostáticas. Para ello es preciso calentar el gas hasta temperaturas muy elevadas (10^7 ó 10^8 °C), como las que se supone que tienen lugar en el centro de las estrellas.

El gas sobrecalentado a tan elevadas temperaturas, de modo que los átomos estarán altamente ionizados, recibe el nombre de **plasma**.

El requisito de cualquier reactor de fusión es confinar dicho plasma con la temperatura y densidad lo bastante elevadas y durante el tiempo justo, a fin de permitir que ocurran suficientes reacciones de fusión, evitando que escapen las partículas, para obtener una **ganancia** neta de energía. Esta ganancia energética depende de que la energía necesaria para calentar y confinar el plasma, sea menor que la energía liberada por las reacciones de fusión. En principio, por cada miligramo de deuterio-tritio se pueden obtener 335 MJ.

Figura 1. Reacción de fusión de Deuterio-Tritio



Combustible

Es bien sabido que las tres cuartas parte del Planeta están cubiertas por agua, cuyas moléculas están formadas por dos átomos de hidrógeno y uno de oxígeno.

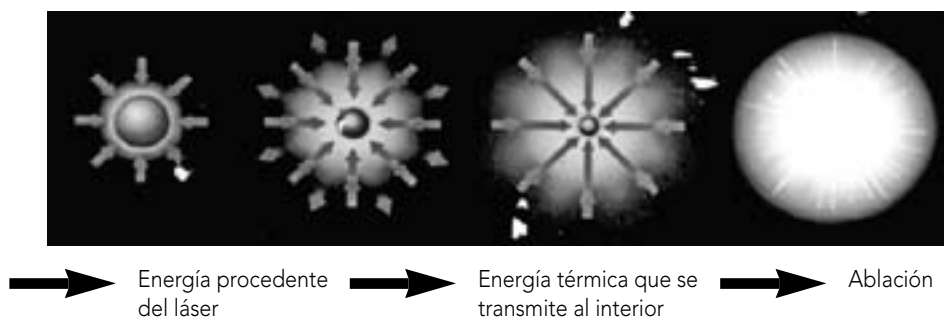
El Deuterio es un isótopo estable del hidrógeno formado por un protón y un neutrón. Su abundancia en el agua es de un átomo por cada 6.500 átomos de Hidrógeno, lo que significa que con el contenido de deuterio existente en el agua del mar (34 gramos por metro cúbico) es posible obtener una energía inagotable, y cuyo contenido energético es tal que con la cantidad de deuterio existente en cada litro de agua de mar, la energía obtenida por fusión de estos átomos de deuterio equivale a 250 litros de petróleo.

El otro elemento empleado, el Tritio, es el isótopo inestable o radiactivo del átomo de hidrógeno. Está compuesto por un protón y dos neutrones y se desintegra por emisión beta con relativa rapidez, y aunque es escaso en la naturaleza, puede ser generado por reacciones de captura neutrónica con los isótopos del Litio, material abundante en la corteza terrestre y en el agua del mar.

Confinamiento

Los confinamientos convencionales no son posibles debido a las altas temperaturas del plasma que deben soportar. Por este motivo, se han desarrollado dos importantes métodos de confinamiento:

- **Fusión por confinamiento inercial (FCI):** Tecnología para producir la fusión termonuclear aprovechando la inercia mecánica de pequeñas esferas sólidas y densas de Deuterio-Tritio para calentarlas hasta la temperatura de fusión mediante la inyección de breves e intensos pulsos de energía (radiación láser o partículas muy energéticas procedentes de un acelerador). El bombardeo de estas esferas provoca su calentamiento y la posterior compresión de su superficie a una altísima temperatura, formando un plasma caliente. El plasma se escapará libremente hacia fuera, pero por conservación del impulso, parte de las partículas tendrá que ir hacia dentro. Esa implosión será capaz de comprimir la mezcla de gas Deuterio-Tritio que puede colocarse dentro de la esfera, y juntamente con el calor producido provocar una fusión termonuclear. En este proceso, las fases de calentamiento y confinamiento se efectúan al mismo tiempo, usando el mismo dispositivo suministrador de la energía.



1. **INTERACCIÓN LÁSER-MATERIA.** El haz láser calienta la superficie del blanco, y produce un plasma que lo envuelve.
2. **COMPRESIÓN.** El combustible se comprime por la acción y reacción de la energía depositada en la superficie.
3. **IGNICIÓN.** El núcleo del combustible (la parte más interna) alcanza valores de la densidad en torno a 20 veces su valor inicial, y permite la ignición a temperaturas estelares.
4. **QUEMADO.** Después de la ignición, se propagan las reacciones nucleares de fusión, permitiendo obtener una energía superior a la depositada por el láser.

Figura 2. Concepto de un sistema de fusión nuclear por confinamiento inercial

- **Fusión por confinamiento magnético (FCM):** Tecnología para provocar la fusión manteniendo el plasma de Deuterio-Tritio confinado mediante un campo magnético de la configuración e intensidad adecuadas. Con el uso de los campos electromagnéticos se consigue que las partículas del plasma se aceleren, evitando que sigan caminos aleatorios y puedan reaccionar con más facilidad. Las fases de calentamiento y confinamiento se hacen por separado. El confinamiento magnético más simple es un campo magnético uniforme, donde las partículas realizarán trayectorias espirales alrededor de la dirección del campo. Esto sería suficiente para confinar las partículas en sólo dos direcciones. Para evitar la pérdida de las partículas a lo largo del eje del campo hay dos posibles opciones: Se puede construir un toro –configuración cerrada– o se puede crear en los extremos una zona de alta densidad de líneas de campo magnético que reflejaría las partículas dentro de la región donde el campo es inferior. Serían los *espejos magnéticos*.

El inmenso potencial energético de la fusión incentiva el continuo desarrollo tecnológico en ambos tipos de confinamiento. Con el Deuterio existente en todo el Planeta se podrían obtener 10^{21} kW/año, lo cual podría dar energía durante aproximadamente 10^{11} años, considerando la poca cantidad que se necesita por reacción de fusión.

Evolución histórica y proyectos futuros

Los orígenes de la fusión nuclear se localizan hacia 1929 cuando Atkinson y Houtemans plantearon la posibilidad de obtener energía de las reacciones de fusión. Sin embargo, los conceptos más importantes de fusión nuclear y su aplicación real, se desarrollaron a partir de 1942 con los trabajos de H. Bethe, E. Fermi, R. Oppenheimer y E. Teller, entre otros. A través del proyecto *Sherwood* se llevaron a cabo los primeros avances tecnológicos, que permitieron desarrollar el concepto de confinamiento magnético, obteniéndose los primeros diseños: z-pinch, stellarator y espejos magnéticos.

En 1961, J. Nuckolls (EEUU) y N. Basov (URSS) desarrollaron una técnica mediante la cual se podrían obtener reacciones de fusión nuclear mediante altas compresiones provocadas por la cesión de energía. Se desarrollaron así programas secretos en EEUU y Rusia. Posteriormente, Francia se une a este desarrollo, también secreto. Otros países como Alemania, Japón, Italia y EEUU (Rochester) desarrollaron programas abiertos.

En 1965, Artsimovich presentó los resultados de sus investigaciones, en la “2ª Conferencia de Plasma y Fusión Controlada”, sobre el concepto **TOKAMAK** (TORoidal KAMERA MAGnetiK).

En el concepto TOKAMAK, el campo magnético necesario para confinar el plasma es el resultado de la combina-

ción de un campo toroidal, de un campo poloidal, ambos creados por bobinas toroidales, y de un campo vertical (creado por un transformador). El plasma actúa como secundario de un transformador por donde se induce corriente que lo calienta. Por el primario del transformador circula una intensidad de corriente variable.

En 1968, el Premio Nobel N. Basov, informó de la obtención de temperaturas de ignición y de la producción de neutrones en las reacciones de fusión empleando láseres. A partir de entonces, se pudo disponer de una gran cantidad de aparatos en construcción y operación bajo el concepto TOKAMAK como los siguientes: TFR (Francia), T-4 y T-11 (URSS), ALCATOR y ORMAK (EEUU). Otros como el T-10 (URSS), PLT (EEUU), DITE (GB), ASDEX (RFA) y FRASCATI (EURATOM-Italia) comenzaron a construirse.

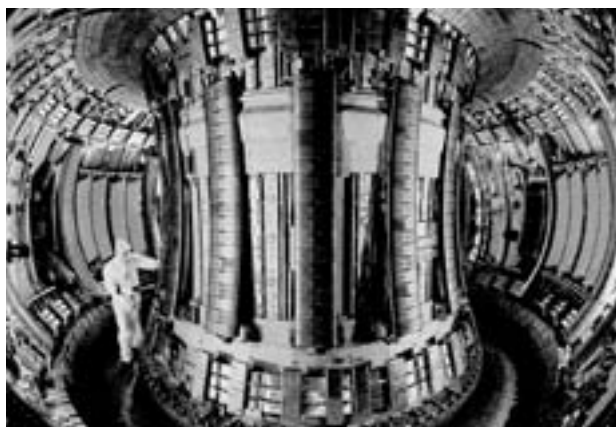
En la década de los 70 comenzó a producirse la primera serie de publicaciones sobre **FCI (Fusión por Confinamiento Inercial)**. En EEUU, los principales investigadores fueron Brueckner, Nuckolls, Kidder y Clark. En Rusia, Basov y su equipo consiguieron el experimento más avanzado, alcanzándose cerca de 3 millones de neutrones en la implosión de esferas de CD_2 .

Basados en este concepto existen y han existido multitud de instalaciones con láser que han permitido avanzadas investigaciones. De ellas se pueden destacar: NOVA (40 kJ, EEUU), OMEGA (30 kJ), GEKKO-XII (10 kJ, Japón), PHEBUS (3 kJ, Francia), VOLCAN (UK), ISKRA-5 (Rusia).

A partir de estas instalaciones de láser se han desarrollado dos grandes proyectos para demostrar altas ganancias: *National Ignition Facility* (NIF) en EEUU y *Laser Megajoule* (LMJ) en Francia.

Pero el láser no es el único dispositivo capaz de producir implosiones, también se observa que electrones y haces de iones ligeros y pesados son serios candidatos a la fu-

Figura 3. Vista interior de la vasija del JET.
Programa de fusión nuclear de EURATOM



sión por confinamiento inercial. Nacen así los siguientes proyectos con iones ligeros: ANGARA y PROTO (Rusia), PBFA-I y PBFA-II (EEUU).

En relación con los iones pesados, al no existir experimentos no se han podido alcanzar resultados exactos, aunque se han realizado ciertas predicciones mediante simulaciones teóricas como las realizadas en el Proyecto **HIDIF** (Heavy Ion Design of Ignition Facility) patrocinado por varios laboratorios e institutos europeos y por el *Lawrence Berkeley Laboratory* americano.

En la década de los 90, las instalaciones de tipo TOKAMAK: JET (EURATOM), TFTR (EEUU) y JT-60 (Japón), permitieron obtener cierta potencia. El primero fue el JET, que con una mezcla de D (90%) y T (10%) consiguió en 1991, una potencia de 1,7 MW. Posteriormente, en 1993, el TFTR con una mezcla de DT al 50% llegó hasta los 6 MW, alcanzándose temperaturas de 30 keV. En el calentamiento se gastaron 29 MW. En la actualidad, el TFTR está clausurado. Hasta la fecha, se han llegado a producir hasta 12 MW de potencia en reacciones de fusión controladas durante más de un segundo (JET, 1997) y existe la confianza de que con los avances tecnológicos actuales sea posible llegar al rango comercial de cientos de MW de forma mantenida.

La investigación experimental en **FCM (Fusión por Confinamiento Magnético)** en España ha estado concentrada en el CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas), remontándose a 1983, año en el que se pone en funcionamiento la primera máquina de fusión, el Tokamak TJ-I.

Desde este instante, la investigación ha progresado de manera constante, y así, en 1994 se puso en marcha el primer dispositivo de fusión construido totalmente en España: el Stellerator TJ-I upgrade, que fue cedido en 1999 a la *Universidad de Kiel* al entrar en operación el TJ-II.

El TJ-II supuso un gran salto científico con respecto a los experimentos anteriores considerándose uno de los tres stellerators más avanzados del mundo junto con el alemán Wendelstein 7-AS del *Instituto Max Planck* en Munich y el japonés LHD de la *Universidad de Nagoya*.

El camino hacia el ITER

El proyecto más avanzado en **Fusión por Confinamiento Magnético** es el ITER (*International Thermonuclear Experimental Reactor*), prototipo basado en el concepto Tokamak, y en el que se espera alcanzar la ignición. Ante los buenos resultados obtenidos en el JET, en 1990 se decidió continuar el programa de fusión con una instalación mayor en la que además del reactor, pudieran probarse sus sistemas auxiliares sin generar aún electricidad. En

este proyecto participan la Unión Europea, Canadá, EEUU, Japón y Rusia.

El objetivo es determinar la viabilidad técnica y económica de la fusión nuclear por confinamiento magnético para la generación de electricidad, como fase previa a la construcción de una instalación de demostración comercial.

ITER es un proyecto tecnológico cuya construcción se estima necesitará 10 años y al menos 20 de investigación. Entre las tecnologías empleadas para su construcción y posterior funcionamiento y mantenimiento destacan la robótica, superconductividad, microondas, aceleradores y los sistemas de control.

En la máquina ITER no se producirá energía eléctrica, se probarán las soluciones a los problemas que necesitan ser resueltos para hacer viables los futuros reactores. Este ambicioso proyecto de investigación dará sus primeros resultados a partir de 2050.

Las inversiones realizadas para su construcción se estiman en cerca de 5.000 millones de euros. Los costes de funcionamiento alcanzarán los 5.300 millones de euros y los de desmantelamiento ascienden a 430 millones de euros. El país donde se instale deberá correr con los costes de preparación del terreno y de construcción del edificio.

En un principio, los tres emplazamientos que se disputaban el proyecto eran: Europa (Francia y España), Canadá y Japón.

El Gobierno Canadiense mostró interés por albergar el proyecto en Darlington cerca de Toronto, Japón presentó su candidatura en Rokkashomura, Francia ofreció su centro nuclear de Cadarache y España propuso su emplazamiento en Vandellós I, después del positivo estudio de viabilidad coordinado por el CIEMAT y realizado por diferentes institutos de investigación e industrias, entre las que destaca IBERTEF (consorcio formado por Empresarios Agrupados y SENER).

Después de un complejo proceso de evaluación tecnológica, a finales de 2003 la Comisión Europea decidió presentar como candidatura europea la francesa de Cadarache frente a la española de Vandellós. Así, Francia representará a la Unión Europea ante las otras dos candidaturas internacionales: Canadá y Japón.

En 2004, la decisión del emplazamiento definitivo que albergará el ITER está a la espera de la toma de decisión. Si tiene lugar un acuerdo ratificado por todos los países involucrados, la construcción del ITER podría comenzar alrededor de 2005. Estados Unidos ha manifestado su claro apoyo a Japón, mientras que China ha hecho lo propio con Francia.

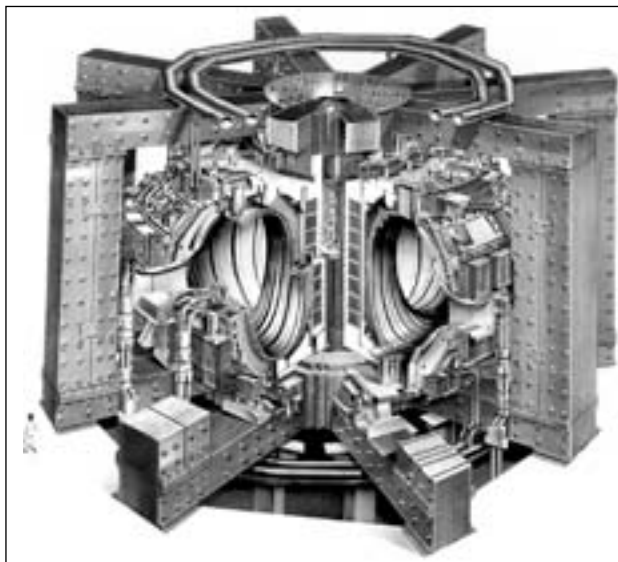


Figura 4. Proyecto ITER

Entre las ventajas de este dispositivo pueden citarse las siguientes:

- La fusión nuclear es una energía limpia ya que no produce gases nocivos y genera residuos de muy baja actividad.
- Un reactor de fusión es intrínsecamente seguro ya que la propia reacción se detiene al cortar el suministro de combustible. No depende de ningún sistema externo de seguridad susceptible de errores.
- Es una fuentes inagotable de energía ya que el Deuterio existe en abundancia en la naturaleza y el Tritio es generado dentro del propio reactor a partir del Deuterio.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para más información sobre *Fusión Nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Física Nuclear". Velarde, G. Sección de Publicaciones de la ETSII. Madrid, 1970.
- "Física Nuclear: Problemas resueltos". Shaw, M. y Willart, A. Alianza Universidad Textos. Madrid, 1996.
- "Futuros sistemas de energía nuclear: Generar electricidad, quemando desechos". Boletín del OIEA, 1997.
- "La fusión nuclear". Mundo Científico, nº 182. Septiembre 1997.
- "Fusión por Confinamiento Magnético". CIEMAT. Madrid, 1997.
- "Fusión Nuclear". Boletín Informativo del CIEMAT. Madrid, 1998.
- "Fusión, ¿espejismo nuclear?". Ciencia y Vida. Junio 1998.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.
- "Futuro: reactores nucleares de Fisión y Fusión". Seminarios para Profesionales sobre Energía Nuclear. Foro Nuclear. Madrid, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- EMPRESARIOS AGRUPADOS: <http://www.empre.es/>
- ASOCIACIÓN EURATOM-CIEMAT PARA LA FUSIÓN: <http://www-fusion.ciemat.es/>
- IAEA-International Atomic Energy Agency (OIEA-Organismo Internacional de Energía Atómica): Energía Nuclear, isótopos, reactores, protección radiológica: <http://www.iaea.org/worldatom/>; Nuclear Data Centre: Energía Nuclear, centro de datos: <http://www-nds.iaea.org/>
- CERN (European Laboratory for Particle Physics): <http://www.cern.ch/>
- ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor): <http://www.iter.org/>

2.2.

APLICACIONES ENERGÉTICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. REACTORES NUCLEARES DE FISIÓN. CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR. GESTIÓN DE VIDA

2.2.1. REACTORES NUCLEARES (I)

Se define un **reactor nuclear** como una instalación capaz de iniciar, mantener y controlar las reacciones de fisión en cadena que tienen lugar en el núcleo del reactor, compuesto por el combustible, el refrigerante, los elementos de control, los materiales estructurales y el moderador en el caso de los reactores nucleares térmicos.

Hay dos formas de diseñar un reactor nuclear: bien sea retardando los neutrones veloces o bien incrementando la proporción de átomos fisibles. Para la tarea de retardar los neutrones se emplea un moderador (agua ligera, agua pesada, grafito) y a los neutrones lentos resultantes se les denomina térmicos, de modo que los reactores basados en esta técnica se conocen como **REACTORES TÉRMICOS**, a diferencia de los que emplean neutrones veloces, denominados **REACTORES RÁPIDOS**.

A la hora de construir un reactor, es necesario tener una **masa crítica** de combustible, esto es, suficiente material fisible, en una óptima disposición del combustible y del resto de los materiales del núcleo, para mantener la reacción en cadena. La disposición de los absorbentes de neutrones y de las barras de control permiten mantener la criticidad en operación y la sub-criticidad en parada y puesta en marcha.



Figura 1. Carga del combustible del núcleo de un reactor nuclear

Componentes del núcleo del reactor

El núcleo es la parte del reactor donde se produce y se mantiene la reacción nuclear en cadena. Su objetivo es calentar el agua del circuito primario. Se diseña para operar de forma segura y controlada, de modo que se maximice la cantidad de energía extraída del combustible.

Cada componente del núcleo del reactor juega un papel importante en la generación de calor:

• Combustible

El combustible de un reactor nuclear es un material fisiónable en cantidades tales que se alcance la **masa crítica**, y colocado de tal forma que sea posible extraer rápidamente el calor que se produce en su interior debido a la reacción nuclear en cadena.

Los combustibles empleados en las centrales nucleares están en forma sólida, aunque varían desde el dióxido de uranio cerámico ligeramente enriquecido, uranio en tubos de aleación de magnesio hasta dióxido de uranio en-

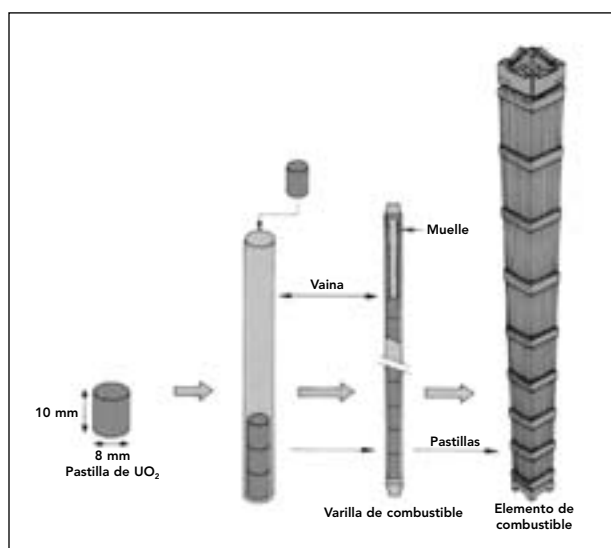


Figura 2. Composición de un elemento de combustible

riquecido o natural en tubos de aleación de zirconio, todo depende del tipo del reactor.

En general, un elemento de combustible está constituido por una disposición cuadrangular de las varillas de combustible, aunque debe mencionarse la disposición hexagonal del reactor ruso de agua a presión VVER. En determinados elementos algunas varillas se reemplazan por los tubos guía de las barras de control sujetados a las partes superior e inferior del elemento.

Sujetando los tubos guía a las rejillas de soporte de combustible se consigue que los centros de las varillas de combustible y los tubos guía estén a la misma distancia. Todos los elementos de combustible tienen el mismo diseño mecánico. Algunos contienen haces de barras de control y otros contienen venenos consumibles o fuentes neutrónicas.

Para asegurar la calidad de los elementos de combustible, se realizan numerosas inspecciones y ensayos tanto de las materias primas como del producto final.

• Barras de control

Los haces de barras de control proporcionan un medio rápido para el control de la reacción nuclear, permitiendo efectuar cambios rápidos de potencia del reactor y su parada eventual en caso de emergencia. Tienen forma cilíndrica y están fabricadas con materiales absorbentes de neutrones (carburo de boro o aleaciones de plata, indio y cadmio) y suelen tener las mismas dimensiones que las varillas de combustible. La reactividad del núcleo aumenta o disminuye subiendo o bajando las barras de control.

Para que un reactor funcione durante un período de tiempo tiene que tener un exceso de reactividad, que es máximo

con el combustible fresco y va disminuyendo con la vida del mismo hasta que se anula, momento en el que se hace la recarga del combustible.

En funcionamiento normal, un reactor nuclear tiene las barras de control en posición extraída del núcleo, pero el diseño de las centrales nucleares es tal que ante un fallo en un sistema de seguridad o de control del reactor, siempre actúa en el sentido de seguridad del reactor introduciéndose las barras de control en el núcleo y llevando el reactor a parada segura en pocos segundos.

• Moderador

Los neutrones producidos en la fisión tienen una elevada energía en forma de velocidad. Para que se produzcan nuevos choques conviene disminuir su velocidad de modo que aumente la probabilidad de que sean capturados por otro átomo fisionable y no se rompa la reacción en cadena.

Entre los moderadores más utilizados están el agua ligera, el agua pesada y el grafito.

• Refrigerante

La mayor parte de la energía desprendida por fisión es en forma de calor. A fin de poder emplear éste, por el centro del reactor debe pasar un refrigerante, que generalmente transmite el calor a una caldera o generador de vapor. El refrigerante debe ser anticorrosivo, tener una gran capacidad calorífica y no debe absorber los neutrones. Los refrigerantes más usuales son gases, como el anhídrido carbónico y el helio, y líquidos como el agua ligera y el agua pesada. Incluso hay algunos compuestos orgánicos y metales líquidos como el sodio que también pueden emplearse para este fin.

• Reflector

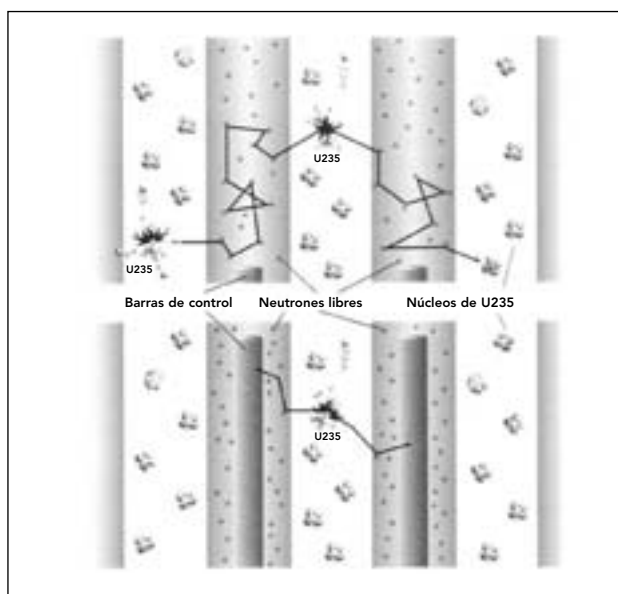
En una reacción nuclear en cadena, un cierto número de neutrones tiende a escapar de la región donde ésta se produce. Esta fuga neutrónica puede reducirse con la existencia de un medio reflector, aumentando así la eficiencia del reactor. El medio reflector que rodea al núcleo debe tener una baja sección eficaz de captura.

La elección del material depende del tipo de reactor. Si tenemos un reactor térmico, el reflector puede ser el moderador, pero si tenemos un reactor rápido el material del reflector debe tener una masa atómica grande para que los neutrones se reflejen en el núcleo con su velocidad original.

• Blindaje

Cuando un reactor está en operación, sale gran cantidad de radiación en todas direcciones. Es necesaria una protección para proteger al público y a los trabajadores de la instalación de las radiaciones de neutrones y rayos gamma ocasionados por los productos de fisión.

Figura 3. Las barras de control moderan los neutrones libres



Por ello, es necesario colocar un blindaje biológico alrededor del reactor para interceptar estas emisiones.

Los materiales más usados para construir este blindaje son el hormigón, el agua y el plomo.

Familias de reactores nucleares

Las diversas combinaciones de combustible, moderador y refrigerante configuran los diversos tipos de reactores nucleares existentes.

Éstos pueden clasificarse según varios criterios; los más comunes son los siguientes:

- Según la **velocidad de los neutrones** que producen las reacciones de fisión: Reactores rápidos y reactores térmicos.
- Según el **combustible utilizado**: Reactores de *uranio natural*, en los que la proporción de U-235 en el combustible es la misma que se encuentra en la Naturaleza (aproximadamente 0,7%); reactores de *uranio enriquecido*, en los que la proporción de U-235 se ha aumentado hasta alcanzar entre un 3 y un 5%.
- Según el **moderador utilizado**: Los que utilizan agua ligera, agua pesada o grafito.
- Según el material usado como **refrigerante**: Los materiales más utilizados son el agua¹ (ligera o pesada) o un gas (anhídrido carbónico y helio), que a veces actúan simultáneamente como refrigerante y moderador. Otros refrigerantes posibles son: aire, vapor de agua, metales líquidos o sales fundidas.

Los principales tipos de reactores nucleares que actualmente están en operación comercial en el mundo son los siguientes:

a) Reactor de agua a presión (PWR-Pressurized Water Reactor)

El reactor de agua a presión es el tipo de reactor más utilizado en el mundo y ha sido desarrollado principalmente en Estados Unidos, Alemania, Francia y Japón. Los de diseño soviético se denominan VVER.

Las centrales nucleares españolas de José Cabrera (Zorita), Almaraz I y II, Ascó I y II, Vandellós II y Trillo pertenecen a este tipo.

El combustible empleado es dióxido de uranio (UO_2) enriquecido que va envainado en tubos de aleaciones de zirconio. Las varillas de combustible están agrupadas, por lo general, en haces de 17x17, sujetas por rejillas y con un cabezal de salida y otro de entrada que se ajustan a las rejillas superior e inferior del núcleo.

De este modo se forman los elementos combustibles (longitud de aprox. 4 m) que ocupan el lugar inferior del

espacio hueco de la vasija, estando en la parte superior los elementos guía de las barras de control, que estarán parcialmente extraídas durante funcionamiento normal.

En este tipo de reactor el agua ligera actúa tanto de refrigerante como de moderador.

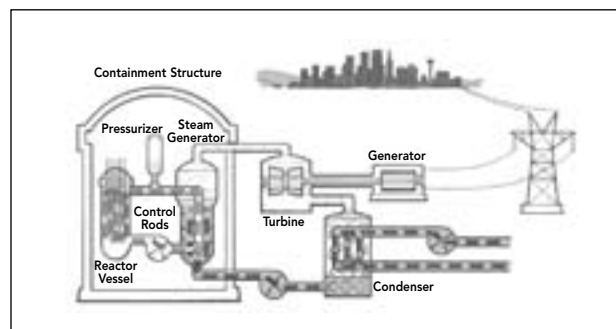


Figura 4. Esquema de una central de agua a presión (PWR)

El reactor, se halla inserto en una vasija de acero de aproximadamente 25-30 cm de espesor y unas 400 Tm de peso, provista de una tapa que va embridada a la vasija en condiciones nominales de funcionamiento, y que puede retirarse de la misma para proceder a la recarga del combustible.

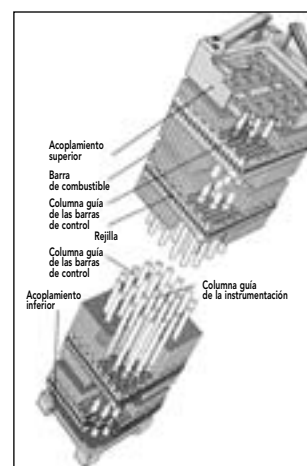


Figura 5. Elemento de combustible de un reactor PWR

El control del reactor se lleva a cabo por medio de las barras de control y por ácido bórico disuelto en el refrigerante. Tanto las barras de control como el boro son buenos absorbentes de neutrones y tienden a hacer menos reactivo el núcleo, de forma que ajustando la concentración de boro y la longitud de las barras de control que se insertan en el núcleo puede variarse el nivel de potencia del reactor e incluso pararlo.

¹ El agua ligera es H_2O y el agua pesada es D_2O . Se conoce como pesada ya que tiene un neutrón más que en el agua ligera.

En una central PWR las barras de control, así como sus mecanismos de accionamiento, van instalados en la parte superior de la vasija, permitiendo subir o bajar cada barra, de forma que al insertarse más o menos en el núcleo, su superficie de absorción de neutrones aumenta o disminuye, variando así la potencia.



Figura 6. Vasija de un reactor PWR

Al final de cada ciclo de operación, que dura entre 12 y 24 meses, tiene lugar la recarga del reactor, momento en el que se extraen los elementos combustibles más gastados y se insertan los elementos nuevos o frescos.

b) Reactor de agua en ebullición (BWR-Boiling Water Reactor)

El reactor de agua en ebullición, al igual que el anterior, es muy utilizado y su tecnología ha sido desarrollada, principalmente, en Estados Unidos, Suecia, Alemania y Japón. En España pertenecen a este tipo las centrales nucleares de Santa María de Garoña y Cofrentes.

El combustible es UO_2 enriquecido y va envainado en tubos de aleaciones de zirconio formando elementos combustibles (longitud de aprox. 3,5 m).

Las varillas de combustible se agrupan generalmente en conjuntos prismáticos de 8x8, enlazadas mediante rejillas soporte y dos cabezales, uno de entrada, que se apoya sobre la llamada rejilla inferior del núcleo, y otro de salida, en la rejilla superior. Cada uno de los elementos combustibles se encierra en una caja prismática de zircaloy.

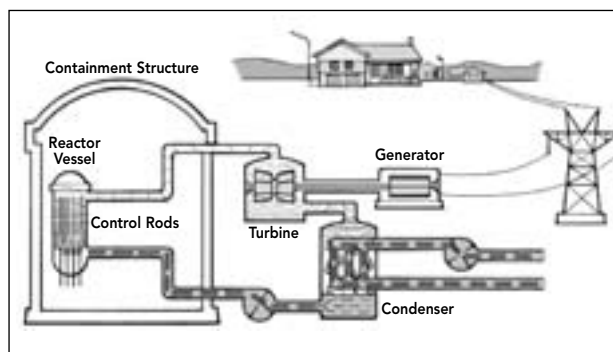


Figura 7. Esquema de una central nuclear de agua en ebullición (BWR)

En este reactor se utiliza agua ligera como moderador y como refrigerante. La ebullición del agua ligera tiene lugar en el interior del núcleo del reactor. El vapor producido se separa del caudal del agua refrigerante por medio de unos separadores y unos secadores y a continuación fluye a la turbina principal.

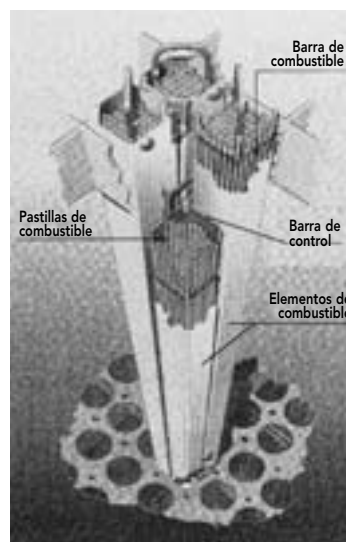


Figura 8. Elemento de combustible de un reactor BWR

Una particularidad de estas centrales es que las barras de control están situadas y se introducen por la parte inferior de la vasija. Esto es así dado que el acceso al núcleo del reactor desde la parte superior de la vasija es imposible, debido a la presencia de los separadores y secadores de vapor.

El movimiento de subida (inserción) o bajada (extracción) de las barras de control para regular el reactor, se realiza mediante un sistema hidráulico maniobrado desde el exterior.

Para controlar la fisión y la reacción en cadena, se mueven dentro y fuera del núcleo del reactor las barras de control que poseen la capacidad de capturar o absorber neutrones. Esta

forma de controlar la reacción en cadena, origina un flujo de calor constante, generando el vapor necesario para poner en movimiento el turbogenerador, que finalmente produce la electricidad que pasa a la red nacional de distribución.

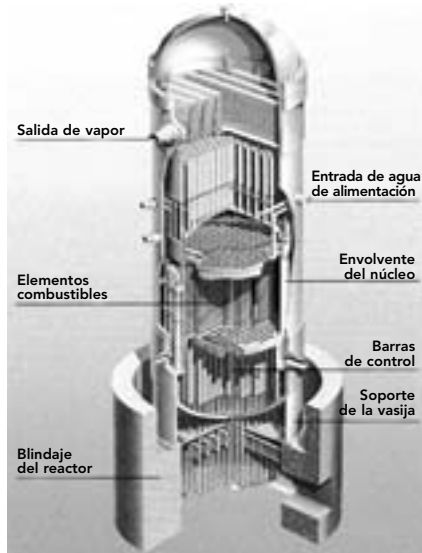


Figura 9. Vasija de un reactor BWR

	PWR	BWR
DIFERENCIAS	El conjunto del combustible y las barras de control está sometido a presión en un tanque para evitar que el agua entre en ebullición. Esta presión se mantiene constante incluso cuando el agua se calienta. El agua calentada pasa a través de unos intercambiadores de calor que producen el vapor que mueve la turbina principal.	El agua del moderador se convierte en vapor y después de pasar por unos secadores de humedad y por unos separadores de impurezas, mueve directamente la turbina principal. No existen generadores de vapor.
VENTAJAS	La recarga se puede hacer de forma parcial. No hay pérdida de rendimiento en los intercambiadores de calor.	El agua radiactiva circula en un circuito primario que no entra en contacto con el medio exterior.

Tabla 1. Diferencias y ventajas de los reactores de agua a presión (PWR) y de los reactores de agua en ebullición (BWR)

c) Reactor de grafito-gas (GCR-Gas Cooled Reactor)

La primera instalación nuclear del mundo con fines industriales se inauguró en Calder Hall (Reino Unido) en 1956, empleando gas CO_2 como refrigerante. El combustible es uranio natural en forma de varillas encajadas en una aleación de magnesio llamada *magnox*, que es el nombre con que se conocen estos reactores.

Este tipo de reactores, desarrollado principalmente en Francia y Reino Unido, genera el vapor mediante un circuito cambiador de calor, exterior o interior a la vasija que contiene el núcleo. A este tipo pertenecía la central española de Vandellós I, actualmente en fase de desmantelamiento.

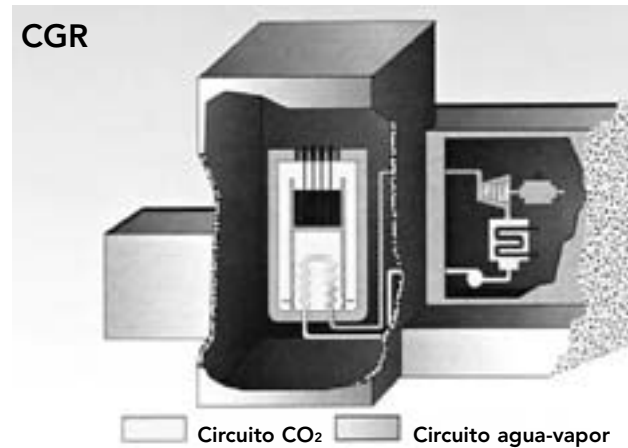


Figura 10. Esquema de un reactor CGR

El moderador de grafito se dispone en forma de cubos de ladrillos con canales verticales que lo atraviesan. Los elementos de combustible se alojan en dichos canales, uno encima de otro, en tanto que algunos están ocupados por las varillas de control, compuestas de acero al boro.

El refrigerante es anhídrido carbónico y sale a través de los canales sobre los elementos de combustible. Éste transporta el calor desde el reactor (entre 350°C y 400°C) y por ello, se emplea para hervir el agua que producirá el vapor para el turbogenerador. El gas, una vez ha entregado su calor, es devuelto al reactor mediante poderosos fuelles. Una protección de hormigón rodea el reactor, resguardando a los empleados de la instalación y al público.

El núcleo de un reactor con refrigeración a gas está rodeado por un reflector de grafito que devuelve parte de los neutrones que huyen. El cambiador de calor no posee protección contra radiaciones, pues aunque el anhídrido carbónico pasa por el centro del reactor, no se vuelve radiactivo.

La mayoría de los reactores con refrigerantes gaseosos tienen máquinas muy complicadas encima del reactor para repostarlo mientras funciona.

d) Reactor de grafito y agua ligera (LWR-Light Water Graphite Reactor)

Este tipo de reactor emplea uranio ligeramente enriquecido (2%) como combustible, grafito como moderador y agua ligera como refrigerante, que se transforma en vapor en el propio reactor.

Es también conocido con las siglas RBMK, y pertenece a la serie de centrales tipo "Chernobyl", tristemente conocida. Es un diseño único de origen soviético, de gran tamaño y con características esencialmente distintas a las de los reactores occidentales.

e) Reactor de agua pesada (HWR-Heavy Water Reactor)

Este tipo de reactor ha sido desarrollado principalmente en Canadá (reactores CANDU) y en la India.

Emplea como combustible uranio natural o enriquecido, en forma de óxido, introducido en tubos de circonio aleado. Su principal característica es el uso de agua pesada como moderador y refrigerante.

En su diseño más común, el moderador (agua pesada) se encuentra separado del refrigerante en una *calandria*, un tanque amplio atravesado por los tubos de presión que contienen el combustible.

El refrigerante pasa por los tubos manteniéndose a una cierta presión para que no entre en ebullición, produciéndose el vapor en unos cambiadores de calor por los que circula agua ligera.

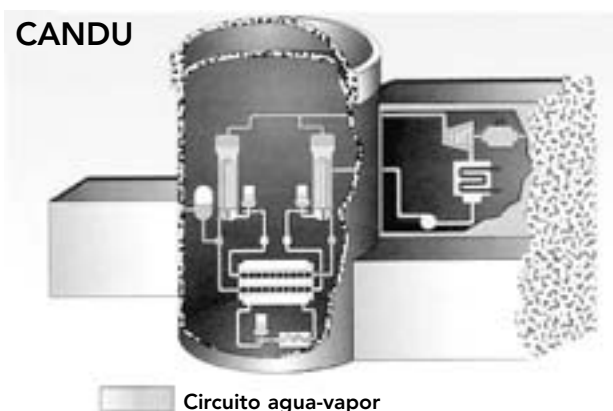


Figura 11. Esquema de un reactor CANDU

El SGHWR (reactor de agua pesada generador de vapor) emplea el agua pesada como refrigerante, llevándola a ebullición en tubos de presión, y suministrando parte de la misma directamente a la turbina. El resto vuelve a los canales sobrecalentados del centro del reactor, alcanzando 504 °C antes de pasar a la turbina.

Los reactores de agua pesada enfriados por anhídrido carbónico se han construido en Francia, en Checoslovaquia, en Suecia y en Alemania.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre *Reactores Nucleares* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Teoría de reactores". Velarde, G. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1970.
- "Física de Reactores". Caro, R. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1974.
- "BWR/6 – General Description of a Boiling Water Reactor". GENERAL ELECTRIC, 1980.
- "Descripción del SNGV Westinghouse". Westinghouse Nuclear Española, 1983.
- "Curso de Tecnología de Centrales BWR: Introducción a las centrales nucleares de agua en ebullición". TECNATOM, 1989.
- "Reactores Nucleares". Martínez-Val, J. M. y Piera, M. E. T. S. Ingenieros Industriales. Madrid, 1997.
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- WESTINGHOUSE: <http://www.westinghouse.com/>
- GENERAL ELECTRIC: <http://www.ge.com/>

2.2.2. REACTORES NUCLEARES (II)

Reactores nucleares avanzados

En 1985, a requerimiento de una serie de empresas eléctricas americanas se solicitó al *Electric Power Research Institute (EPRI)* un documento que contuviera aquellos requisitos que debían cumplir las nuevas centrales nucleares, basándose en la experiencia acumulada y que incorporase además las nuevas tecnologías. Como consecuencia de esto se publicó, en 1990, el primer informe de la industria eléctrica americana sobre los requisitos de los nuevos reactores LWR avanzados, conocido como *Utility Requirement Document (URD)*. En el documento aparecían nuevos conceptos de reactores clasificados en tres grupos:

- Reactores evolutivos.
- Reactores pasivos.
- Reactores *intrínsecamente seguros*.

Los diseños de reactores avanzados incorporan mejoras de la seguridad en cuanto a una mayor protección ante la emisión de radiación al medio ambiente y en cuanto a la seguridad pasiva, basada en fuerzas naturales como la convección y la gravedad que permite reducir la dependencia de sistemas y componentes activos, tales como bombas y válvulas.

Ante la existencia de perturbaciones y accidentes, los sistemas de control, vigilancia y protección, ampliamente digitalizados, pondrán de nuevo a funcionar a la central en condiciones normales o en un estado de cierre seguro, de manera automática, sin la intervención del operador.

En lo que respecta a la seguridad pasiva, sus funciones serán independientes del suministro de la corriente eléctrica, aprovechando mecanismos termohidráulicos tales como las diferencias de densidad debidas a diferentes temperaturas y tanques de agua elevados, a fin de permitir el flujo del refrigerante al sistema del reactor por gravedad para alcanzar niveles máximos de refrigerante.

Los **reactores evolutivos** están caracterizados por un nuevo diseño basado en los conceptos clásicos de las centrales que están actualmente en operación. Es decir, se incorporan componentes probados y que ya con anterioridad han demostrado su fiabilidad, y se diseña una estructura óptima pero redundante y diversificada, que hace innecesario el diseño de un prototipo previo.

Se les denomina entonces evolutivos porque son una evolución de los reactores actualmente en funcionamiento. Esto favorece un importante ahorro económico, además de una reducción del tiempo necesario para el licenciamiento y el comienzo de la construcción de las primeras unidades.

Los **reactores pasivos** incorporan innovaciones relacionadas con los sistemas de seguridad pasivos basados en la circulación natural para realizar la refrigeración y en la gravedad para los sistemas de fluidos de emergencia. Se caracterizan por su menor complejidad, lo cual facilita su manejo, y porque reducen considerablemente cualquier posible error humano.

El concepto de reactor pasivo se lleva al máximo exponente de seguridad si se hacen diseños **intrínsecamente seguros**. Este nuevo concepto, a diferencia de los dos anteriores, sí necesita de prototipos, con lo cual su desarrollo es más lento y el proceso de licenciamiento es más largo.

Actualmente, se desarrollan 3 tipos básicos de diseños avanzados:

- Reactores refrigerados por agua.
- Reactores refrigerados por gas.
- Reactores rápidos.

Algunos de estos proyectos se han quedado en el camino, y en la actualidad, la investigación se concentra en los siguientes tipos de reactores:

- **System 80+:** Reactor PWR evolutivo diseñado por *Combustion Engineering*, de 1.350 MWe de potencia.
- **AP600:** Reactor PWR pasivo diseñado por *Westinghouse*, de 600 MWe de potencia.
- **SBWR (Simplified Boiling Water Reactor):** Reactor BWR pasivo de diseño *General Electric*, de 600 MWe de potencia. Está interrumpido en su fase de diseño.
- **ABWR (Advanced Boiling Water Reactor):** Reactor BWR evolutivo diseñado por *General Electric*, de 1.350 MWe de potencia.

Tipos de reactores avanzados

a) Reactor avanzado de gas (AGR - Advanced Gas Reactor)

Ha sido desarrollado en el Reino Unido como sucesor del reactor de grafito-gas (GCR). Las principales diferencias introducidas son que el combustible, en forma de óxido de uranio enriquecido, está introducido en tubos de acero inoxidable y que la vasija, de hormigón pretensado, contiene en su interior los cambiadores de calor.

El refrigerante y el moderador son los mismos que en las estaciones *magnox* y aunque los AGR son considerable-

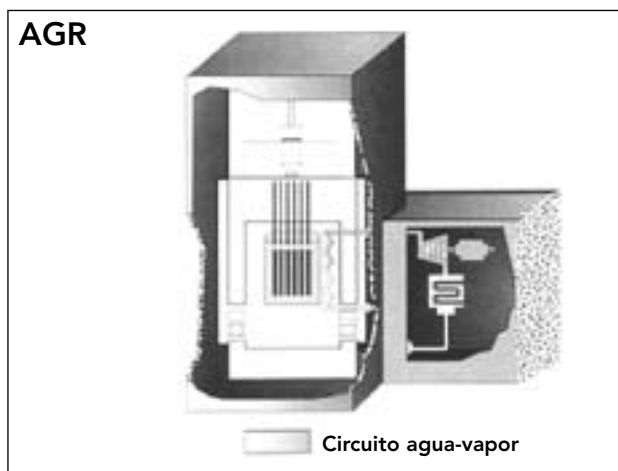


Figura 1. Esquema de un reactor AGR

mente más compactos, la mayor parte del diseño, la construcción y la forma de operar, son las mismas.

El primer AGR se construyó en Windscale. Fue inaugurado en 1962 y tenía 33 MWe. Su principal propósito, sin embargo, era demostrar que este sistema, y particularmente el combustible, funcionaba satisfactoriamente. El buen trabajo de este reactor, y el perfeccionamiento del grafito necesario para las versiones comerciales, ayudaron a hacer de los AGR los sucesores de los magnox en el programa nuclear inglés.

Sin embargo, el AGR sólo se aceptó en 1965, después de una detallada comparación con los reactores BWR americanos y los PWR. Se demostró que los AGR generaban la electricidad con un 10% de economía sobre los mejores reactores de refrigeración por agua ligera, y con más del 10% que las estaciones más modernas de carbón que operaban en la misma época.

Una ventaja especial de los AGR es el sistema de recarga, introduciendo manguitos de grafito, que contienen cada uno 36 varillas de óxido de uranio envueltas en acero inoxidable. Con las temperaturas obtenidas en el AGR (cerca de 400 °C), la eficiencia térmica es el 41% más elevada que en las estaciones de carbón.

Los reactores enfriados con gas también se han propagado en Francia. En el programa nuclear francés se han incluido algunas innovaciones interesantes, destacando que fueron los primeros en utilizar los tubos de presión de hormigón pretensado.

b) Reactor refrigerado por gas a alta temperatura (HTGR - High Temperature Gas Reactor)

Este reactor representa una siguiente etapa en la serie de reactores refrigerados por gas. Existen prototipos y desarrollos en Alemania, Reino Unido y Estados Unidos, no existiendo aún centrales nucleares que los utilicen.

Se diferencia del reactor anterior en tres aspectos principales: utilización del *helio* como refrigerante, en lugar del anhídrido carbónico, y que deja el centro a una temperatura de 750 °C, empleo de combustible cerámico, en vez de metálico, y temperaturas del gas mucho más elevadas.

Son reactores térmicos con núcleos pequeños y gran densidad de energía, y facilitan la conversión del material fértil (como el torio) en material fisible. El primer HTGR construido fue el "Dragón", un pequeño reactor experimental, en Winfrith (Dorset).

Otro HTGR, el AVGR (reactor con lecho de bolas) se construyó en Alemania. Refrigerado con helio, pero el núcleo de bolas es homogéneo y altamente enriquecido, usando elementos de combustible en forma de esferas de grafito de 6 cm de diámetro. Las mismas se vierten lentamente a través del centro, mientras funciona el reactor.

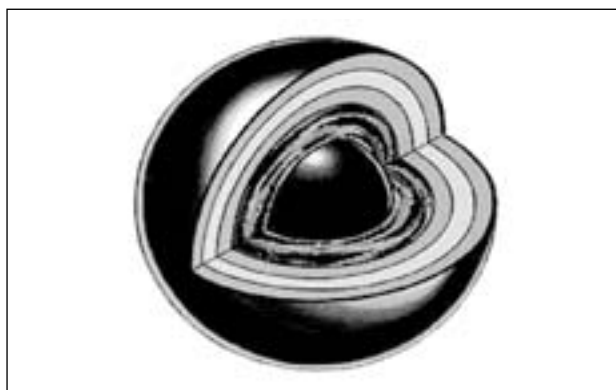


Figura 2. Bola de combustible de un AVGR

Se ha sugerido que el HTGR puede construirse de forma que el gas calentado pasará desde el centro directamente a una turbina de gas, eliminando los cambiadores de calor.

Rusia ha construido varios reactores, con moderador de grafito, combustible de metal de uranio (enriquecido en un 5%) y refrigerados por agua a presión que produce vapor en un cambiador de calor.

Figura 3. Reactor modular de lecho de bolas (Pebble Bed)



c) Reactor avanzado de agua a presión
(APWR 1300)

El Programa de Desarrollo del sistema APWR 1300 fue iniciado en 1978 para construir una planta de 1.300 MWe (netos) con cuatro lazos, que pudiera ofrecer sustanciales mejoras tanto en la seguridad como en los costes de generación.

Se propuso esta idea a diversas empresas japonesas, de modo que en el período comprendido entre 1981 y 1987 se llevó a cabo el programa conjuntamente entre *Westinghouse* y *Mitsubishi*.

Con el objeto de reducir los costes del ciclo de combustible en un 20% fueron introducidos diversos cambios en el diseño del núcleo del reactor. Se disminuyó la densidad de potencia de tal forma que se pudiera operar con márgenes mayores en el núcleo, proporcionando una mayor flexibilidad en los transitorios de operación.

Para controlar el exceso de reactividad se llevó a cabo un mayor control volumétrico del moderador que permitiera prolongar la duración de los ciclos hasta dos años, eliminando la necesidad de venenos consumibles.

El reactor está dotado de un reflector radial que impide el escape de los neutrones del núcleo y que permite la eliminación de los blindajes de neutrones de los antiguos diseños.

Además, contiene 20 barras "grises" que proporcionan pequeñas cantidades de reactividad y que se emplean en conjunción con las barras de control para el seguimiento

eventual de la carga. Como el número de barras empleado es mayor que en anteriores diseños, se emplea una vasija más larga que favorece un mayor inventario de agua existente encima del combustible, proporcionando un excelente medio de refrigeración del núcleo en el caso de accidente por pérdida de refrigerante.

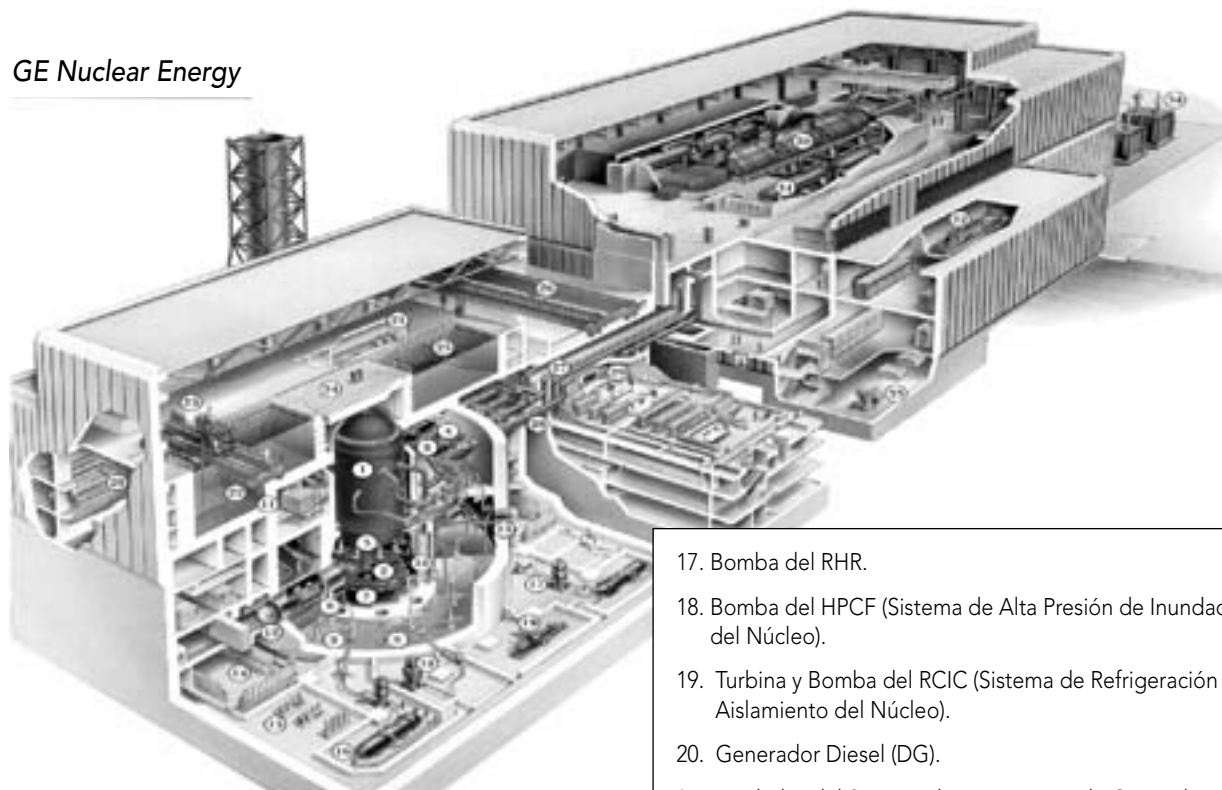
El generador de vapor está diseñado con tubos en U, con recirculación de agua y sin precalentador. Para reducir las deposiciones de lodos activados en la placa soporte, está dotado de un colector que recoge los lodos del caudal de recirculación.

Para mejorar la seguridad se reduce la frecuencia de fusión del núcleo y para ello se perfecciona el sistema de alimentación auxiliar, el sistema de inyección de emergencia y se incorpora un sistema de agua de inyección a los sellos de las bombas de refrigerante, independiente de la corriente eléctrica.

En cuanto al sistema de Instrumentación y Control, la tecnología APWR introduce importantes mejoras al integrar la mayor parte de los subsistemas en un diseño único estandarizado, lo cual redundará en la simplificación del mantenimiento, en una reducción de los componentes de repuesto, y en el aumento de la flexibilidad del diseño. El uso de avanzadas tecnologías permite una mejora de la disponibilidad e importantes reducciones del cableado. De este modo, los tiempos de construcción y arranque son más cortos, y se facilitan las pruebas, el mantenimiento y la reparación, lo cual genera una importante reducción de costes.

d) Reactor avanzado de agua en ebullición
(ABWR – Advanced Boiling Water Reactor)

GE Nuclear Energy



1. Vasija (RPV).
2. Bombas internas del Reactor (RIPs).
3. Mecanismos de Accionamiento Fino de Barras de Control (FMCRD).
4. Válvulas de Aislamiento de Vapor Principal (MSIV).
5. Válvulas de Alivio/Seguridad (SRV).
6. Difusores de Válvulas de Alivio/Seguridad.
7. Plataforma Inferior de Equipos del Pozo Seco (DW).
8. Venteos horizontales.
9. Piscina de Supresión (SP).
10. Inundación del Pozo Seco.
11. Contención de Hormigón Armado.
12. Exclusa de equipos del Pozo Seco.
13. Exclusa de personal del Pozo Húmedo (WW).
14. Unidades de Control Hidráulico (HCU).
15. Bombas del Sistema Hidráulico de Accionamiento de Barras.
16. Cambiador de calor del RHR (Sistema de Extracción de Calor Residual).

17. Bomba del RHR.
18. Bomba del HPCF (Sistema de Alta Presión de Inundación del Núcleo).
19. Turbina y Bomba del RCIC (Sistema de Refrigeración de Aislamiento del Núcleo).
20. Generador Diesel (DG).
21. Unidades del Sistema de Tratamiento de Gases de Reserva (SBGTS).
22. Piscina de Almacenamiento de Combustible Irradiado.
23. Plataforma de Recarga.
24. Bloques de Blindaje.
25. Piscina de Almacenamiento del Separador y Secador.
26. Puente Grúa.
27. Líneas de Vapor Principal (MSL).
28. Líneas de Agua de Alimentación (FW).
29. Sala de Control Principal (MCR).
30. Conjunto Turbina-Generador Principal (TG).
31. Recalentadores-Separadores de Humedad.
32. Conjunto Turbina-Generador de combustión.
33. Compresores de Aire y Secadores.
34. Parque de distribución eléctrica.

Figura 4. Esquema de una central ABWR

El reactor avanzado de agua en ebullición se enmarca dentro de la categoría de reactor *evolutivo* desarrollado por *General Electric* desde 1988, a partir de la experiencia acumulada en los diseños anteriores BWR y con la incorporación de nuevas tecnologías.

Hasta el momento, se han construido dos unidades de 1.356 MWe cada una en la central nuclear japonesa de **Kashiwazaki-Kariwa**, que están en operación desde 1996 y 1997 respectivamente. El período de construcción de las unidades fue menor a 5 años. Las dos unidades ABWR K-6 y K-7 funcionan sin novedad desde su operación comercial, estando ambas en su cuarto ciclo de vida, con una experiencia acumulada de más de 7 años.



Figura 5. Central nuclear de Kashiwazaki-Kariwa

En la actualidad, se están construyendo dos nuevas unidades de 1.350 MWe cada una en la central nuclear de **Lungmen** (Taiwan), estando prevista la puesta en marcha en 2005 y 2007 respectivamente.

El proyecto comenzó oficialmente en octubre de 1996 y después de los estudios preliminares se aprobó su construcción en marzo de 1999, aunque debido a problemas políticos internos, las dos unidades vieron suspendida su construcción durante un tiempo.

Entre las **ventajas** de este reactor ABWR pueden citarse las siguientes:

- Vida de diseño de 60 años.
- Factor de disponibilidad superior al 87%.
- <1 disparo no programado por año.
- Recarga cada 18-24 meses.
- Límite de exposición de radiación PPE < 1 Sv/año.
- Generación de residuos < 100 m³/año.
- Reducción del daño del núcleo.
- Potencia aumentada hasta 1.350 MWe.
- Construcción en 48 meses.
- 20% de reducción de costes de capital con respecto a anteriores reactores BWR.

Entre las **características técnicas** destacan las siguientes:

- Empleo de bombas de recirculación internas para eliminar lazos externos, reducir el tamaño del Pozo Seco y las necesidades de inspección. Se mejora la operación ya que se mantiene el reactor a plena potencia con una bomba fuera de servicio.
- Existencia de 3 generadores Diesel de emergencia para minimizar la posibilidad de una pérdida total de energía en la central.
- Existencia de 3 divisiones de sistemas de emergencia que incluyen la capacidad de extracción de calor residual, así como la inyección a baja y alta presión.
- Mejora de la respuesta ante transitorios anticipados sin disparo con la adopción de un sistema de control de barras que permite la parada del reactor tanto por medios hidráulicos como eléctricos. Se elimina el soporte debajo de la vasija porque las barras de control son mantenidas en posición vertical por la placa soporte del núcleo.
- Se elimina el 30% de las soldaduras de la vasija a base de utilizar anillos en vez de placas, reduciendo las necesidades de Inspección en Servicio. Se eliminan las penetraciones de gran tamaño de la vasija en la zona del núcleo. Se utilizan materiales resistentes a la corrosión.
- Se garantiza la integridad de la contención en accidentes severos a través de su inertización con nitrógeno, así como la inundación del Pozo Seco para refrigerar una posible salida de parte del núcleo fuera de la vasija. Además, se dispone de un sistema pasivo de venteo del Pozo Húmedo para evitar fallos catastróficos de la contención.
- El Pozo Seco se simplifica para reducir las tareas de operación y mantenimiento, y aunque es menor que en un BWR/6, hay más espacio disponible por la eliminación de los lazos de recirculación. La piscina de supresión está aislada para evitar materiales extraños en la misma.
- El Edificio de Contención es en sí mismo la contención secundaria incluyendo las funciones del edificio auxiliar y de combustible.
- El condensador es de titanio, eliminándose materiales que contengan cobalto, y se recomienda la inyección de zinc para mitigar la acumulación de óxidos y productos de corrosión en tuberías.
- Se incorpora instrumentación y control digital con diagnósticos automáticos. Se emplean multiplexores y fibra

óptica para eliminar la necesidad de cables y transmisores. Se dispone de tres canales redundantes en los procesos de control de sistemas primarios, para poder hacer mantenimiento en línea.

- Se emplea un nuevo concepto de interfaz hombre-máquina en la Sala de Control, que ahora está orientada a las tareas en vez de a los sistemas. Muchos procesos son automáticos con solo confirmación del operador. Se reduce el número de alarmas en un orden de magnitud.

El reactor ABWR es ya una realidad disponible para conjugar los requisitos más estrictos de seguridad, economía y desarrollo sostenible, que aparecen como criterios fundamentales para las futuras centrales.

e) Reactor pasivo AP600

Es un reactor pasivo de 600 MWe con 2 lazos de refrigeración, diseñado por *Westinghouse* con las siguientes características:

- Sistemas de seguridad pasivos que no requieren acción del operador en 72 horas para mitigar los accidentes base de diseño, y que incorporan principios de seguridad pasiva tales como la gravedad, circulación natural y convección, por lo que no se requieren sistemas de seguridad de apoyo.
- Simplificación de los procesos de diseño, montaje y funcionamiento.
- Métodos de construcción modular.
- Tecnología avanzada de instrumentación y control.
- Incremento del margen de operación y de la fiabilidad.

Desde un punto de vista comercial se están produciendo acercamientos para su posible instalación en China y Hungría.

f) Reactor SBWR (Simplified Boiling Water Reactor)

Este proyecto europeo es el resultado de la colaboración entre la empresa de ingeniería americana *General Electric* y empresas suecas y finlandesas. El principal objetivo es determinar la viabilidad técnica y económica de centrales nucleares tipo BWR más pequeñas, menos complicadas y pasivas, y obtener la certificación de diseño por parte de las autoridades reguladoras.

El diseño está basado en la incorporación de sistemas de seguridad más sencillos que los empleados en las actuales centrales, mediante tecnología existente ya probada, y en conseguir costes de generación más bajos y plazos de construcción más cortos.

Para la respuesta pasiva en emergencia, el SBWR emplea una piscina de supresión, una piscina de refrigeración

que actúa por gravedad, y una piscina de aislamiento del condensador.

En caso de pérdida de refrigerante, la piscina de supresión absorbe la descarga de energía, la vasija de presión del reactor se despresuriza, el sistema de refrigeración por gravedad inunda el reactor y se extrae el calor de desintegración. Así, los productos de fisión quedan retenidos en la piscina de supresión y en múltiples barreras dentro de la central.

El uso de estos sistemas pasivos permite la eliminación de los generadores diesel de emergencia, de las bombas de refrigeración del núcleo y de las bombas de extracción de calor residual, lo que simplifica el diseño, el licenciamiento y reduce los costes.

g) Reactor SIR (Secure Integral Reactor)

En 1988, las compañías *Combustion Engineering* y *Rolls-Royce & Associates* del Reino Unido llegaron a un acuerdo para desarrollar conjuntamente un reactor integral seguro. El término *integral* hace alusión a la incorporación de los generadores de vapor, presionador, bombas de refrigerante y núcleo del reactor, en el interior de la vasija.

El diseño está basado en los reactores de propulsión naval que eliminan ciertos escenarios de accidente y tiene características que reducen la necesidad de acción rápida del operador. Además, los sistemas de emergencia son pasivos.

Los diseños no precisan tuberías grandes de refrigerante, lo que elimina las roturas con pérdidas importantes. Por otra parte, dispone de un gran inventario de refrigerante primario, lo que le permite hacer frente a los transitorios o accidentes. El calor de desintegración se elimina pasivamente a través de los generadores de vapor por convección natural.

La reducción de los costes y del tiempo de construcción se alcanza por la modularidad y la reducción en equipos, blindajes, soportes y soldaduras.

h) Reactor reproductor rápido (FBR - Fast Breeder Reactor)

Pertenece a la última generación de reactores nucleares bautizados con el nombre de *intrínsecamente seguros*. Estos reactores utilizan las leyes de la naturaleza o los simples principios de la física en su funcionamiento. De este modo, dejarían de funcionar automáticamente ante un aumento de las temperaturas del refrigerante o del combustible.

En los reactores de agua ordinaria sólo es utilizable el U-235, con una abundancia natural del 0,07%, ya que el 99,3% restante son átomos de U-238, en principio estériles.

Con este tipo de reactores se pretende aprovechar la energía almacenada en los átomos estériles, pudiendo multiplicarse en teoría por 140 los recursos energéticos terrestres de uranio. Esto es, convierten uranio-238 estéril en plutonio-239 fisionable mediante la absorción de un neutrón.

Además, su principal característica es que no utilizan moderador y que, por tanto, la mayoría de las fisiones se producen por neutrones rápidos. El exceso de neutrones es el que se utiliza para la conversión deseada.

El refrigerante suele ser un metal líquido, generalmente sodio y el vapor se produce en intercambiadores de calor. Su nombre de «reproductor» alude a que en la zona fértil se produce mayor cantidad de material fisionable que la que consume el reactor en su funcionamiento.

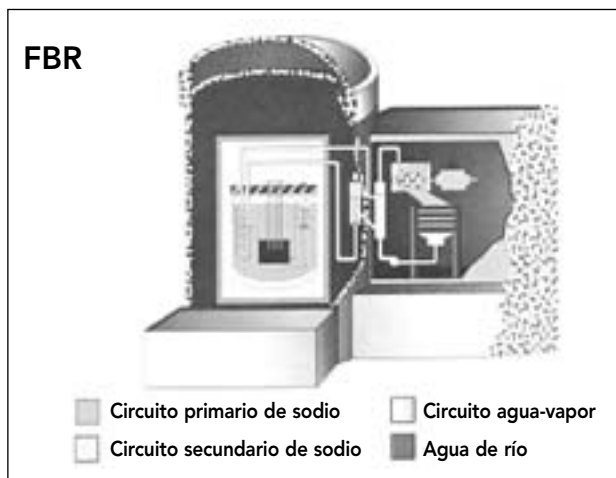


Figura 6. Esquema de un reactor FBR

Europa y Japón fueron pioneros en la demostración tecnológica de este proceso, realizada entre 1962 y 1969. Tras esto, se diseñaron reactores de baja y media potencia que operan en Francia, Reino Unido, Estados Unidos, Japón y Rusia.

El objetivo de los reactores rápidos es el aprovechamiento más amplio de las reservas limitadas de uranio y también de complementar el aprovechamiento de plutonio que se produce en la operación de los reactores térmicos.

La ralentización producida en los programas nucleares ha hecho que el desarrollo de los rápidos pierda prioridad en todo el mundo.

i) Reactor PIUS (Process Inherent Ultimate Safe Reactor)

En desarrollo conceptual desde 1976 por ABB Atom. En 1989, esta compañía llegó a un acuerdo con *United Engineers and Constructors* para comercializar conjuntamente el diseño, una vez obtenida la certificación por parte de la

Nuclear Regulatory Commission (NRC). Es el más futurista de los denominados reactores *intrínsecamente seguros*.

Este reactor emplea generadores de vapor y bombas de refrigeración montados en el exterior de la vasija de hormigón donde se aloja el núcleo. La potencia eléctrica neta nominal de salida es de 640 MWe.

La compensación de la reactividad para el quemado se logra mediante un absorbente consumible (gadolinio) en algunas de las barras de combustible. El agua caliente del circuito primario se incorpora por capas estables en la superficie del agua de la piscina del reactor, que se encuentra a menor temperatura.

Es un reactor de agua ligera completamente sumergido en una cuba de agua fría con boro. El núcleo del reactor tendría su propio suministro de agua templada sin boro. Los dos suministros de agua no pueden mezclarse, pero no porque un sistema de válvulas los separe, sino porque el agua con boro tiene mayor densidad y se quedaría por debajo del suministro de agua del núcleo.

El agua con boro puede introducirse dentro del núcleo del reactor mediante el uso de bombas. Si las bombas se parasen, el agua entraría de golpe en el núcleo, absorbería los neutrones e interrumpiría la fisión sin la intervención de los operarios de la central. Si un reactor de este tipo fallara por cualquier causa, se desconectaría y se apagaría automáticamente.

El agua borada de la piscina del reactor se enfría mediante un sistema de circulación forzada a través de cambiadores de calor y bombas fuera de la vasija, y de un sistema pasivo que utiliza refrigeradores en la piscina del reactor y circuitos de circulación natural que llegan hasta las torres de enfriamiento de tiro natural situadas en la parte superior del edificio del reactor.

Programa nuclear español

El programa español de centrales nucleares avanzadas se desarrolla mediante la participación de las empresas más relevantes del sector nuclear como *Empresarios Agrupados*, *Enusa*, *Ensa* y *Tecnatom*. El programa está financiado por las empresas del sector eléctrico y las empresas suministradoras americanas *General Electric* y *Westinghouse*.

El objetivo del Programa se fundamenta en la preparación de futuras soluciones en el campo de la energía nuclear y en la contribución al mantenimiento de la tecnología nuclear en España.

Los proyectos en los que se ha dado una importante participación son los siguientes:

1. **Programa ALWR**: participando en los diseños de las empresas de ingeniería *General Electric* y *Westinghouse*.

2. **Proyecto SBWR:** participando en el diseño básico de este reactor simplificado de General Electric, sobre todo en las áreas de instrumentación y control, análisis probabilístico de seguridad, automatización de la central, diseño de la vasija, experimentos de retención de aerosoles, adaptación del combustible, y en el diseño de la inspección en servicio. La versión europea es el ESBWR (European Simplified Boiling Water Reactor).
3. **Proyecto AP600:** participando en las fases de diseño básico y de detalle, sobre todo en las actividades relacionadas con los sistemas de alarmas, procedimientos de operación automáticos, diseño de la vasija y del presionador.
4. **Proyecto EPR:** participando en el diseño básico de este proyecto europeo en las áreas relativas a la contención, diseño de sistemas, núcleo con óxidos mixtos y análisis de costes.
5. **Proyecto EBWR:** participando en la comparación del diseño conceptual del ABWR con los requisitos del europeo.
6. **Proyecto ABWR de la central nuclear de Lungmen (Taiwan):** participando en actividades de desarrollo de la ingeniería de factores humanos para la sala de control, análisis de tensiones de los internos de la vasija, sistemas de alarmas, análisis de la contención y esquemas de cableado.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

TIPO DE REACTOR	COMBUSTIBLE	MODERADOR	REFRIGERANTE	PAÍSES PRINCIPALES
PWR Reactor de agua a presión	UO ₂ cerámico enriquecido	Agua Ligera	Agua Ligera	Estados Unidos, Francia, Alemania y Japón
BWR Reactor de agua en ebullición	UO ₂ cerámico enriquecido	Agua Ligera	Agua Ligera	Estados Unidos, Suecia, Alemania y Japón
GCR Reactor de grafito-gas	U en tubos de aleación de magnesio	Grafito	Anhídrido Carbónico	Francia y Reino Unido
AGR Reactor de gas avanzado	UO ₂ enriquecido en tubos de acero inoxidable	Grafito	Anhídrido Carbónico	Reino Unido
HTGR Reactor refrigerado por gas a alta T	UO ₂ cerámico enriquecido	Grafito	Helio a altas T	Alemania, Reino Unido y Francia
LWGR Reactor de grafito y agua ligera	UO ₂ enriquecido (2%)	Grafito	Agua Ligera	Unión Soviética (RBMK)
HWR Reactor de agua pesada	UO ₂ enriquecido o natural en tubos circonio aleado	Agua Pesada	Agua Pesada	India y Canadá (CANDU)
FBR Reactor reproductor rápido	U fisible rodeado de zona fértil que da Pu	NO	Sodio Líquido	Francia, Japón y Rusia

Tabla 1.a. Características de los principales tipos de reactores nucleares (Fuente: Elaboración propia)

TIPO DE REACTOR	OTRAS CARACTERÍSTICAS
PWR Reactor de agua a presión	El agua de refrigeración, a gran presión, lleva la energía desprendida en el núcleo a los generadores de vapor, que produce el vapor que alimenta el turbo-grupo.
BWR Reactor de agua en ebullición	El vapor producido en la vasija del reactor por ebullición del agua ligera se separa del refrigerante por separadores y secadores y a continuación fluye a la turbina.
GCR Reactor de grafito-gas	El vapor se genera mediante un circuito cambiador de calor, exterior o interior, a la vasija del reactor.
AGR Reactor de gas avanzado	La vasija, de hormigón pretensado, contiene en su interior los cambiadores de calor.
HTGR Reactor refrigerado por gas a alta T	Aunque existen prototipos, no hay centrales que los utilicen.
LWGR Reactor de grafito y agua ligera	Es un diseño único de origen soviético (Chernobyl), de gran tamaño y esencialmente diferente a las centrales occidentales.
HWR Reactor de agua pesada	Los tubos de combustible se introducen en la vasija que contiene el moderador (agua pesada). El refrigerante, agua pesada, se mantiene a presión para evitar su ebullición. El vapor se produce en unos cambiadores de calor por los que circula el agua ligera.
FBR Reactor reproductor rápido	El núcleo tiene zona fisionable rodeada de zona fértil en la que U-238 o U natural se transforman en Pu. En zona fértil hay más cantidad fisionable de la que consume el reactor.

Tabla 1.b. Características de los principales reactores nucleares (Fuente: Elaboración propia)

REFERENCIAS Y CONSULTAS

DISPOSITIVO	ABWR	BWR/6
Recirculación	Bombas internas (RIPs)	Lazos externos, bombas de chorro
Accionamiento de Barras de Control (CRDs)	Accionamiento eléctrico fino (FMCRD) e hidráulico	Pistón con muescas
Sistemas de Refrigeración del Núcleo de Emergencia (ECCS)	3 divisiones	2 divisiones
Vasija	Uso de anillos forjados	Placas soldadas
Contención Primaria	Avanzada, inertizada, compacta	Mark III- Grande, baja presión, no inertizada
Contención Secundaria	Edificio del reactor	Anillo, edificio del combustible y edificio auxiliar
Instrumentación y Control	Digital, multiplexada, fibra óptica, multicanal	Analógica, cableada, monocal
Sala de Control	Orientada a tareas del operador	Orientada a sistemas
Mitigación de Accidentes Severos	Inertización, inundación del Pozo Seco, Venteo de la Contención	No diseñado para ello
Sistema de Limpieza del Agua del Reactor	2%, bombas sin sellos en rama fría	1%, bombas en rama caliente
Tratamiento de Gases	Pasivo, lechos de carbón a temperatura ambiente	Activo, lechos de carbón enfriados

Tabla 2. Principales modificaciones de un reactor ABWR respecto a un reactor BWR/6 (Fuente: Elaboración propia)

Para obtener más información sobre *Reactores Nucleares Avanzados* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Teoría de reactores". Velarde, G. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1970
- "Física de Reactores". Caro, R. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1974
- "BWR/6 – General Description of a Boiling Water Reactor". GENERAL ELECTRIC, 1980
- "Descripción del SNGV Westinghouse". Westinghouse Nuclear Española, 1983
- "Small and medium power reactors: Project initiation study phase I". IAEA-NEA, 1985
- "Curso de Tecnología de Centrales BWR: Introducción a las centrales nucleares de agua en ebullición". TECNATOM, 1989
- "Reactores Nucleares". Martínez-Val, J. M. y Piera, M. E. T. S. Ingenieros Industriales. Madrid, 1997
- Diccionario inglés-español sobre TECNOLOGÍA NUCLEAR. Tanarro Sanz, A. y Tanarro Onrubia, A. FORO NUCLEAR. Madrid, 1999.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- WESTINGHOUSE: <http://www.westinghouse.com/>
- GENERAL ELECTRIC: <http://www.ge.com/>

2.2.3. DISEÑO, CONSTRUCCIÓN Y FUNCIONAMIENTO DE UNA CENTRAL NUCLEAR

Los **criterios de diseño** de las estructuras, sistemas y componentes de una central nuclear están orientados al cumplimiento de las funciones fundamentales contra el escape de sustancias radiactivas. Esto es, el control de la potencia del reactor, la refrigeración del combustible y el confinamiento de las sustancias radiactivas dentro de las barreras físicas.

La **criterios de selección del emplazamiento** se fundamentan en la evaluación de los sucesos externos que pudieran afectar a la central, tanto naturales como de origen humano, del impacto radiológico sobre la población y el medio ambiente de la zona, de los planes de emergencia y de la disposición de un adecuado sistema de refrigeración externa.

Los **edificios principales** de una central nuclear son los siguientes: edificio de contención, edificio de turbinas, edificios auxiliares, edificio de combustible, edificio eléctrico y edificio de turbogeneradores diesel.

Los **principales componentes** de un reactor nuclear son: el combustible, el moderador, las barras de control, el refrigerante y el propio núcleo del reactor.

En España, las centrales nucleares se clasifican en dos grupos según el tipo de reactor nuclear:

- De agua a presión (PWR): Almaraz I-II, Ascó I-II, José Cabrera (Zorita), Trillo I y Vandellós II.
- De agua en ebullición (BWR): Cofrentes y Santa M^a de Garoña.

Criterios de diseño y selección de emplazamiento

Los **criterios de diseño** de las estructuras, sistemas y componentes se orientan al cumplimiento de las funciones fundamentales contra el escape de sustancias radiactivas:

- **Control de la potencia del reactor:** manteniendo en todo momento el control sobre el equilibrio de las reacciones nucleares producidas en el combustible, cuya energía liberada hay que poder extraer siempre. Los desequilibrios de potencia se denominan "*transitorios de reactividad*", y deben ser compensados por el sistema de control del reactor. En caso contrario, un incremento grande y súbito de la potencia podría llegar a ser destructivo.
- **Refrigeración del combustible:** manteniendo el equilibrio térmico, mediante la extracción del calor generado por el combustible. Incluso después de detenido el reactor, hay que disipar la *potencia residual* o calor liberado por la desintegración de los productos radiactivos acumulados en el combustible. Entre otras muchas causas de desequilibrio térmico, la más grave sería la pérdida de refrigerante, tras una rotura del circuito de refrigeración del reactor. Para ello, en los diseños se incorporan sistemas de refrigeración de emergencia, capaces de extraer la *potencia residual* tras un accidente con pérdida de refrigerante (ACPR).
- **Confinamiento de las sustancias radiactivas dentro de las barreras físicas:** consiguiendo mantener aisladas las sustancias radiactivas se evitan los daños que puedan causar.

Estas tres funciones fundamentales han de cumplirse tanto en condiciones normales de operación, como en el caso de incidentes operacionales previstos o después de situaciones accidentales.

Además, el diseño de los sistemas, estructuras y componentes más importantes para la seguridad de la instalación, debe reunir las siguientes condiciones:

- Ergonomía.
- Control de accesos y protección física de las instalaciones.
- Salidas de emergencia y comunicaciones (internas y externas).
- Protección radiológica de los trabajadores de la instalación y de la población cercana a la instalación.
- Cualificación para soportar las condiciones ambientales más adversas.
- Garantía y control de calidad.
- Redundancia de sistemas y componentes.
- Pruebas e inspecciones periódicas, mantenimiento, reparaciones y vigilancia en servicio.
- Mantenimiento de la instalación ante los efectos de su envejecimiento.
- Seguridad en todos los sistemas que contienen material radiactivo o fisiónable.

La **selección de un emplazamiento** debe evaluarse con respecto a los siguientes factores:

- **Sucesos externos** que puedan afectar a la central, tanto naturales (terremotos, inundaciones, sequías, incendios, heladas, caída de rayos, vientos huracanados, corrimientos de tierra, etc.) como de origen humano (incendios, choques de vehículos, nubes tóxicas, rotura de presas e inundación, movimientos de tierras). Para cada suceso potencialmente significativo, se estudiarán con detalle las condiciones particulares del emplazamiento, definiendo así el "suceso base de diseño", a tener en cuenta para el diseño de la central, de modo que esté preparada para soportar cualquier suceso sin mayores consecuencias.
- **Impacto radiológico** sobre la población y el medio ambiente de la zona, tanto en operación normal como en caso de accidente. Esto implica estudiar las condiciones en las que se desarrollaría la dispersión de los productos radiactivos por el medio ambiente (atmósfera, aguas, suelos, alimentos, etc.). Cuando la meteorología de la zona es favorable a esta dispersión de radiación, se declarará el emplazamiento no apto.
- Viabilidad de los **planes de emergencia**, basados en la aplicación de una serie de medidas de protección de la población, teniendo en cuenta que el emplazamiento disponga de una infraestructura adecuada y que la densidad de población de la zona sea suficientemente baja.
- Disposición de un **sumidero final de calor**, lo que obliga a buscar emplazamientos con masas de agua (ríos, lagos, costa marina) suficientemente abundantes que garanticen la refrigeración del reactor, sin que ello suponga efectos negativos para la ecología acuática de la zona (calentamiento del agua en las proximidades inferior a unos pocos grados).
- Existencia de mecanismos capaces de llevar el reactor a parada segura ante cualquier desviación con respecto a las condiciones normales de funcionamiento.
- Incorporación de sistemas de seguridad capaces de hacer frente a incidentes y accidentes, evitando que se produzcan daños al núcleo y la liberación de material radiactivo al medio ambiente.
- Elementos complementarios capaces de mitigar las consecuencias de sucesos de muy baja probabilidad que pudieran exceder las bases de diseño (accidentes severos o accidentes con daño al núcleo).
- Planes de emergencia que incluyan la aplicación de medidas de protección a la población, en el caso de que una situación accidental pueda llegar a liberar cantidades significativas de productos radiactivos al exterior.

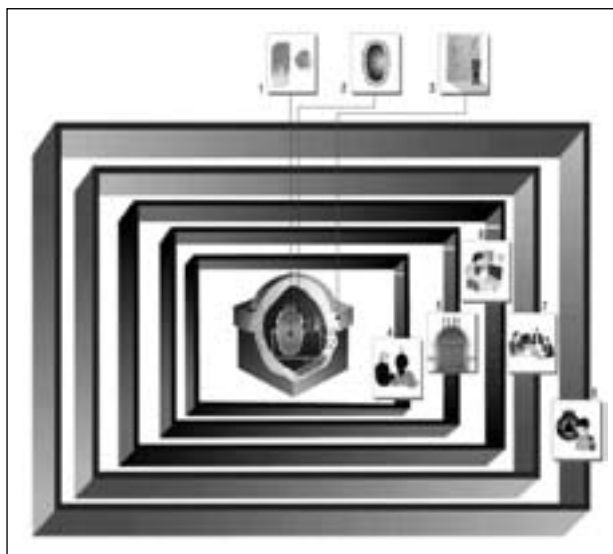


Figura 1. Representación esquemática del concepto de "defensa en profundidad"

La selección final del emplazamiento puede verse también afectada por otras circunstancias económicas, sociales o políticas de gran importancia, que las autoridades deben sopesar adecuadamente teniendo siempre en cuenta el cumplimiento de los factores que afectan a la seguridad.

Niveles de seguridad en el diseño

Los niveles de seguridad en el diseño de una central nuclear están basados en el llamado principio de la "**defensa en profundidad**", según el cual se establecen niveles sucesivos de protección, disponiéndose en cada uno de ellos de mecanismos adecuados para corregir los potenciales fallos que pudieran producirse en un nivel anterior. En todo momento, debe protegerse la integridad de las barreras físicas frente al escape de los productos radiactivos mediante un sistema de cinco niveles de seguridad:

- Criterios de diseño y construcción sólidos que garanticen la estabilidad y seguridad intrínseca del reactor.

El principio de la defensa en profundidad exige tener siempre previstas las posibles eventualidades, por pequeña que sea su probabilidad, junto con las soluciones correspondientes a adoptar. El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) controla que los niveles de riesgo existentes se encuentren dentro de los límites establecidos.

Disposición típica de los edificios

Una central nuclear está compuesta por un número relativamente pequeño de edificios, en los cuales se albergan los sistemas principales de la instalación:

- Edificio de contención.
- Edificio de turbinas.

- Edificios auxiliares.
- Edificio de combustible.
- Edificio eléctrico.
- Edificio de turbogeneradores diesel.

El **edificio de contención** alberga en su interior el reactor nuclear y los equipos asociados que contengan material con alto grado de radiactividad. Es una estructura de hormigón armado o pretensado con una cúpula hemisférica en su parte superior. Todo el edificio está recubierto interiormente por una capa de acero al carbono que garantiza su estanqueidad. En algunas centrales el edificio de contención engloba la zona de manejo de combustible.

Este edificio tiene que estar diseñado para cargas normales y para cargas debidas a potenciales accidentes, tanto internos como externos, así como las cargas de servicio (de construcción, de ensayo, terremoto básico de diseño, etc.).

En el caso de una central de agua a presión, dentro del edificio se encuentran la vasija del reactor, los generadores de vapor, las bombas de refrigeración del reactor y un presionador.

En el caso de una central de agua en ebullición, dentro del recinto de contención se encuentran la vasija del reactor, las tuberías de agua de alimentación, las bombas de circulación y el pozo seco, ya que no dispone de presionador ni de generadores de vapor, pues el vapor producido en la vasija del reactor pasa a los cambiadores y secadores de calor y posteriormente a la turbina.

El **edificio de combustible** almacena tanto los elementos de combustible nuevo de recarga como los ya gastados. Estos últimos se mantienen en una piscina llena de agua de donde sólo se extraerán llegado el momento de su gestión final. En algunos diseños el combustible gastado permanece en el edificio de contención.

Dado que en este edificio se guardan materiales de alto grado de radiactividad, está sujeto a una serie de precauciones y normas de seguridad similares a la que rigen para el recinto de contención. De hecho, ambos recintos suelen estar comunicados directamente para permitir el paso de materiales radiactivos de uno a otro sin abandonar la zona controlada.

El **edificio de turbinas** contiene el grupo o grupos de turbina-alternador, los recalentadores-separadores de humedad, los condensadores y el sistema de agua de alimentación de los generadores de vapor (en una central de agua a presión).

El **edificio de salvaguardias y equipos auxiliares**, contienen la mayoría de los sistemas de emergencia y seguridad para en el caso de avería en el reactor, así como los sistemas meramente auxiliares para las operaciones de recarga, arranque, etc. como son los sistemas de trata-

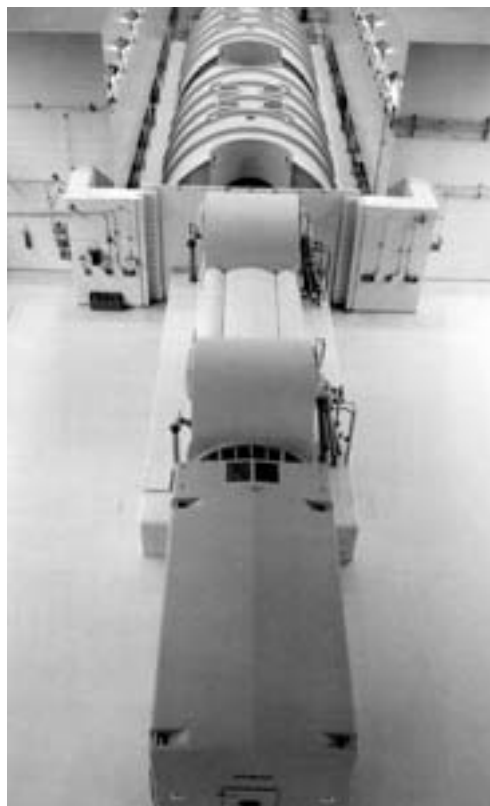


Figura 2. Edificio de turbinas

miento químico y volumétrico del agua de refrigeración de reactor y de tratamiento de residuos.

El **edificio eléctrico**, donde están localizados los sistemas eléctricos, los centros de control de motores, las cabinas de potencia y la Sala de Control, que es el cerebro de la central desde donde se controlan todos los sistemas de la central. La sala de control muestra a los operadores, a través de sus pantallas, computadores, paneles y registradores, la situación de la central en cada momento.

Merecen especial atención los **sistemas auxiliares de alimentación eléctrica**, ya que durante la fase de funcionamiento normal, la corriente que consumen los equipos de la central se toma de la que generan sus propios alternadores, pero para las operaciones de arranque, parada y emergencias es necesario disponer de fuentes de alimentación exteriores suficientemente fiables y que sean redundantes.

Normalmente, la central recibe energía eléctrica de la red de alta tensión a través de líneas de transmisión independientes. Para casos de emergencia, dispone además de su propia planta de generadores accionados por motores Diésel.

Otros edificios, son aquellos donde se llevan a cabo las tareas de oficina, talleres y laboratorios, así como una zona destinada a parque eléctrico convencional, transformadores, interruptores, etc.

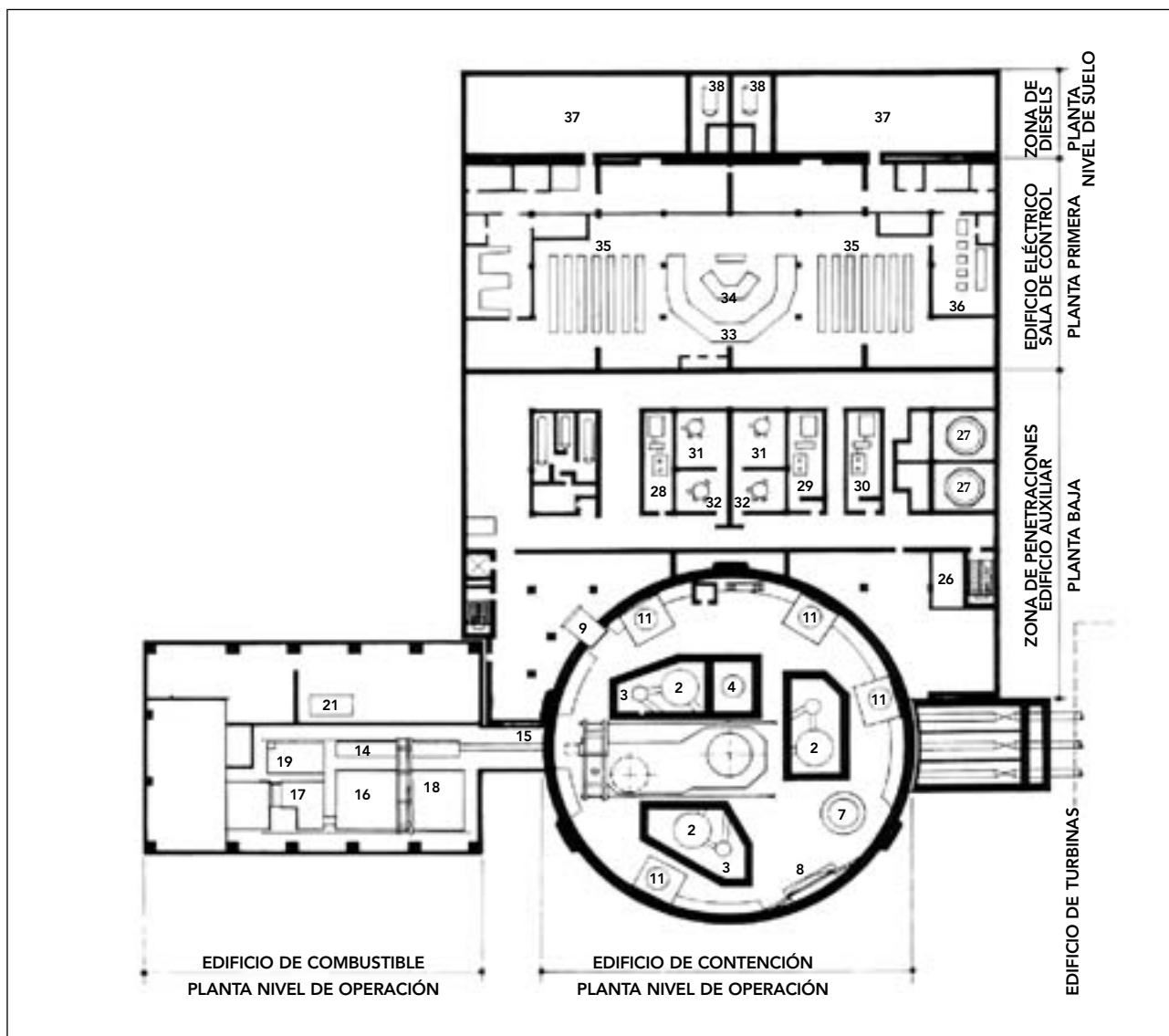


Figura 3. Vista en planta de una central de agua a presión a distintos niveles

(1) Vasija del reactor (2) Generador de vapor (3) Bomba de refrigeración del reactor (4) Presionador (5) Acumulador (6) Grúa manipuladora del combustible (7) Zona de almacenaje de la tapa de la vasija (8) Compuerta de acceso de equipos (9) Acceso para personal (10) Grúa polar (11) Unidades de refrigeración de la contención (12) Bomba auxiliar de refrigeración (motor) (13) Bomba auxiliar de refrigeración (turbina) (14) Canal de transferencia de combustible (15) Tubo de transferencia de combustible (16) Piscina de combustible (17) Piscina recipientes de transporte (18) Grúa de la piscina de combustible (19) Zona de almacenaje de combustible nuevo (20) Zona de almacenaje de combustible nuevo (21) Equipos de ventilación de la piscina de combustible (22) Embalaje para el transporte de combustible usado (23) Grúa manipuladora de elementos de combustible (24) Tubería de vapor principal (25) Tubería principal de agua de alimentación (26) Zona de descontaminación de equipos (27) Tanques de ácido bórico (28) Bomba de carga A (29) Bomba de carga (30) Bomba de carga C (31) Bombas de evacuación del calor residual (32) Bombas del sistema de rociado del recinto de contención (33) Panel vertical de control (34) Pupitre de control (35) Cabinas (36) Sala del ordenador (37) Zona de turbogeneradores diesel (38) Depósitos de diésel.

El **sistema de refrigeración exterior** es necesario para conseguir la condensación del vapor procedente de la turbina.

En el caso de que los condensadores de vapor se alimenten a partir del mar, de un río, de un lago o de un embalse próximos, si el agua se toma aguas arriba de la central y su vertido se realiza algunos metros más abajo, es decir, se devuelve al medio del que se tomó, se conoce como **circuito abierto de refrigeración**.

En el caso en que el agua que pasa por el condensador, sea llevada a las torres de refrigeración, donde se enfría, para recircularla de nuevo al condensador, se conoce como **circuito cerrado de refrigeración**. En este caso, la cantidad de agua tomada del medio acuático es mucho menor, ya que sólo se toma la necesaria para reponer el agua evaporada en las torres de refrigeración.

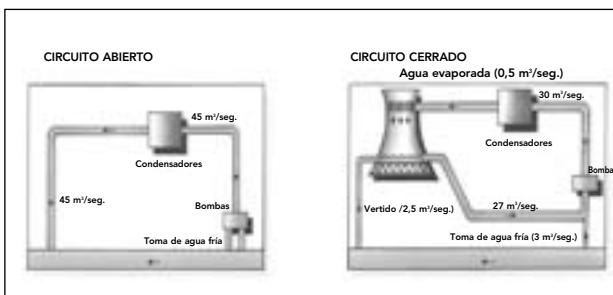


Figura 4. Esquemas de los dos tipos de circuitos de refrigeración exterior

Si cerca de la central no se dispone de ningún curso de agua abundante, se pueden utilizar **torres de refrigeración** que mantienen la temperatura del agua a bajos niveles. El penacho producido en las torres de enfriamiento es única y exclusivamente vapor de agua libre de contaminante alguno, debido a la estanqueidad de los circuitos de la central que así lo aseguran.

En las **torres de refrigeración de tiro natural**, el agua cae en forma de duchas en su interior y es enfriada por la corriente de aire ascendente que se produce de forma natural. Es decir, el aire que penetra por la base asciende de forma natural por el interior de la torre, aprovechando la diferencia de temperaturas entre la base y la parte superior. Se produce un tiro similar al de una chimenea.

En las **torres de refrigeración de tiro inducido o forzado**, la evaporación de una pequeña cantidad de agua mediante un grupo de baterías eléctricas, enfría el agua procedente del condensador. Es decir, la transmisión del calor se realiza por convección, pero el movimiento del fluido está provocado por algún mecanismo impulsor, en este caso por baterías.



Figura 5. Torre de refrigeración de tiro natural

Funcionamiento de una central nuclear

En una central nuclear se transforma la energía liberada por el combustible de uranio, en energía mecánica y finalmente, en energía eléctrica. El calor producido permite evaporar el agua, de modo que el vapor producido accionará una turbina que lleva acoplado un alternador.

El vapor que alimenta la turbina puede ser producido directamente en el interior de la vasija del reactor (en reactores de agua en ebullición) o en un cambiador de calor o generador de vapor (en reactores de agua a presión).

Los principales componentes de un reactor nuclear son:

- **Combustible:** en España, el combustible es óxido de uranio ligeramente enriquecido (3-5%). Se encuentra en forma de pastillas cerámicas que se introducen en las vainas metálicas que formarán la estructura de los elementos de combustible albergados en la vasija del reactor.
- **Moderador:** en aquellos reactores de tipo "térmico", es la sustancia que frena los neutrones producidos en la fisión hasta una velocidad a la que sean capaces de producir una nueva fisión, dando lugar a una reacción mantenida o reacción en cadena controlada. Generalmente se emplea grafito, agua y agua pesada.

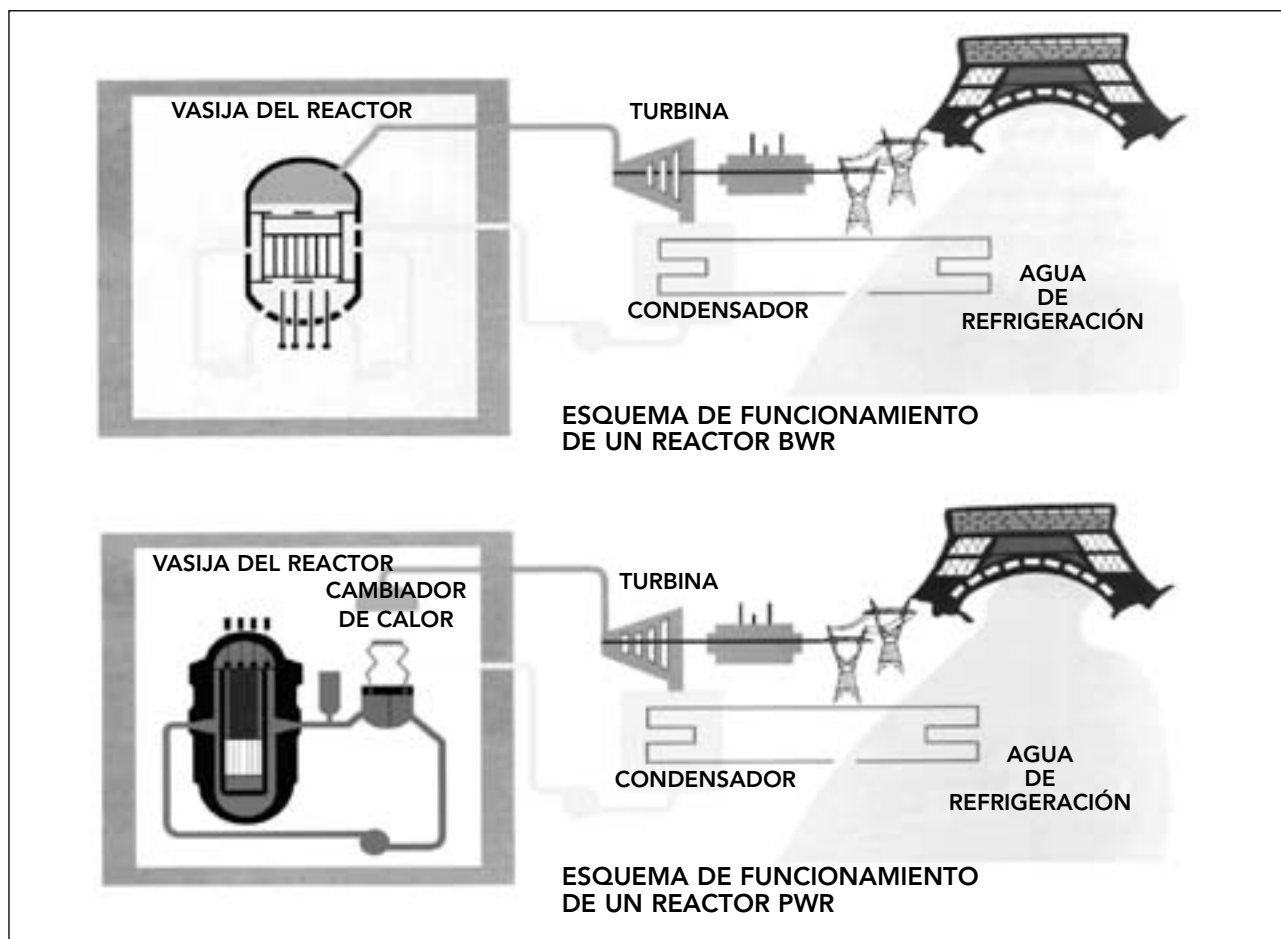
- **Barras de control:** contienen sustancias (aleación de plata-indio-cadmio) que tienen la propiedad de capturar neutrones, de modo que pueda pararse la reacción completamente o se module la potencia del reactor. Los mecanismos que accionan las barras se diseñan de modo que en determinadas circunstancias, se inserten todas en menos de 3 segundos, dando lugar a lo que se llama parada automática o disparo.
- **Núcleo del reactor:** es la parte del reactor donde se alojan los elementos de combustible y las barras de control rodeados del moderador. La reacción comienza al retirar las barras de control y se para cuando se insertan todas.
- **Refrigerante:** su misión es la extraer todo el calor de núcleo. Los fluidos más utilizados son: anhídrido carbónico, agua o agua pesada. Circula en el interior del núcleo alrededor de los elementos de combustible.

En España, hay dos tipos de centrales nucleares:

- **Centrales de agua a presión (PWR):** existen tres circuitos de agua aislados entre sí: el *circuito primario*, que

está en contacto con el combustible, el *circuito secundario*, o circuito agua-vapor, y el *circuito de refrigeración exterior*, en contacto con el medio ambiente. El núcleo del reactor se encuentra dentro de la vasija, por la que circula agua bajo presión, que hace de moderador y de refrigerante, y que lleva la energía desprendida en el núcleo a un intercambiador de calor (generador de vapor) que está a menor presión que la vasija. El agua circula gracias a unas bombas que la impulsan hacia el núcleo del reactor donde se calienta y se mantiene la presión adecuada mediante un presionador. El vapor generado alimentará el grupo turbina-alternador, produciéndose electricidad que se envía al parque de transformación y a la red eléctrica. La presión media del refrigerante es de 150 atmósferas y su temperatura media es de 320 °C. La condensación del vapor se lleva a cabo a través del circuito de refrigeración exterior (pantano, río, mar) de modo que el vapor que circula por el exterior de los tubos del condensador se condensa al enfriarse y es enviado de nuevo al generador de vapor. Las barras de control están situadas en la parte superior de la vasija y se insertan por gravedad.

Figura 6. Tipos de centrales españolas en funcionamiento



- **Centrales de agua en ebullición (BWR):** existen dos circuitos de agua independientes entre sí: el *circuito agua-vapor*, que está en contacto con el combustible, y el *circuito de refrigeración exterior*, que está en contacto con el medio ambiente. La energía térmica de fisión se aprovecha para hacer hervir el agua contenida en la vasija, a una presión de 70 atmósferas, que hace también de moderador. Esta ebullición genera vapor que pasará a través de los separadores de humedad y los secadores existentes en la vasija. El vapor seco accionará la turbina que mueve el alternador. A la salida de la turbina, el vapor pasará al condensador. El agua de condensado resultante se calentará a una temperatura adecuada y se bombeará de nuevo a la vasija del reactor. Las barras de control se encuentran en la parte inferior de la vasija y se inyectan mediante un sistema hidráulico accionado por el propio refrigerante.

CENTRAL NUCLEAR	TIPO REFRIGERACIÓN
José Cabrera	Torres forzadas (Río Tajo)
Sta. M ^a de Garoña	Circuito abierto (Río Ebro)
Almaraz I	Circuito abierto (Embalse de Arrocampo)
Almaraz II	Circuito abierto (Embalse de Arrocampo)
Ascó I	Torres naturales y forzadas (Río Ebro)
Ascó II	Torres naturales y forzadas (Río Ebro)
Cofrentes	Torres naturales (Río Júcar)
Trillo I	Torres naturales (Río Tajo)
Vandellós II	Circuito abierto (Mar Mediterráneo)

Tabla 1. Sistemas de refrigeración de las centrales nucleares españolas
(Fuente: FORO NUCLEAR)

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para más información sobre el *Diseño, Construcción y Funcionamiento de una central nuclear*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Teoría de reactores". Velarde, G. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1970.
- "Física de Reactores". Caro, R. Instituto de Estudios Nucleares, JEN. Madrid, 1974.
- "El funcionamiento de las centrales nucleares". CSN. Madrid, 1992.
- "Reactores Nucleares". Martínez-Val, J. M. y Piera, M. E. T. S. Ingenieros Industriales. Madrid, 1997.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.
- "C. N. Almaraz: Centrales nucleares: Su funcionamiento. Su seguridad. Su necesidad". C. N. Almaraz-Trillo.
- "El Embalse de Arrocampo". C. N. Almaraz-Trillo.
- "Información sobre la sustitución de los generadores de vapor en la central nuclear de Almaraz I y II". C. N. Almaraz-Trillo.

- "C. N. Almaraz: Monográfico". C. N. Almaraz-Trillo.
- "C. N. Trillo: Desplegable". C. N. Almaraz-Trillo.
- "C. N. Sta. Mª de Garoña: Monográfico". NUCLEONOR.
- "C. N. Ascó: Monográfico". C. N. Ascó-Vandellós II.
- "C. N. Vandellós II: Monográfico". C. N. Ascó-Vandellós II.
- "C. N. Cofrentes: Monográfico". C. N. Cofrentes - IBERDROLA.
- "C. N. José Cabrera y su Entorno". C. N. José Cabrera-UNIÓN FENOSA.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A. I. E.: <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E. : <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>

2.2.4. LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

En 1968, se inauguró la primera central nuclear española, la C. N. José Cabrera, ubicada en la localidad de Zorita de los Canes, en la provincia de Guadalajara.

En 1970 se conectó a la red la C. N. Santa M^a de Garoña en la provincia de Burgos, y en 1972, la C. N. Vandellós I en la provincia de Tarragona.

El conjunto de estas tres centrales constituyó la llamada **primera generación**.

Las centrales nucleares de la llamada **segunda generación** fueron proyectadas también en la década de los 70, con el fin de entrar en funcionamiento a principios de la década de los 80. A este grupo de centrales pertenecen C. N. Almaraz I (1983), C. N. Almaraz II (1984), C. N. Ascó I (1984), C. N. Ascó II (1986) y C. N. Cofrentes (1985).

El conjunto de centrales nucleares de la denominada **tercera generación** está integrado por C. N. Trillo I (1988) y C. N. Vandellós II (1988).

En 2003, la **potencia eléctrica** de origen nuclear instalada en España alcanzó los **7.893,44 MWe** lo que representó un incremento de 25,7 MW con respecto a 2002.

La **producción nucleoelectrónica** registró cerca de **61.900 millones de kWh**, lo que supuso el 24% de la producción total de energía eléctrica peninsular.

Panorama histórico y actualidad

Tres décadas después del descubrimiento de la fisión nuclear en 1938, se inauguró la primera central nuclear española, la C. N. José Cabrera, ubicada en la localidad de Zorita de los Canes, en la provincia de Guadalajara.

Además de la central nuclear José Cabrera, propiedad en esa época de *Unión Eléctrica Madrileña*, se conectaron a la red la C. N. Santa M^a de Garoña (1970) propiedad de *NUCLENOR*, en la provincia de Burgos, y C. N. Vandellós I (1972) propiedad de *HIFRENSA*, en la provincia de Tarragona. El conjunto de estas tres centrales constituyó la llamada **primera generación**.

De este modo, a mediados de la década de los 70, se inició la etapa industrial del sector nuclear español, en la que se distinguen dos fases: la primera, fuertemente dominada por la construcción de las centrales nucleares y su problemática, y la segunda, dominada por la explotación y producción masiva de electricidad.

Con anterioridad al despliegue nuclear comercial, se desarrolló en España una época de estudio e investigación en materia nuclear, dividida en dos etapas: la anterior al programa¹ "Atoms for Peace" del presidente norteamericano Eisenhower, presentado ante la *Organización de Naciones Unidas* en 1953 y que llegó a España tras la reanudación

de las relaciones diplomáticas entre ambos países a finales de la década de los 50, y la posterior a dicho programa.

Las centrales nucleares de la llamada **segunda generación** fueron proyectadas también en la década de los 70, con el fin de entrar en explotación comercial en la década siguiente. A este grupo de centrales pertenecen C. N. Almaraz I (1983), C. N. Almaraz II (1984), situadas en la provincia de Cáceres, C. N. Ascó I (1984), C. N. Ascó II (1986), en la provincia de Tarragona y C. N. Cofrentes (1985) en la Comunidad Valenciana.

La central nuclear de Lemóniz tuvo que ser paralizada por la presión del terrorismo. Buena parte de estas centrales fueron construidas coincidiendo con la *Transición Política*, lo que implicó importantes cambios estructurales en la organización del sector nuclear, entre ellos, la creación del *Consejo de Seguridad Nuclear* (Ley 15/1980).

El conjunto de centrales nucleares de la llamada **tercera generación** fue construido con posterioridad a la aprobación del Plan Energético Nacional en julio de 1979. Esta generación está formada por C. N. Trillo I (1988), en la provincia de Guadalajara y C. N. Vandellós II (1988) en la provincia de Tarragona.

Es destacable el hecho de que cinco de las quince centrales nucleares incluidas en el Plan Energético Nacional (Valdecaballeros I y II, Lemóniz I y II y Trillo II) fueron declaradas en

¹ Ver capítulo "ORÍGENES Y EVOLUCIÓN MUNDIAL DE LA ENERGÍA NUCLEAR".

moratoria a mediados de los años 80, y una de ellas, Vandellós I, fue clausurada en 1989 como consecuencia de los daños causados por un incendio en el grupo turbina-alternador.

En 1994, los proyectos de las centrales nucleares afectadas por la moratoria fueron definitivamente cancelados, quedando en la actualidad un total de nueve unidades en operación.

No obstante, a pesar del incendio de la C.N. Vandellós I en 1989, lo cual provocó la reducción del parque nuclear español a 7.000 MW en la década de los 90, las centrales nucleares españolas producían algo más del 30% de la electricidad total generada en España.

Los programas de ampliación de potencia llevados a cabo por las centrales nucleares españolas han dado lugar a un incremento de 596,4 MW desde 1990 hasta la actualidad.

En el año 2003, la potencia eléctrica de origen nuclear ha seguido creciendo hasta un valor de 7.893,44 MW. Sin embargo, la producción nucleoelectrónica sufrió un ligero descenso del 1,9% con respecto a 2002, registrando un valor de 61.894 millones de kWh, lo que representa el 24% de la producción total de electricidad peninsular.

La propiedad del sector nuclear es compartida por las distintas empresas eléctricas, que comenzaron sus programas de construcción en el año 1964 siguiendo un modelo ejemplar desde el punto de vista de transferencia tecnológica. Debido a las grandes inversiones necesarias y a la dimensión reducida de dichas empresas al abordar el plan de construcción de las centrales nucleares, el *modelo de gestión compartida* se convirtió en la forma usual de gestión de las centrales nucleares españolas. Son excepción los casos de la C.N. José Cabrera, que pertenece en un 100% a UNIÓN FENOSA, y de la C.N. de Cofrentes, que pertenece en un 100% a IBERDROLA.

Centrales Nucleares en España

Las centrales nucleares españolas fueron construidas de acuerdo con el principio de seguridad a ultranza. Ello supone, no sólo una construcción de forma que sean intrínsecamente seguras, sino que además, se postuló que se pudieran producir accidentes y para mitigar sus consecuencias, se proyectaron y fabricaron los sistemas de seguridad o salvaguardias tecnológicas necesarias. Aún más, en el caso de que estos sistemas de seguridad pudieran fallar en el momento de realizar su misión, fueron duplicados por medio de sistemas basados en los mismos y/o diferentes fundamentos físicos.

La seguridad de las centrales nucleares no sólo consiste en afirmar que no se producirán accidentes, sino que en el supuesto de que se produzcan, existan los sistemas e instalaciones necesarios para evitar que se origine daño a la población y a los trabajadores de la instalación.

A excepción de la central nuclear de Vandellós II, en la provincia de Tarragona, a orillas del mar Mediterráneo, las instalaciones están situadas junto a ríos caudalosos y todas ellas alejadas de grandes núcleos urbanos.

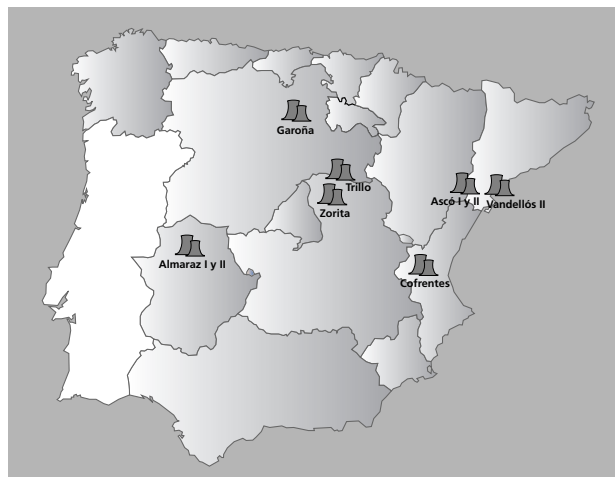


Figura 1. Mapa centrales nucleares en España

Central Nuclear José Cabrera

La central nuclear está situada en el término municipal de Almonacid de Zorita, en la provincia de Guadalajara, junto al río Tajo, entre las presas de Bolarque y Zorita, tomando de este último embalse el caudal de agua necesario para su abastecimiento y refrigeración.

La sociedad *Unión Eléctrica Madrileña* recibió el 27 de marzo de 1963 la Autorización para la instalación de una central nuclear con una potencia de 60 MW condicionada a la presentación del proyecto completo de la instalación. Posteriormente, se presentó el proyecto, pero con un aumento de potencia a 160 MW. En la Autorización de Construcción del 24 de junio de 1964, se aceptó el incremento en la potencia de la central, estableciéndose que el reactor fuera del tipo de agua a presión.

La Autorización de Puesta en Marcha fue concedida el 11 de octubre de 1968 por la Dirección General de Energía y Combustibles, comenzando su *operación comercial* el 13 de agosto de 1969.

En la actualidad, la central es propiedad exclusiva de la compañía eléctrica UNIÓN FENOSA GENERACIÓN.

La central consta de un Sistema Nuclear de Generación de Vapor formado por un único reactor de agua ligera a presión y un circuito cerrado de refrigeración del mismo, un grupo turbina-alternador, y todos los Sistemas Auxiliares y de Seguridad necesarios para el funcionamiento eficaz de la instalación en condiciones seguras.



Figura 2. Central Nuclear José Cabrera (Zorita)

El sistema de refrigeración del agua de circulación es de circuito abierto, y se compone de doce torres de refrigeración de tiro inducido, donde la evaporación de una pequeña cantidad de agua enfría el agua procedente del condensador.

El 15 de octubre de 2002, el Ministerio de Economía concedió la Autorización de Explotación para continuar la operación hasta el 30 de abril de 2006, con el cese definitivo de la explotación de la central a partir de dicha fecha.

En el año 2003, la producción de electricidad de la central alcanzó los 1.139,77 millones de kWh, lo que representó un factor de carga de 81,32%. La disponibilidad operativa del año fue del 87,12%. El 14 de julio de 2003, la central cumplió sus 35 años en funcionamiento aportando a la red eléctrica cerca de 33.200 millones de kWh.

Cuando la central nuclear José Cabrera deje de funcionar, a partir de abril de 2006, su combustible gastado se almacenará en 12 contenedores de hormigón al aire libre. Este sistema de almacenamiento en seco emplea una tecnología implantada en todo el mundo para este tipo de actividad. Los contenedores adquiridos por ENRESA son del tipo HOLTEC, de acero relleno de hormigón, diferentes a los de la central de Trillo, y con una infraestructura probada y licenciada en Estados Unidos.

El coste de desmantelamiento de la central está valorado en 135 millones de euros. Está previsto que para 2006, estos contenedores estén operativos y que inmediatamente después de que la central cese su operación, se pueda empezar el traslado del combustible gastado a los nuevos recipientes.

UNIÓN FENOSA GENERACIÓN, propietaria de la central, transferirá la gestión de la planta a ENRESA para que pueda proceder al desmantelamiento. Esta actividad está prevista con una duración de 3 años siguientes a la clausura de la central. En el año 2015, el emplazamiento de la central quedará limpio y será devuelto el uso del terreno a su propietario.

Central Nuclear de Santa María de Garoña

La central nuclear se encuentra situada en la península formada por un meandro del río Ebro situado en el Valle de Tobalina, al norte de la provincia de Burgos. Es una zona muy húmeda, ya que está recorrida por el río Ebro y sus afluentes, y cuenta también con dos pantanos, el de Cillaperlata y el de Sobrón.

El 2 de marzo de 1957 Electra de Viesgo e Iberduero crearon *Centrales Nucleares del Norte, S.A., NUCLENOR*, con el objetivo de construir la central. El 17 de agosto de 1971, la empresa propietaria, NUCLENOR, obtuvo la Autorización de Construcción, y en 1966 se iniciaron los primeros trabajos auxiliares de excavación. El 2 de marzo de 1971, Santa M^a de Garoña se acopló a la red y comenzó la operación comercial el 11 de mayo de 1971.

La central está dotada con un reactor de agua en ebullición. A diferencia de las centrales nucleares de agua a presión consta de un único circuito cerrado agua-vapor y como circuito de refrigeración exterior las aguas del río Ebro. Una característica principal de la central es la *contención primaria* formada por el Pozo Seco y la Cámara de Relajación de Presión, comunicados entre sí y que constituyen un recinto capaz de soportar, sin fallo, las presiones y temperaturas resultantes del máximo accidente de diseño que se pudiera producir en la central.

En 2003, la energía generada fue de 3.739 millones de kWh, con un factor de carga de 91,59%, lo que supone el mejor resultado histórico de la central en un año con parada de recarga. Esta cifra equivale al 50% del consumo eléctrico de la Comunidad de Castilla y León, y a la tercera parte del consumo del País Vasco.



Figura 3. Central Nuclear Santa María de Garoña

Central Nuclear de Almaraz

La central está situada en el término de Almaraz, en la provincia de Cáceres, en la comarca natural Campo Arañuelo encajada entre los ríos Tiétar y Tajo. El clima de esta zona

es continental, con lluvias escasas e irregulares, que favorecen más los pastos que los cultivos, y donde las dos formas más habituales de explotación de la tierra son la dehesa y el regadío, con abundancia de encinas y alcornoques. Los terrenos de la central ocupan una extensión de 13.683 hectáreas localizadas en los términos municipales de Almaraz, Saucedilla, Serrejón y Romangordo.

El proyecto de la central de Almaraz fue acometido por tres empresas eléctricas: *Hidroeléctrica Española*, *Sevillana de Electricidad* y *Unión Eléctrica Madrileña*, a partes iguales. En la actualidad, después de la reordenación del sector eléctrico español, sus propietarios son IBERDROLA GENERACIÓN (53%), ENDESA GENERACIÓN (36%) y UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (11%).

En 1972 se iniciaron los movimientos de tierras, siendo en Mayo de 1973 cuando se colocó el primer hormigón de la central en la losa del edificio de contención de la Unidad I y dos años después (1975) se cerró su cúpula. En el caso de la Unidad II, las fechas equivalentes son septiembre de 1973 y Julio de 1976. En este intervalo se concluyó la obra civil, incluyendo el edificio de turbinas y la presa para el embalse de refrigeración. La Unidad I se conectó por primera vez a la red en 1981 y la Unidad II lo hizo en 1983. Comenzaron su *explotación comercial* en *septiembre de 1983 y en julio de 1984* respectivamente.



Figura 4. Central Nuclear de Almaraz I y II

Cada unidad de la central está formada por un reactor de agua a presión, con combustible de uranio ligeramente enriquecido. El circuito primario tiene tres generadores de vapor por cada reactor.

El sistema de refrigeración está formado por un amplio circuito de agua del que forma parte el embalse artificial construido sobre el arroyo de Arrocampo. En este embalse se hace circular el agua empleada para la refrigeración de los condensadores por un largo recorrido de aproximadamente 25 km. La creación del embalse ha propiciado la aparición de una flora característica del humedal, que sirve

de sustento a una notable diversidad de aves y mamíferos, que constituyen un pequeño ecosistema natural.

Los generadores de vapor de la central sufrieron una degradación de los tubos, por corrosión, superior a la prevista inicialmente, de forma análoga a lo que ha sucedido en centrales similares contemporáneas a la de Almaraz tanto en España como en el extranjero. La sustitución de los generadores de cada unidad tuvo una duración aproximada de 90 días y se llevó a cabo entre los meses de junio y octubre de 1996 en la Unidad I y entre los meses de marzo y junio de 1997 en la Unidad II. Los nuevos generadores de vapor incorporaron los avances técnicos desarrollados en los últimos años y garantizan la prolongación de la vida de la central.

El almacenamiento de los viejos generadores se ha llevado a cabo en un edificio dentro del emplazamiento de la central, cuyas paredes tienen un espesor que impide la irradiación al exterior.

Además, fueron sustituidas las turbinas en el verano de 1996 en la Unidad I y en la primavera del 1997 en la Unidad II. Con el cambio se pretendía mejorar el rendimiento de la planta, solucionando el problema de agrietamiento de la turbina de baja presión original, cuyo diseño hacía que fueran susceptibles al fenómeno de corrosión bajo tensión.

El 13 de enero de 1991, la central nuclear de Almaraz alcanzaba una producción acumulada de 100.000 millones de kWh. En su momento resultó destacable, ya que resultó ser el primer centro productor de energía española en lograrlo. Posteriormente, el 24 de diciembre de 1997, fue la Unidad I la que llegó a la misma cifra. Los 200.000 millones de kWh acumulados por ambas unidades se alcanzaron el 20 de febrero de 1998.

La central nuclear de Almaraz produce el 92% de la energía eléctrica de Extremadura. En 2003, se generaron 14.680 millones de kWh, de los cuales 7.810 fueron generados por la unidad I y 6.870 por la unidad II. Se alcanzó un factor de disponibilidad acumulado superior al 87% y el factor de operación fue de 93,98% en la unidad I y 84,54% en la unidad II. Los menores resultados de la unidad II estuvieron provocados por la prolongación de la parada de recarga a 24 días, debido a la avería de uno de los motores del generador diesel 4DG.

La energía eléctrica bruta acumulada desde su origen hasta la actualidad es de 150.275 millones de kWh por la unidad I y de 145.881 millones de kWh por la unidad II.

Central Nuclear de Ascó

La central nuclear tiene su emplazamiento en la margen derecha del río Ebro, en el término municipal de Ascó, en la provincia de Tarragona. Para ello, se ha aprovechado la

concavidad que deja un meandro del río entre Flix y Ascó. La autorización de construcción para la Unidad I fue concedida por el Ministerio de Industria y Energía en 1974, la de la otra unidad en 1975. La concesión de agua de refrigeración fue autorizada en 1977 y tras el permiso de explotación concedido por el MINER en 1982, la primera unidad fue conectada a la red eléctrica por vez primera el 29 de agosto de 1983 y la segunda unidad el 23 de octubre de 1985. Además, comenzaron su *operación comercial*, en *diciembre de 1984, la Unidad I y en marzo de 1986, la Unidad II.*

Las empresas propietarias de las dos unidades, dotadas cada una con un reactor de agua a presión, son las compañías eléctricas: IBERDROLA GENERACIÓN (15%) y ENDESA GENERACIÓN (85%) para la unidad I, y ENDESA PUERTOS (1%) y ENDESA GENERACIÓN (99%) para la unidad II.

El sistema de refrigeración exterior consta de una torre de refrigeración de *tiro natural* y dos filas de baterías de *tiro forzado*. La toma de agua es realizada a través de un canal abierto en el río Ebro. Esta disposición de refrigeración garantiza que no se producirá en ningún caso un incremento superior al límite autorizado (3 °C) de la temperatura del río.



Figura 5. Central Nuclear de Asco I y II

El agua de refrigeración caliente puede aprovecharse para diversas aplicaciones: en la calefacción de edificios, para el calentamiento de la tierra de los cultivos, o para elevar la temperatura del agua en piscifactorías. En la central de Ascó se emplea en un invernadero dedicado a la producción de plantas ornamentales.

En 2003, la producción de energía eléctrica de la unidad I ha sido de 7.927,25 millones de kWh con un factor de carga de 87,75%. La generación eléctrica bruta de la unidad II ha sido de 8.887,46 millones de kWh con un factor de carga de 98,77%.

Central Nuclear de Cofrentes

La central está situada a dos kilómetros del pueblo de Cofrentes, en la provincia de Valencia, en la margen derecha del río Júcar, muy cerca de su confluencia con el río Cabriel, en la cola del embalse de Embarcaderos, que sirve de refrigeración a la planta.

La Autorización Previa fue dada por el Ministerio de Industria y Energía en 1972, la Autorización de Construcción el 9 de septiembre de 1975 y la Concesión de Aguas del río Júcar fue aprobada por el Ministerio de Obras Públicas el 9 de diciembre de 1976.



Figura 6. Central Nuclear de Cofrentes

La central fue conectada a la red eléctrica por vez primera en octubre de 1984, comenzando su *explotación comercial* el 11 de marzo de 1985.

La central nuclear de Cofrentes está equipada con un reactor de agua en ebullición, realizándose su construcción con un alto grado de participación de las empresas españolas especializadas en el sector nuclear, destacando la empresa de ingeniería EMPRESARIOS AGRUPADOS.

La compañía eléctrica IBERDROLA GENERACIÓN es la propietaria exclusiva de la central.

Las edificaciones de la central quedan prácticamente todas dentro del área de exclusión, agrupándose en tres grandes zonas: zona de edificios principales, zonas de servicios de refrigeración y gestión de líquidos y el parque de intemperie.

Algo alejados quedan el Almacén Temporal de Residuos Sólidos y la chimenea de descarga de gases. Fuera del área de exclusión se encuentran las estructuras de toma de agua y de descarga de efluentes líquidos, la estación meteorológica y el centro de información al público.

El edificio del reactor, el edificio auxiliar y el de combustible, forman una unidad denominada “*disposición Mark III*”, un sistema de contención de barreras múltiples (pozo seco, contención primaria, edificios de blindaje –auxiliar– combustible) destinado a evitarlos escapes al medio ambiente. Para ello, el espacio entre las dos últimas barreras se mantiene permanentemente en depresión con relación a la atmósfera exterior.

En 2003, la electricidad generada alcanzó los 8.294 millones de kWh, con un factor de carga del 87,10%. La producción anual de electricidad se estima en un 77% de la electricidad consumida en la Comunidad Valenciana.

Central Nuclear de Trillo

La central nuclear se encuentra ubicada en el paraje denominado “Cerrillo Alto”, en el término municipal de Trillo, en la margen derecha del río Tajo, en la provincia de Guadalajara. Los núcleos urbanos más próximos son el propio pueblo de Trillo y Cifuentes.

La propiedad de la central se reparte entre las compañías eléctricas españolas: IBERDROLA GENERACIÓN (48%), NUCLENOR (2%), UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (34,5%) e HIDROCANTÁBRICO GENERACIÓN (15,5%).

La central estaba incluida dentro de las previsiones, que con un horizonte situado en 1992, se encontraban desarrolladas en el anterior Plan Energético Nacional aprobado por el Gobierno. Dichas previsiones establecían la entrada en operación de la planta a lo largo de 1988, después de realizadas las pruebas e inspecciones establecidas y se concediese la Autorización de Puesta en Marcha. En esta central, el 85% de la inversión realizada fue española. La Autorización Previa, concedida el 4 de Septiembre de 1975, confirmaba el emplazamiento propuesto y definía las características del proyecto.

En 1979 se concedió la Autorización de Construcción y en 1988 se conectaba por vez primera a la red eléctrica y comenzaba su *explotación comercial*. Trillo I está equipada con un reactor de agua a presión, que pertenece a la denominada *tercera generación*.

La central consta de tres circuitos, el *circuito primario* –constituido por la vasija del reactor, el presionador, las bombas de circulación y los generadores de vapor– el *circuito secundario* –constituido por la turbina de alta presión y las tres de baja presión, los condensadores correspondientes y el alternador– y el *circuito de refrigeración* –donde el agua mantiene su temperatura a bajos niveles mediante dos torres de refrigeración de tiro natural, dentro de las cuales el agua cae en forma de duchas y es enfriada por la corriente de aire ascendente que se produce de forma natural.

En mayo de 2001, la central nuclear consiguió el hito de 100.000 GWh de producción bruta acumulada tras trece años de funcionamiento.



Figura 7. Central Nuclear de Trillo

Es destacable el proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento temporal de combustible gastado, cuya Autorización de Construcción fue aprobada en el Consejo de Ministros del 31 de julio de 1999.

El **almacén en seco de combustible gastado** ha sido construido fuera del recinto de contención, con una superficie útil de 2.280 metros cuadrados, con el objetivo de resolver el problema de limitación de espacio necesario para la continuidad de la operación de la central.



Figura 8. Almacén temporal de combustible gastado de C. N. Trillo I

El almacén está diseñado para albergar hasta 80 contenedores, cada uno capaz de alojar 21 elementos combustibles. Los contenedores han sido adquiridos por ENRESA y diseñados y fabricados por ENSA, bajo licencia de la empresa norteamericana NAC. En este almacén sólo se almacenarán los combustibles gastados de la Central de Trillo, según la normativa dictada por el V Plan General de Residuos Radiactivos.

Durante el año 2003 se llevó a cabo la carga de 4 contenedores ENSA-DPT con un total de 84 elementos de

combustible gastados. En la actualidad, se encuentran en el Almacén Temporal Intermedio (ATI) 6 contenedores con un total de 126 elementos de combustible gastado. Además, está prevista la carga de 2 contenedores en 2004 y de 4 contenedores en 2005.

En 1999, TECNATOM y la central nuclear de Trillo llegaron a un acuerdo de construcción de un Simulador específico de esta planta y un Simulador Gráfico Interactivo (SGI). En octubre de 2003, finalizó el proyecto de construcción, habiéndose realizado ya el primer curso de reentrenamiento de operadores en el mismo. El simulador es una réplica de los paneles e instrumentos existentes en la Sala de Control Principal y en la Sala de Control de Emergencia de la planta, y ocupa un área de 340 metros cuadrados. Dispone además de un puesto de Consola del Instructor, dotado de múltiples funciones de control, interacción, visualización y supervisión de la simulación.

En 2003, la producción eléctrica bruta de la central alcanzó los 8.667 millones de kWh con un factor de carga de 92,82%.

Central Nuclear de Vandellós II

La central está ubicada en la ribera del Mar Mediterráneo, en el término municipal de Vandellós II, en la provincia Tarragona.

La participación nacional en la construcción y suministro de equipos representó más del 89% del total, lo que significó el porcentaje más alto logrado en España para este tipo de proyectos.

El conjunto de la central, que posee un reactor de agua a presión, consta de varios edificios principales: edificio de contención, de combustible, auxiliar y edificio de turbina. Además, está dotada con una tubería de toma de agua de refrigeración de la central, formada por cajones de hormigón armado, que se adentra en el mar. La descarga del agua de refrigeración se realiza a través de un canal abierto que desemboca en la línea de la costa. Este emplazamiento marítimo garantiza el poder disponer de una fuente de agua inagotable.

La central nuclear de Vandellós II pertenece a la llamada *tercera generación*, que constituye la vanguardia tecnológica en este campo.

Las empresas propietarias de la central son las compañías eléctricas: ENDESA GENERACIÓN (72%) e IBERDROLA GENERACIÓN (28%).

Tras la Autorización Previa aprobada el 7 de octubre de 1976, la Autorización de Puesta en Marcha fue concedida por el MINER el 17 de agosto de 1987, después de la aprobación de la Autorización de Construcción en enero de 1981, y comenzando la central su *operación comercial* el 8 de marzo de 1988.



Figura 9. Central Nuclear de Vandellós II

En 2003, la generación de energía eléctrica bruta alcanzó los 8.560 millones de kWh con un factor de carga de 89,9% y un factor de disponibilidad de 89,88%. La producción anual de electricidad de la central equivale a un 30% de la energía eléctrica consumida en Cataluña.

Es destacable la entrada en funcionamiento del Simulador Réplica de Vandellós II, donde se realizarán el reentrenamiento anual de los operadores con licencia, la revisión de procedimientos de parada para optimizar las operaciones y tiempo empleados durante las operaciones de recarga, las pruebas de maniobras de planta programadas para intervención de mantenimiento durante el ciclo y los exámenes para la obtención de Licencias de Operación.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

TABLAS DE DATOS DE LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS

CENTRAL NUCLEAR	TIPO REACTOR	POTENCIA TÉRMICA (MWt)	TIPO COMBUSTIBLE	SUMINISTRADOR
José Cabrera	PWR	510	UO ₂	Westinghouse
Sta. M ^a de Garoña	BWR	1.389	UO ₂	General Electric
Almaraz I	PWR	2.696	UO ₂	Westinghouse
Almaraz II	PWR	2.696	UO ₂	Westinghouse
Ascó I	PWR	2.696	UO ₂	Westinghouse
Ascó II	PWR	2.696	UO ₂	Westinghouse
Cofrentes	BWR	3.015	UO ₂	General Electric
Trillo I	PWR	3.010	UO ₂	Siemens-KWU
Vandellós II	PWR	2.775	UO ₂	Westinghouse

Tabla 1.a. Datos de las centrales nucleares españolas

CENTRAL NUCLEAR	POTENCIA INICIAL (Mwe)	POTENCIA ACTUAL (MWe) (*)	PRIMERA CONEXIÓN A LA RED	EXPLOTACIÓN COMERCIAL DESDE
José Cabrera	160	160,0	Julio 1968	Agosto 1969
Sta. M ^a de Garoña	460	466,0	Marzo 1971	Mayo 1971
Almaraz I	930	980,0	Mayo 1981	Septiembre 1983
Almaraz II	930	982,6	Octubre 1983	Julio 1984
Ascó I	930	1.032,5	Agosto 1983	Diciembre 1984
Ascó II	930	1.027,2	Octubre 1985	Marzo 1986
Cofrentes	975	1.092,0	Octubre 1984	Marzo 1985
Trillo I	982	1.066,0	Mayo 1988	Agosto 1988
Vandellós II	1.000	1.087,14	Noviembre 1987	Marzo 1988

(*) Datos a 1 de enero 2004.

Tabla 1.b. Datos de las centrales nucleares españolas

(Continúa en pág. siguiente)

REFERENCIAS Y CONSULTAS (Continuación)

CENTRAL NUCLEAR	DURACIÓN CICLO (meses)	TIPO REFRIGERACIÓN	Nº ELEMENTOS COMBUSTIBLE	Nº LAZOS GENERADORES DE VAPOR
José Cabrera	12	Torres forzadas (Río Tajo)	69	1
Sta. Mª de Garoña	24	Circuito abierto (Río Ebro)	400	—
Almaraz I	18	Circuito abierto (Embalse Arrocampo)	157	3
Almaraz II	18	Circuito abierto (Embalse Arrocampo)	157	3
Ascó I	18	Torres naturales y forzadas (Río Ebro)	157	3
Ascó II	18	Torres naturales y forzadas (Río Ebro)	157	3
Cofrentes	18	Torres naturales (Río Júcar)	624	—
Trillo I	12	Torres naturales (Río Tajo)	177	3
Vandellós II	18	Circuito abierto (Mar Mediterráneo)	157	3

Tabla 1.c. Datos de las centrales nucleares españolas

CENTRAL NUCLEAR	FECHA AUTORIZACIÓN ACTUAL	PLAZO DE VALIDEZ (años)
José Cabrera	15 de octubre de 2002	3,5(*)
Sta. Mª de Garoña	5 de julio de 1999	10
Almaraz I	8 de junio de 2000	10
Almaraz II	8 de junio de 2000	10
Ascó I	1 de octubre de 2001	10
Ascó II	1 de octubre de 2001	10
Cofrentes	19 de marzo de 2001	10
Trillo I	17 de noviembre de 1999	5
Vandellós II	14 de julio de 2000	10

(*) El 15 de octubre de 2002 el Ministerio de Economía renovó la Autorización de Explotación de la Central Nuclear de José Cabrera hasta el 30 de abril de 2006. Según la Orden del Ministerio de Economía, ésta constituye la última prórroga para dicha central, por lo que tendrá que cesar definitivamente su explotación en esa fecha.

Tabla 1.d. Datos de las centrales nucleares españolas

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener información adicional sobre las *Centrales Nucleares Españolas*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**, clasificadas por central nuclear:

CC. NN. ALMARAZ-TRILLO

- C. N. Almaraz: Centrales nucleares: Su funcionamiento. Su seguridad. Su necesidad.
- El Embalse de Arrocampo.
- Información sobre la sustitución de los generadores de vapor en la central nuclear de Almaraz I y II.
- Política Medioambiental C. N. Almaraz-Trillo.
- C. N. Almaraz: Monográfico.
- C. N. Trillo: Monográfico.
- Gestión del Combustible gastado de C. N. Trillo: Proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento temporal para su combustible gastado.
- ALCARRIA ALTA. No. 160, 161, 162 y 163: "La Unión Europea ante su futuro energético", "Almacenamiento en seco del combustible gastado en C. N. Trillo I", "Recarga 2001 en C. N. Trillo I", "Máximo registro histórico de producción nucleoelectrónica de las centrales nucleares españolas".

CC. NN. ASCÓ-VANDELLÓS II

- Central Nuclear Ascó - Vandellós II: Formación específica de protección radiológica.
- C. N. Ascó: Monográfico.
- C. N. Vandellós II: Monográfico.

C. N. SANTA Mª DE GAROÑA

- C. N. Sta. Mª de Garoña: Centro de Información.
- C. N. Sta. Mª de Garoña: Monográfico.
- Dossier C. N. Sta. Mª de Garoña y entrevista a Javier Olaso (Revista SNE).

C. N. COFRENTES

- C. N. Cofrentes: Monográfico.
- Valle de Ayora – Cofrentes.
- La Energía Nuclear – C.N. Cofrentes.
- El Medio Ambiente y la C. N. Cofrentes.

C. N. JOSÉ CABRERA (ZORITA)

- C. N. José Cabrera y su Entorno: Monográfico.
- C. N. José Cabrera (UNIÓN FENOSA).

Otras **referencias bibliográficas** de interés:

- "El Libro de la Energía". 3ª Edición. FORO NUCLEAR. Madrid, 1992.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "Energía 2002". FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR: <http://www.csn.es/>
- SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA: <http://www.sne.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A.I.E. : <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E. : <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>
- EMPRESARIOS AGRUPADOS: <http://www.empre.es/>
- EQUIPOS NUCLEARES (ENSA): <http://www.ensa.es/>
- TECNATOM: <http://www.tecnatom.es/>

2.2.5. EL CICLO DEL COMBUSTIBLE NUCLEAR

El uso del uranio para la producción de energía eléctrica requiere una serie de actividades de carácter industrial que se engloban bajo la denominación de **ciclo del combustible**.

El ciclo del combustible nuclear consta de varias etapas:

- Minería del uranio.
- Producción de concentrados de uranio.
- Conversión y enriquecimiento.
- Fabricación de elementos de combustible.
- Uso del combustible en el reactor nuclear.
- Reelaboración o reproceso (ciclo cerrado).
- Almacenamiento de residuos (ciclo abierto).

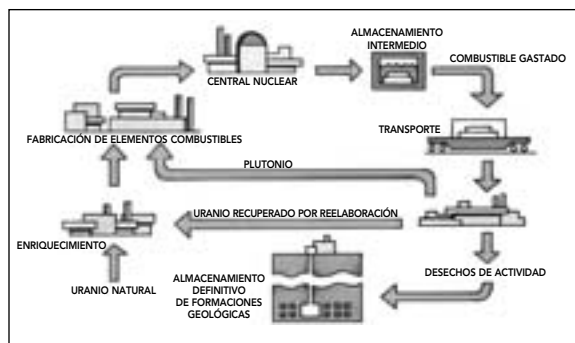


Figura 1. Esquema simplificado del ciclo del combustible nuclear

El combustible nuclear

El uranio natural está compuesto por tres isótopos: U-238 (99,285%), U-235 (0,71%) y U-234 (0,005%). En los yacimientos uraníferos, la concentración sobrepasa el kilogramo de uranio por tonelada de mineral, aunque en la actualidad, para que sean rentables su contenido debe exceder los 10 kilogramos por tonelada de mineral.

En 2002, la producción mundial de uranio natural alcanzó un valor de 35.000 tU. El ligero descenso de la producción en los principales países productores, Canadá y Australia, se vio compensado por el incremento registrado en otros países como Níger, Namibia y Kazajistán. Aún así, Canadá conserva su status de primer productor mundial de uranio, ya que posee los mejores yacimientos (en Key

Lake/MacArthur River hay explotaciones que alcanzan los 210 kg de uranio por tonelada de mineral) y Australia se mantiene como segundo productor. Estos dos países continúan suministrando conjuntamente más de la mitad del total de la producción mundial de uranio natural.

La capacidad de producción mundial excede a la demanda, y desde hace años, se está produciendo una importante caída de los precios del concentrado de uranio. El principal uso del uranio es la obtención de elementos de combustible para los reactores nucleares. Para ello, excepto en reactores de grafito y agua pesada, el uranio natural debe ser enriquecido en uranio-235 (hasta un 2-3%), que es el mejor isótopo fisiónable para producir la reacción en cadena del reactor.

Figura 2. Producción mundial de uranio natural en 2002
(Fuente: ESA Annual Report)

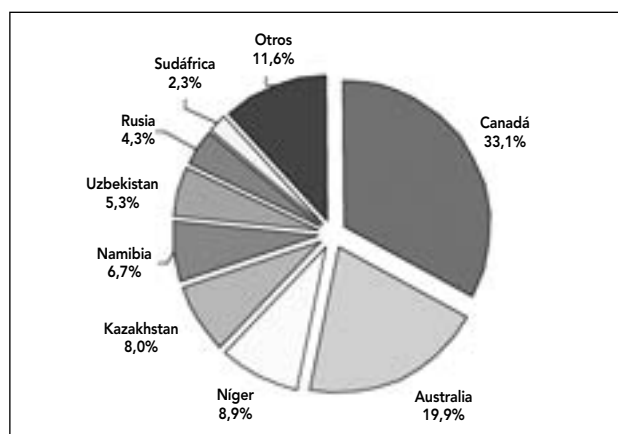


Figura 3. Equivalencia energética de los distintos tipos de combustible
(Fuente: FORO NUCLEAR)

Una pastilla de uranio equivale a la energía que proporcionan 810 kilos de carbón, 565 litros de petróleo o 480 metros cúbicos de gas.

Las reacciones nucleares entonces emiten mucha más energía que las de combustión. A partir de 20 toneladas de combustible, una central nuclear típica puede producir entre 7.000 y 8.000 millones de kWh de electricidad.

La producción de la misma cantidad en una central térmica de carbón, necesitaría la combustión de 2 millones de toneladas de hulla.

Minería del uranio

El proceso de minería consiste en la extracción y separación del mineral que contiene el uranio. Los minerales de uranio son numerosos, ya que se conocen alrededor de 150 variedades, que pueden encontrarse en forma primaria como la pechblenda y la uranita. El mineral más rico en uranio es la pechblenda.

La riqueza en uranio de un mineral es importante para decidir la explotación de un yacimiento, ya que si las cantidades de uranio no son elevadas, dicho yacimiento no es rentable.

En la búsqueda de yacimientos se emplean técnicas de prospección muy diversas, pero es la existencia de radón, producto de la cadena de desintegración del uranio, con la que se detecta más fácilmente un yacimiento.

En la Unión Europea no hay yacimientos rentables, y en España, la minería de uranio se realizaba en el yacimiento de Saélices El Chico, en la provincia de Salamanca. Este yacimiento era una explotación minera a cielo abierto, en la actualidad clausurada, en la que las tareas previas de restauración están siendo realizadas por la empresa propietaria ENUSA (Empresa Nacional de Uranio, S. A.), ya que aunque en pequeñas cantidades, se siguen llevando a cabo las tareas de separación del mineral de uranio que

había sido ya extraído. Una vez agotadas estas cantidades de mineral, será ENRESA quien finalizará las tareas finales de restauración del yacimiento.

El 90% del arranque de los minerales se realizaba mediante voladura con explosivos y con emulsión, a partir de ciertas cotas de profundidad. Para determinar la calidad del mineral extraído, se empleaban pórticos radio-métricos móviles donde se situaban los camiones con la carga de 85 toneladas, concluyendo si ésta era mineral aprovechable o estéril.

Las actividades mineras provocan un impacto sobre el entorno, consecuencia de la retirada de la cubierta vegetal, que afecta el paisaje y a la calidad de las aguas de escorrentía. ENUSA ha puesto en marcha un programa de restauración de terrenos, llevando a cabo restauraciones de escombreras y zonas agotadas de sus yacimientos que permiten su integración en el paisaje.

Además, dispone de un sistema de descontaminación química y radiactiva de aguas, transformándolas en aptas para su vertido a los cauces naturales de la zona.

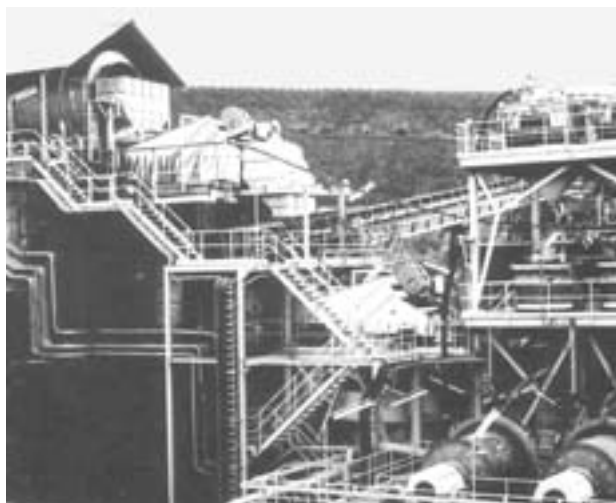


Figura 5. Proceso de lavado, clasificación y molienda (Fuente: ENUSA)

Figura 4. Parque de minerales con el equipo de apilado y recogida (Fuente: ENUSA)



Fabricación de concentrados de uranio

Consiste en la fabricación de concentrados de uranio natural por lavado del mineral y su posterior conversión en uranato amónico, llamado **yellow cake** por su color amarillo. Para evitar el transporte de grandes cantidades de mineral, estas fábricas suelen colocarse lo más cerca posible de las minas. A la fase de concentración le sigue una fase de refinado, eliminando impurezas.

En España, se realizaba este concentrado hasta 1999, en la planta de Ciudad Rodrigo en la provincia de Salamanca, propiedad de ENUSA.



Figura 6. Descarga de la torta de uranato amónico o "yellow cake"
(Fuente: ENUSA)

Conversión y enriquecimiento

El concentrado de uranio se purifica por sucesivas disoluciones y precipitaciones hasta convertirse en hexafluoruro de uranio. Este se somete a un proceso de enriquecimiento (por difusión gaseosa o ultracentrifugación), aumentando la proporción de átomos de uranio-235 con respecto al uranio natural, pasando de 0,71% a un 3% por término medio. El grado de enriquecimiento necesario es función del diseño del reactor, generalmente reactores térmicos, aunque también existen centrales que funcionan con uranio natural:

- Reactor de grafito-gas (GCR): uranio natural.

- Reactor avanzado de gas (AGR): uranio enriquecido (2%).
- Reactor de agua pesada (HWR): uranio natural.
- Reactor de agua a presión (PWR): uranio enriquecido (3,3%).
- Reactor de agua en ebullición (BWR): uranio enriquecido (2,6%).
- Reactor rápido (FBR): uranio empobrecido (U-238).

Esta etapa no se realiza en nuestro país, sino que tiene lugar en plantas destinadas a este proceso en Francia, Estados Unidos, Reino Unido, Japón, etc. la empresa española ENUSA, utiliza los servicios de la planta de difusión gaseosa francesa EURODIF, donde tiene una participación del 11,11%.

Además, los aprovisionamientos de ENUSA, en el área de conversión de uranio natural a hexafluoruro de uranio, se realizan mediante contratos con los principales convertidores mundiales: Converdyn (EE.UU.), Cameco (Canadá), BNFL (Reino Unido), Comurhex (Francia) y Tenex (Rusia).

Fabricación de elementos de combustible

La fabricación de elementos de combustible depende del tipo de reactor para el que vayan a ser empleados. En el caso de las centrales nucleares españolas, de agua ligera, se emplea combustible cerámico ligeramente enriquecido.

TIPO DE REACTOR	TIPO DE COMBUSTIBLE	MATERIAL FISIONABLE Y FÉRTIL	MATERIAL VAINA DE COMBUSTIBLE	MODERADOR	REFRIGERANTE
GCR	Uranio metálico o aleación con magnesio	Uranio natural	Aleación de magnesio	Grafito	Anhídrido carbónico
HWR	Óxido de uranio (UO ₂)	Uranio natural	Zircaloy	Agua pesada	Agua pesada
PWR	Óxido de uranio (UO ₂)	Uranio enriquecido (3,3%)	Zircaloy	Agua ligera	Agua ligera
BWR	Óxido de uranio (UO ₂)	Uranio enriquecido (2,6%)	Zircaloy	Agua ligera	Agua ligera
FBR	Óxidos mixtos de uranio (80%) y plutonio (20%)	Uranio empobrecido (U-238) y plutonio	Acero inoxidable	Ninguno	Sodio fundido

Tabla 1. Características de los elementos de combustible según tipo de reactor (Fuente: ENRESA)

El óxido de uranio en polvo se prensa y se somete a fuertes temperaturas para su conversión en pastillas de tipo cerámico. Estas pastillas se sitúan en el interior de una vaina metálica, constituyendo una varilla de combustible de zircaloy.

Las varillas se rellenan de un gas inerte y se sellan, luego se colocan en un armazón que contiene un cierto número de ellas y otros elementos auxiliares para formar un elemento de combustible, como cabezales, rejillas, etc.

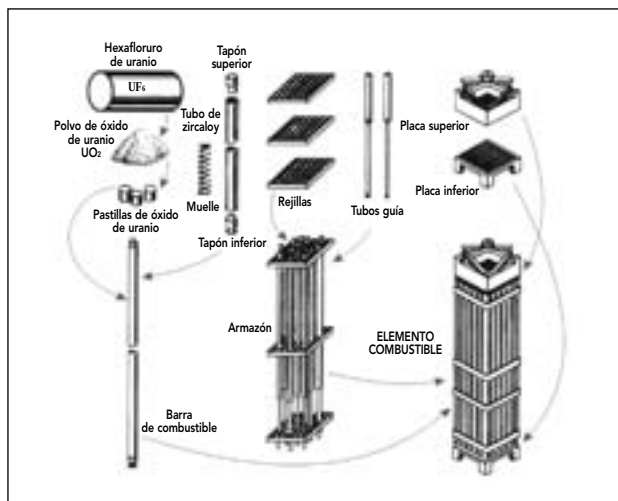


Figura 7. Proceso de fabricación del elemento de combustible para un reactor PWR (Fuente: ENRESA)

En España, este proceso se realiza en la fábrica de **Juzbado** en la provincia de Salamanca, en funcionamiento desde 1985, de donde se llevan los elementos de combustible a las distintas centrales nucleares españolas. **ENUSA** mantiene acuerdos con licencia para llevar a cabo la fabricación de elementos de combustible con *Westinghouse* y *General Electric*. En este sentido, junto con General Electric ha constituido la empresa **GENUSA** para combustible BWR, y con Westinghouse y BNFL ha formado el consorcio **EFG** (European Fuel Group) para fabricar elementos PWR.

Además de suministrar elementos de combustible a las centrales nucleares españolas, realiza elementos de combustible para instalaciones en Francia, Bélgica, Suiza, Alemania, Suecia y Finlandia.

La fábrica dispone de cuatro líneas de producción, tres de óxido de uranio y una de óxido de gadolinio, que se encuentra separada del resto debido a que el gadolinio es un veneno neutrónico, estropearía la producción de uranio.

La instalación consta de dos grandes áreas de fabricación, el **Área Cerámica**, que integra la zona de recepción de óxido de uranio, la fabricación de pastillas, la carga de barras y la soldadura y sellado de barras tanto de uranio como de gadolinio, y el **Área Mecánica**, integrada a su vez por las etapas de inspección de barras (rayos X, de-

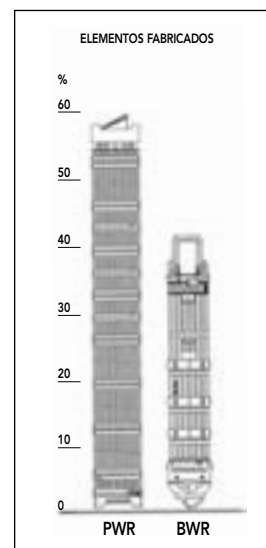


Figura 8. Tipos de elementos de combustible fabricados para las centrales nucleares españolas (Fuente: ENRESA)

tector de fugas, corrientes inducidas, gamma scanner para detectar fisuras en las barras), fabricación de esqueletos, montaje e inspección de elementos de combustible, y almacenamiento y embalaje en contenedores especialmente diseñados para el transporte de los elementos.

ENUSA dispone además de una serie de servicios de combustible para intervenir en las centrales nucleares sobre los elementos de combustible gastados:

- Inspección del espesor de la capa de óxido e inspección dimensional.
- Inspección por ultrasonidos.
- Reparación de combustible.
- Inspección visual ampliada.

Uso del combustible en el reactor nuclear

Los elementos de combustible se introducen en el núcleo del reactor nuclear y "se queman", de modo que el uranio-235 sufre la reacción de fisión, dejando como desecho los productos de fisión.

Una vez concluido el ciclo de utilización de un elemento de combustible en el reactor, éste se almacena en la propia instalación, en la piscina de combustible irradiado, donde se deja durante el tiempo suficiente para que decaiga la actividad de gran parte de los productos de fisión de vida corta, con la consiguiente reducción de los riesgos de exposición y donde el combustible está sometido a un proceso de "enfriamiento".

En España, las centrales nucleares que emplean elementos de combustible PWR son: Almaraz, José Cabrera, Trillo y Vandellós II (aunque ENUSA no fabrica elementos de combustible para Trillo por ser de tecnología KWU-Siemens), y las que emplean combustible BWR son: Santa Mª de Garoña y Cofrentes.

Reelaboración o reproceso

Aunque un elemento de combustible haya terminado su período de utilidad en un reactor, no ha consumido más que una pequeña parte del uranio-235 que contenía.

El combustible gastado, tras unos años de estancia en la piscina de la central, puede considerarse como residuo radiactivo (ciclo abierto) en cuyo caso se procede a su gestión definitiva, o se considera como un producto del que se puede recuperar el uranio y el plutonio que contienen, para su aprovechamiento energético posterior (ciclo cerrado).

La actividad de reproceso consiste en separar el uranio y el plutonio no quemados, quedando productos de fisión y actínidos no recuperados. El uranio y el plutonio se reciclan en fábricas como material fisionable, cerrando así el ciclo del combustible nuclear.

Los residuos generados son solidificados por vitrificación, encapsulándolos en cilindros de acero inoxidable, siendo éstos los únicos residuos de alta actividad derivados del ciclo de combustible nuclear.

Esto se realiza en plantas de gran complejidad, de las cuales no existe ninguna en España. En Francia, funciona la planta de reproceso de La Hague, propiedad de COGEMA, con dos unidades capaces de reprocesar 800 toneladas de combustible gastado al año. En Reino Unido, funciona únicamente la instalación "Thorp" de la planta de Sellafield, propiedad de BNFL, que alcanzó las 50.000 toneladas de combustible gastado a principios de octubre

de 2002. Ambas plantas funcionan con la condición de retornar los residuos radiactivos a los países a los que ofrecen sus servicios de reprocesado de combustible gastado.

Almacenamiento de residuos

Durante todo el ciclo del combustible, y en otras muchas prácticas que suponen el uso con radiaciones o materiales radiactivos, se producen residuos radiactivos.

Estos se pueden clasificar en:

- *Residuos de Baja y Media Actividad:* su actividad durará como máximo 300 años. Un 90% proceden de las centrales nucleares y un 10% de aplicaciones médicas, industriales, de investigación, etc.
- *Residuos de Alta Actividad:* estarán activos durante períodos comprendidos entre 300 años y miles de años (fundamentalmente el combustible irradiado de las centrales nucleares).

Los residuos de baja y media actividad se acondicionan para convertirlos en una estructura estable sólida y duradera, interponiendo entre ellos y el medio ambiente una serie de barreras para proceder a su almacenamiento: barrera físico-química (bidones), barrera de ingeniería (estructuras de hormigón) y barrera geológica (capas de cobertura).

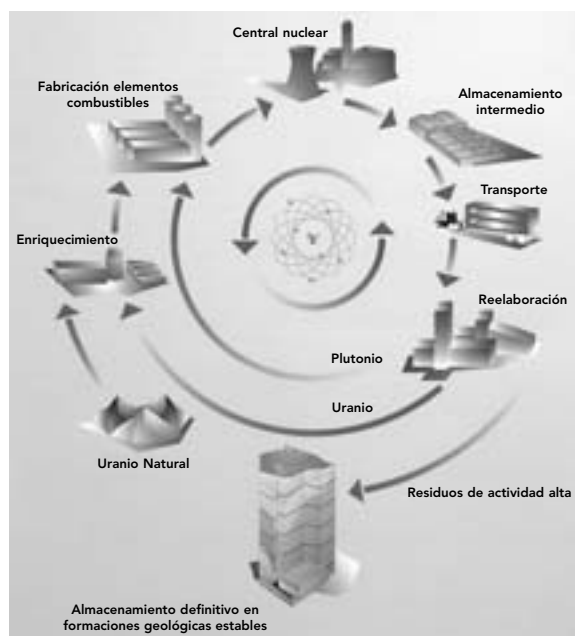
Cuando los combustibles irradiados no se someten a reproceso, como es el caso español, se convierten en residuos de alta actividad, que se acondicionan en contenedores especiales para su almacenamiento.

El almacenamiento de residuos radiactivos puede ser de dos tipos: temporal y definitivo.

El almacenamiento de residuos de baja y media actividad se realiza en instalaciones superficiales o a poca profundidad. En España, existe una única instalación de almacenamiento temporal superficial de residuos de baja y media actividad en *El Cabril*, en la provincia de Córdoba, en operación desde 1992.

El almacenamiento temporal de residuos de alta actividad se realiza en las propias instalaciones nucleares que los producen o en almacenamientos intermedios. En España, los residuos de alta actividad se almacenan en las piscinas de combustible destinadas a tal fin en el interior de las propias centrales que los producen. Es excepcional el caso de la central nuclear de Trillo¹, que comenzó a emplear a partir de 2003 su almacenamiento en seco de combustible gastado, en contenedores metálicos fuera del recinto de contención, debido a que su piscina se encontraba ya saturada.

Figura 9. Esquema del ciclo cerrado del combustible gastado



¹ Ver capítulos "LAS CENTRALES NUCLEARES ESPAÑOLAS" y "ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD. TÉCNICAS DE REPROCESO".

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre el *Ciclo del Combustible Nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares". CSN. Madrid, 1993.
- "La producción de concentrados de uranio en España. Las explotaciones mineras de ENUSA en Ciudad Rodrigo (Salamanca)". ENUSA, 1997.
- "El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad". Madrid, 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "Restauración de antiguas minas de Uranio". Madrid, 2000.
- "Fábrica de Uranio de Andujar". Madrid, 2000.
- "ENUSA: diseño y fabricación de elementos combustibles". ENUSA, 2000.
- "Fábrica de Juzbado. Documento de política medioambiental". ENUSA, 2001.
- "Experiencia e innovación al servicio de nuevos proyectos". ENUSA, 2001.
- "Experiencia y calidad al servicio de las centrales nucleares". ENUSA, 2001.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- ENUSA (Empresa Nacional de Uranio): <http://www.enusa.es/>
- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- ENRESA (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos): <http://www.enresa.es/>
- BNFL (British Nuclear Fuel): <http://www.bnflinc.com/>
- WESTINGHOUSE: <http://www.westinghouse.com/>
- GENERAL ELECTRIC: <http://www.ge.com/>
- COGEMA: <http://www.cogema.fr/>

2.2.6. OPERACIÓN A LARGO PLAZO DE LAS CENTRALES NUCLEARES

El concepto de **Extensión de Vida** (*"Life Extension"* o *"Plant Life Management"*) surgió en Estados Unidos, en la década de los 90, cuando los propietarios de las primeras centrales nucleares americanas, licenciadas por 40 años, propusieron a la **NRC (Nuclear Regulatory Commission)** alargar la vida de las instalaciones, ya que éstas se encontraban en perfectas condiciones tecnológicas y de funcionamiento.

Más tarde, evolucionó al concepto más apropiado de **Gestión de Vida** (*"Life Management"*), ya que se trata de alargar la vida de las centrales nucleares y mejorar su explotación de forma más eficiente, segura y duradera.

La gestión de vida de las centrales nucleares integra todas aquellas actividades relacionadas con el mantenimiento, la inspección en servicio y la ingeniería, durante la operación normal de la planta, así como los programas de modernización de la instalación.

Operación a largo plazo: Generalidades

La "vida de diseño" de 40 años, prevista inicialmente para una central nuclear, resultó ser una hipótesis conservadora, ya que el tiempo y las mejoras técnicas de los equipos han demostrado que tienen lugar menos situaciones de contrariedad para la planta (disparos, transitorios, etc.) de las previstas inicialmente. Puede decirse así, que la extensión de vida de las centrales nucleares dependerá más de la aceptación pública y de cuestiones económicas, que de la viabilidad técnica para su alargamiento.

Los Organismos Reguladores de todos los países conocen esta problemática y saben que el licenciamiento supone prestar una continuada atención a la explotación de las instalaciones.

Por ello, para ampliar la "vida útil" de las centrales, se utilizarán las mejores herramientas de seguimiento, control o mitigación de los componentes principales, para que las centrales se encuentren en óptimas condiciones cuando alcancen su vida de diseño original y puedan optar a la extensión de vida.

El Plan de Gestión de Vida se llevará a cabo una vez se hayan establecido la viabilidad técnica y económica, proponiendo además un programa de aumento de la fiabilidad, la disponibilidad y la seguridad de la central.

Dada la confusión existente con algunos conceptos que se emplean en el contexto de la "vida" de una central nuclear, deben distinguirse los siguientes:

- **VIDA DE DISEÑO:** período de tiempo empleado en la fase de diseño de la instalación para asegurar que, como mínimo, la central funcionará con las debidas garantías de seguridad y fiabilidad, así como la viabilidad económica de la inversión realizada. Este período para

las centrales nucleares españolas, como para la mayoría de las centrales nucleares del mundo occidental, es de 40 años.

- **VIDA ECONÓMICA:** período de amortización de la inversión económica realizada, establecido para efectuar el balance económico y contable de la empresa, pudiendo así establecer el coste unitario del producto generado. Desde 1998, este período lo definen los propietarios de las centrales, con un mínimo de 20 y un máximo de 40 años.
- **VIDA ÚTIL:** período total de tiempo en el que la central puede funcionar cumpliendo todos los requisitos y normas de seguridad. Durante el período de diseño de la central se realizan pruebas y ensayos (condiciones ambientales, transitorios térmicos, vibraciones, etc.) que permiten asegurar, que al final de la vida de diseño, la central seguirá funcionando de manera segura. El funcionamiento real de la instalación permite comprobar que los componentes operan bajo condiciones mejores que las supuestas, siendo el envejecimiento de los mismos inferior al previsto en la fase de diseño, por lo que con una vigilancia adecuada de este envejecimiento real se pueden obtener suficientes garantías de que la vida útil de la central puede ser superior a la vida de diseño.

Objetivos del Plan de Gestión de Vida

Un adecuado control del envejecimiento de los componentes, permite asegurar que la instalación seguirá funcionando con garantía más allá del tiempo inicialmente previsto. Por este motivo, sería un desatino económico renunciar a poder seguir operando en una instalación cuando está perfectamente justificado su funcionamiento

seguro, y cuando sus costes de explotación son los más bajos de su vida, ya que la operación de la planta a partir del período de amortización presenta un gran atractivo económico para sus propietarios.

Los **objetivos** de la gestión de vida de las centrales nucleares son los siguientes:

- Adoptar en cada momento las acciones más adecuadas para que la central nuclear se encuentre en condiciones óptimas de funcionamiento durante la vida de diseño, garantizando la seguridad, la fiabilidad y la disponibilidad necesarias para poder alargar el período previsto inicialmente.
- Conocer y realizar el seguimiento del estado de los componentes, evaluando y controlando los mecanismos de degradación de aquellos que son más importantes.
- Identificar e implantar las mejoras necesarias en los programas de mantenimiento e inspección, incorporando las medidas de mitigación adecuadas.

Metodología del Plan de Gestión de Vida

En las centrales nucleares españolas se ha desarrollado el proyecto denominado **“Sistema de Evaluación de Vida Remanente”**, que sigue los siguientes pasos:

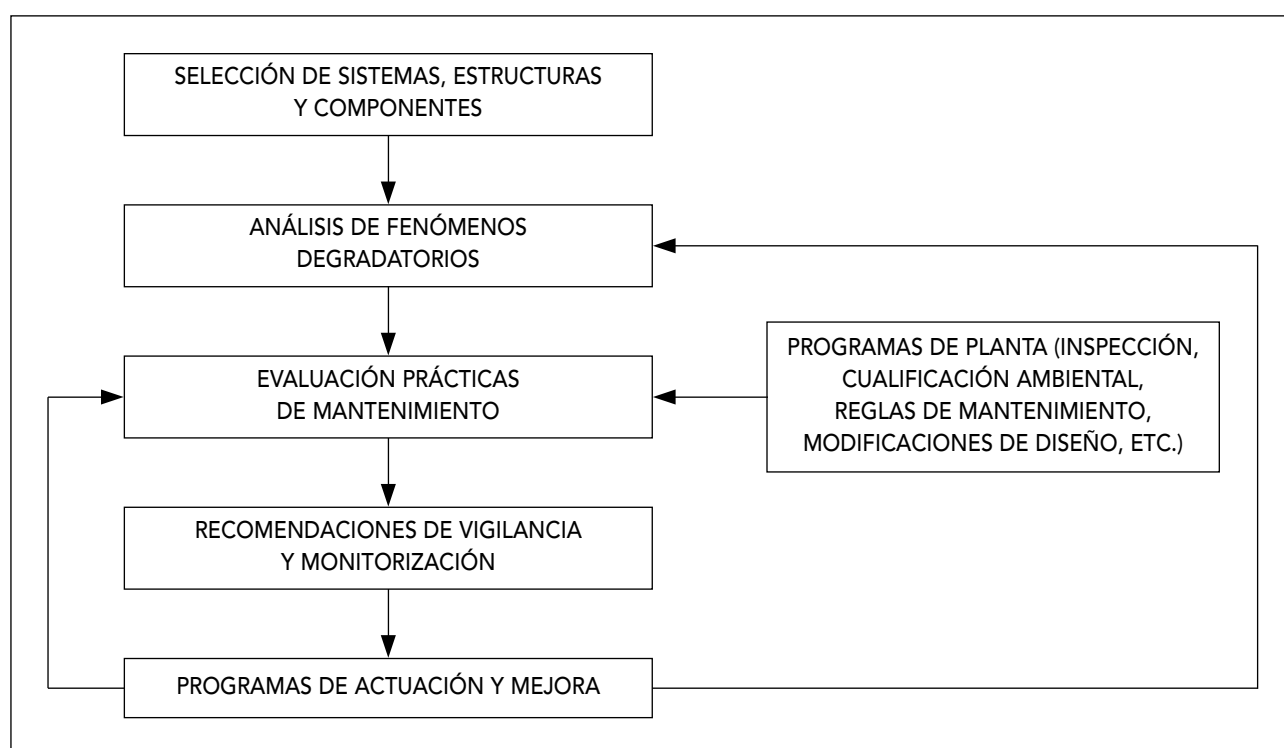


Figura 1. Esquema de la metodología del Plan de Gestión de Vida

- **Selección de sistemas, estructuras y componentes:** para clasificar los componentes por grado de importancia, se aplican varios criterios: *técnicos* –condiciones de servicio, historial de operación, mantenimiento– *de licencia* –bases de licenciamiento, parada segura, Análisis Probabilísticos de Seguridad (APS)– y *económicos* –viabilidad de sustitución, coste relativo de sustitución.
- **Análisis de fenómenos degradatorios:** determinación de los mecanismos más significativos de degradación, analizando causas y parámetros de detección, y evaluación de las condiciones de cada componente, adoptando las medidas necesarias para prevenir o mitigar el envejecimiento.
- **Evaluación de prácticas de mantenimiento:** para verificar que la central cubre los mecanismos de degradación y envejecimiento identificados.
- **Recomendaciones de vigilancia y monitorización:** si en las actividades de mantenimiento se detecta una posibilidad de mejora, se establecerán los métodos de vigilancia más adecuados para aquellos componentes que requieren un seguimiento de su degradación. En algu-

nos casos, el seguimiento requiere sistemas de monitorización avanzados.

- **Programas de actuación y mejora:** se establecen planes de mejora de las actividades de monitorización, mantenimiento y operación, con el objetivo de mantener un adecuado nivel de seguridad en el funcionamiento de la central y aumentar la eficiencia y disponibilidad de la misma.

La gestión de vida de una central nuclear en operación, no requiere inversiones tan fuertes como en el caso de la construcción de una nueva, pero sí se beneficia de los bajos costes de operación y mantenimiento, así como del combustible. Tampoco es necesario localizar un nuevo emplazamiento, ahorrando así los inconvenientes técnicos, sociales y económicos que esto conllevaría.

Con un buen programa de gestión de vida de una central nuclear en operación, se podrán renovar las Autorizaciones de Explotación más allá del período previsto en su diseño original, y las inversiones necesarias se irán realizando a lo largo de la vida de la central, consiguiendo un aumento de los factores de operación de la misma.

Situación en España

El valor de los activos nucleares de las nueve centrales españolas se estima en más de 12.000 millones de euros, con una potencia total instalada de 7.893,44 MWe, y con una producción de energía eléctrica, en 2003, de 61.894 millones de kWh, lo que representa el 24% de la producción total de electricidad en España.

Por estos motivos, ante planteamientos sociopolíticos de supresión de las centrales nucleares, es muy difícil que esta fuente de energía deje de contribuir a la generación de electricidad nacional, ya que sustituirla con otras fuentes de energía encarecería el precio del kWh producido.

La sustitución con centrales de gas, incrementaría los costes y la dependencia con el exterior, siendo más vulnerables ante los precios de los combustibles fósiles, y las energías renovables, aún no están suficientemente desarrolladas para cubrir el espacio que dejarían las instalaciones nucleares. El cierre definitivo de las centrales nucleares españolas se cifra entre 15.000 y 20.000 millones de euros.

CENTRAL NUCLEAR	POTENCIA INICIAL (MWe)	POTENCIA ACTUAL (MWe) (*)	PRIMERA CONEXIÓN A LA RED	EXPLOTACIÓN COMERCIAL DESDE
José Cabrera	160	160	Julio 1968	Agosto 1969
Sta. M ^a de Garoña	460	466	Marzo 1971	Mayo 1971
Almaraz I	930	980	Mayo 1981	Septiembre 1983
Almaraz II	930	982,6	Octubre 1983	Julio 1984
Ascó I	930	1.032,5	Agosto 1983	Diciembre 1984
Ascó II	930	1.027,2	Octubre 1985	Marzo 1986
Cofrentes	975	1.092	Octubre 1984	Marzo 1985
Trillo I	982	1.066	Mayo 1988	Agosto 1988
Vandellós II	1.000	1.087,14	Noviembre 1987	Marzo 1988

(*) Datos a 1 de enero 2004.

Tabla 1. Potencia y explotación de las centrales nucleares españolas

La vida de las centrales nucleares españolas no tiene un límite de operación establecido. Sus Autorizaciones de Explotación se renuevan periódicamente como resultado de la vigilancia y control continuo que realiza el *Consejo de Seguridad Nuclear* (CSN) del funcionamiento de las mismas y de la evaluación de la documentación y revisión de la segu-

ridad, presentando un informe al Ministerio de Economía para que éste conceda la renovación de licencia solicitada.

La periodicidad de estas renovaciones es actualmente de 10 años, aunque el CSN se reserva el derecho de reducir este tiempo, si considera que la central no cumple los requisitos necesarios de seguridad.

CENTRAL NUCLEAR	TIPO DE REACTOR	FECHA AUTORIZACIÓN ACTUAL	PLAZO DE VALIDEZ (años)
José Cabrera	PWR (Westinghouse)	15 de octubre de 2002	3,5 (*)
Sta. M ^a de Garoña	BWR (General Electric)	5 de julio de 1999	10
Almaraz I	PWR (Westinghouse)	8 de junio de 2000	10
Almaraz II	PWR (Westinghouse)	8 de junio de 2000	10
Ascó I	PWR (Westinghouse)	1 de octubre de 2001	10
Ascó II	PWR (Westinghouse)	1 de octubre de 2001	10
Cofrentes	BWR (General Electric)	19 de marzo de 2001	10
Trillo I	PWR (KWU-Siemens)	17 de noviembre de 1999	5
Vandellós II	PWR (Westinghouse)	14 de julio de 2000	10

(*) El 15 de octubre de 2002 el Ministerio de Economía renovó la Autorización de Explotación de la Central Nuclear de José Cabrera hasta el 30 de abril de 2006. Según la Orden del Ministerio de Economía, ésta constituye la última prórroga para dicha central, por lo que tendrá que cesar definitivamente su explotación en esa fecha.

Tabla 2. Autorizaciones y plazos de validez de las centrales nucleares españolas

La central nuclear objeto de la renovación del permiso de explotación, envía al CSN un informe anual, incluyendo los resultados de los Programas de Gestión de Vida de la central, previa realización de *Revisiones Periódicas de Seguridad* (RPS).

Las RPS incluyen el análisis del comportamiento de los componentes críticos, identificando el envejecimiento y la degradación que puedan afectarles, así como las medidas correctoras que se adopten para controlarlos y mitigarlos, y las actualizaciones de los programas de evaluación y mejora de la seguridad.

Las centrales nucleares españolas han puesto en marcha, desde 1998, diversas iniciativas orientadas a conocer el estado de los componentes y a desarrollar metodologías aplicables a vigilar y mitigar el envejecimiento de los mismos.

En 1992, se inició un proyecto para desarrollar un Sistema de Gestión de Vida, elaborándose la metodología y las guías de aplicación a los planes de Gestión de Vida de las centrales nucleares españolas.

En 2000, las centrales de Vandellós II y Santa M^a de Garoña, fueron las primeras centrales piloto en aplicar los planes de gestión de vida, y posteriormente, las centrales restantes han puesto en marcha planes de gestión de vida similares.

Situación Internacional

En la actualidad, hay 440 reactores nucleares en funcionamiento en todo el mundo, con una potencia instalada de

361.844 MWe, que producen el 16% de la electricidad mundial consumida, y 31 reactores en construcción repartidos en 11 países, con una potencia prevista de 25.487 MWe. El 83% de la producción nuclear está concentrada en los países más industrializados.

Los diez países con mayor electricidad producida de origen nuclear son: Lituania, 80,1%; Francia, 78%; Bélgica, 57,3%; Eslovaquia, 54,7%; Ucrania y Suecia, 45,7%; Bulgaria, 47,3%; Eslovenia, 40,7%; Suiza, 39,5% y República de Corea, 38,6%.

	EN OPERACIÓN		EN CONSTRUCCIÓN	
	Nº	POTENCIA NETA (MW)	Nº	POTENCIA NETA (MW)
América del Norte y Canadá	121	110.343	0	0
América Central y del Sur	6	4.146	1	692
Unión Europea	155	132.771	2	776
Resto de Europa	54	38.953	8	7.280
África	4	2.225	2	2.111
Asia	100	73.406	18	14.628
TOTAL	440	361.844	31	25.487

Tabla 3. Centrales nucleares¹ en funcionamiento y en construcción en 2004 en el mundo por países

¹ Datos POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM (PRIS) Database del Organismo Internacional de Energía Atómica a 31 de enero de 2004.

TIPO DE REACTOR	EN OPERACIÓN		EN CONSTRUCCIÓN	
	Nº	POTENCIA NETA (MW)	Nº	POTENCIA NETA (MW)
ABWR	2	2.630	4	5.329
AGR	14	8.380	0	0
BWR	90	78.009	1	1.067
FBR	3	1.039	0	0
GCR	12	2.484	0	0
LWGR	17	12.589	1	925
PHWR	39	19.987	8	3.135
PWR	213	203.378	5	4.721
WWER	50	33.036	12	10.310
TOTAL	440	361.844	31	25.487

Tabla 4. Centrales nucleares² en funcionamiento y en construcción en 2004 en el mundo según el tipo de reactor

La tendencia internacional actual de la extensión de vida de las centrales nucleares es la siguiente:

- **Alemania:** por criterios sociopolíticos, en el año 2000, se decidió suprimir el uso de la energía nuclear para la producción de electricidad. Según esta decisión, la mayoría de las centrales se pararían en la década del 2020. La licencia de operación concedida a una central no está limitada en el tiempo. Actualmente, se revisa la legislación para establecer un límite máximo entorno a 30 años. Desde 1998 y cada 10 años, se requiere realizar una RPS como elemento necesario para renovar las licencias de operación. Aunque hasta la fecha, las 18 centrales nucleares alemanas en funcionamiento generan cerca de 165 TWh de producción eléctrica bruta, lo que evita la emisión de alrededor de 165 millones de toneladas de CO₂ al año, en noviembre de 2003, el ministro alemán de Medio Ambiente, Jürgen Trittin, celebraba el éxito de su partido por la consecución del cierre de la central nuclear de Stade, tras 31 años de operación.
- **Bélgica:** la seguridad de operación es revisada continuamente por el Organismo Regulador, y cada 10 años se realiza una RPS. Las licencias no tienen límite temporal, por lo que la operación de la central puede mantenerse siempre y cuando se mantengan los niveles adecuados de seguridad. El Gobierno ha presentado un proyecto de ley según el cual las centrales nucleares se pararán una vez hayan alcanzado los 40 años de funcionamiento. Las siete unidades en operación cumplirán los 40 años entre 2014 y 2025.
- **Canadá:** las licencias de operación se revisan cada 2 años, sin limitar la vida útil de las centrales. La renovación se lleva a cabo a través de la actualización periódica de los análisis de seguridad, con el objeto de comprobar que los sistemas cumplen sus funciones adecuadamente. Además, el Organismo Regulador realiza una supervisión continuada de la operación de la central y anualmente, revisa formalmente la operación y la seguridad.
- **Finlandia:** la licencia de operación se concede por un período fijo, diferente según la central. Las primeras licencias se concedieron por 5 años, luego por 10 años, y en la actualidad, Loviisa lo tiene por 10 años y Olkiluoto por 20 años, bajo la condición de realizar una RPS después de los 10 primeros años. En enero de 2002, el Gobierno aprobó la construcción de la quinta central nuclear del país, y en mayo de 2002, fue ratificada por el Parlamento. La empresa eléctrica TVO, que financiará totalmente la construcción de este quinto reactor, ha contratado al consorcio AREVA-SIEMENS para acometer esta tarea. La central nuclear de Olkiluoto estará dotada de un reactor EPR (European Pressurized Water Reactor) de 1.600 MWe de potencia. El proyecto total de construcción, estimado en 4 años, tiene un coste estimado de alrededor de 3 billones de euros. La operación comercial está programada para 2009.
- **Francia:** no existe licencia con plazo definido, por lo que, los programas de gestión de vida, se implantaron orientados a más corto plazo, intentando optimizar el funcionamiento de las instalaciones. La operación a largo plazo, requiere la monitorización del envejecimiento de los componentes no sustituibles (vasija del reactor, contención, etc.), la mejora de los sistemas de Instrumentación y Control, y la introducción de medidas preventivas, para aquellos reactores que han superado los 30 años de operación. El Gobierno ha anunciado que en el plazo de 2 ó 3 años tomará una decisión sobre la construcción de nuevas centrales nucleares.
- **Japón:** no existe un sistema de Licencias de Operación, aunque se realizan inspecciones (cada 13 meses) para garantizar la integridad de los equipos de la planta. Además, se realizan Revisiones Periódicas de Seguridad. Las compañías eléctricas KEPCO y TEPCO anunciaron que solicitarán la extensión de las licencias de operación de las centrales nucleares, de las que son propietarias, de 20 años adicionales a los 40 para los que están autorizadas. Así alcanzarán una vida de operación de 60 años. Las centrales favorecidas por esta decisión son, Fukushima-I, Tsuruga-I y Mihama-I, puestas en marcha entre 1969 y 1970.

² Datos POWER REACTOR INFORMATION SYSTEM (PRIS) Database del Organismo Internacional de Energía Atómica a 31 de enero de 2004.

- **Reino Unido:** no existe período fijo para la licencia de operación. El control de la operación a largo plazo se realiza a través de las RPS, definidas por las condiciones de licencia (LC). Entre 1988 y 1993, se cerraron 6 reactores por motivos económicos de las empresas propietarias. En 2002, BNFL cerró Bradwell tras 46 años de operación. Las centrales de Calder Hall y Chapelcross, con 4 unidades cada una, han sido autorizadas a funcionar hasta 50 años, llevando actualmente en funcionamiento 48 y 46 años respectivamente. La parada definitiva de la central de Chapelcross está prevista para el 2008. Todas las demás centrales tipo Magnox han sido autorizadas a extender su vida de 30 a 40 años. Aquellas de la primera generación, por consideraciones económicas de amortización, tenían una vida mínima de operación de 20 a 25 años. Existe además la posibilidad de que, a corto plazo, se construyan nuevas centrales nucleares.
- **Suiza:** el Organismo Federal Suizo de Seguridad Nuclear (HSK) concedió a principios de 2004 una renovación de la autorización de explotación de la Central Nuclear de Beznau 2 sin límite de tiempo, únicamente sujeta a la superación de los regímenes establecidos de seguridad, inspección y control.
- **Suecia:** no hay establecida una estrategia de extensión de vida a priori, pero a largo plazo, el Organismo Regulador realiza las evaluaciones necesarias sobre la base de las inspecciones de la central, la revisión de la experiencia operativa, la revisión de los programas de seguridad y las RPS. En la actualidad, el plan de cierre de las centrales nucleares suecas ha sido paralizado, rectificando la intención de cerrar Barseback-II antes de finales de 2003. En 1999, se había parado ya Barseback-I, por una decisión política sin ninguna base técnica, económica o de seguridad.
- **Estados Unidos:** considerando que este país puso en operación comercial las primeras centrales nucleares, si no toma ninguna medida, a finales de la década 2020-2030, todos los reactores actuales estarán fuera de servicio, razón por la cual, se están implantando los procesos de vida útil de las centrales por encima de los 40 años de vida de diseño. En la actualidad, la NRC ha autorizado a 26 reactores la prolongación de la Autorización de Explotación desde los 40 años inicialmente concedidos hasta 60 años. Otras 18 centrales ya lo han solicitado y se encuentra en revisión su solicitud. Además, se esperan otras 25 solicitudes hasta el año 2006.

CENTRAL NUCLEAR	ESTADO DE LA SOLICITUD	AÑO*	TIPO DE SOLICITUD
Calver Cliffs I-II	Aprobado	2000	Extensión de 20 años
Oconee I-II-III	Aprobado	2000	Extensión de 20 años
Arkansas Nuclear One-I	Aprobado	2001	Extensión de 20 años
Edwin I. Hatch I-II	Aprobado	2002	Extensión de 20 años
Turkey Point III-IV	Aprobado	2002	Extensión de 20 años
North Anna I-II	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
Surry I-II	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
McGuire I-II	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
Catawa I-II	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
Peach Bottom II-III	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
St. Lucie I-II	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
Fort Calhoun I	Aprobado	2003	Extensión de 20 años
V.C. Summer I	Aprobado	2004	Extensión de 20 años
H.B. Robinson II	Aprobado	2004	Extensión de 20 años
R. E. Ginna I	Aprobado	2004	Extensión de 20 años
Dresden II-III	Proceso de revisión	2003	Extensión de 20 años
Quad Cities I-II	Proceso de revisión	2003	Extensión de 20 años
Farley I-II	Proceso de revisión	2003	Extensión de 20 años
Arkansas Nucleares One-II	Proceso de revisión	2003	Extensión de 20 años
D. C. Cook I-II	Proceso de revisión	2003	Extensión de 20 años
Millstone II-III	Proceso de revisión	2004	Extensión de 20 años
Point Beach I-II	Proceso de revisión	2004	Extensión de 20 años
Nine Mile Point I-II	Proceso de revisión	2004	Extensión de 20 años
Browns Ferry I-II-III	Proceso de revisión	2004	Extensión de 20 años

(*) Año de aprobación o del inicio del proceso de Renovación de Licencia.

Tabla 5. Estado de los procesos de Renovación de Licencia de centrales norteamericanas (Fuente: NRC)

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Gestión de Vida de las centrales nucleares*, se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La energía nuclear en el mundo: Situación actual y perspectivas". FORO NUCLEAR. Madrid, 1998.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "Gestión de Vida". GRUPO DE APOYO TÉCNICO (GAT). FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "ENERGÍA 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- UNESA (Asociación Española de Electricidad): <http://www.unesa.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A.I.E.: <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E.: <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>
- FORATOM (European Atomic Energy Forum): <http://www.foratom.org/>

- NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization for Economic Co-operation and Development): <http://www.nea.fr/>
- IAEA (International Atomic Energy Agency): <http://www.iaea.org/>
- NRC (Nuclear Regulatory Commission): <http://www.nrc.gov/>
- COMISIÓN EUROPEA (UE): <http://www.europa.eu.int/>
- CEA (Commisariat à l'Énergie Atomique): <http://www.cea.fr/>
- JAIF (Japan Atomic Industrial Forum): <http://www.jaif.or.jp>
- STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority – Finland): <http://www.stuk.fi/english>
- BNFL Inc (British Nuclear Fuel): <http://www.bnflinc.com/>
- British Energy: <http://www.british-energy.com/>
- EDF (Electricité du France): <http://nucleaire.edf.fr/>
- GENERAL ELECTRIC COMPANY: <http://www.ge.com/>
- TEPCO (Tokyo Electric Power Company): <http://www.tepco.co.jp/index-e.html/>
- TVO (Teollisuuden Voima Oy – Finnish Nuclear Electricity): <http://www.tvofin.fi/>
- WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY: <http://www.westinghouse.com/>
- FRAMATOME ANP: <http://www.framatome-anp.com/>
- SIEMENS: <http://www.siemens.com/>

2.3.

APLICACIONES NO ENERGÉTICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. RADIOTERAPIA. IRRADIACIÓN DE ALIMENTOS. OTRAS APLICACIONES INDUSTRIALES

2.3.1. APLICACIONES NO ENERGÉTICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR

La principal aplicación de la tecnología nuclear es la **producción de energía eléctrica** en las centrales nucleares. En ellas, la energía de las radiaciones emitidas por la fisión del uranio se convierte en calor y posteriormente en electricidad.

Pero también tiene otros usos **no energéticos**, que constituyen nuestra vida diaria, y que aunque no se proponen como fin la producción de energía, son de gran utilidad en diversos campos:

- **Aplicaciones industriales:** con fines de análisis y control de procesos.
- **Aplicaciones médicas:** en diagnóstico y terapia de enfermedades.
- **Aplicaciones agroalimentarias:** en la producción de nuevas especies, tratamientos de conservación de los alimentos, lucha contra las plagas de insectos y preparación de vacunas.
- **Aplicaciones medioambientales:** en la determinación de cantidades significativas de sustancias contaminantes en el entorno natural.
- **Otras aplicaciones:** como la datación, que emplea las propiedades de fijación del carbono-14 a los huesos, maderas o residuos orgánicos, determinando su edad cronológica, y los usos en Geofísica y Geoquímica, que aprovechan la existencia de materiales radiactivos naturales para la fijación de las fechas de los depósitos de rocas, carbón o petróleo.

OBJETO	1ª CATEGORÍA	2ª CATEGORÍA	3ª CATEGORÍA	TOTAL
Comercialización	—	44	21	65
Investigación	—	80	75	155
Industriales	1 (esterilización)	549	182	732
Médicas	—	252	92	344
TOTAL	1	925	370	1.296

Tabla 1. Instalaciones radiactivas en España (Fuente: FORO NUCLEAR)

Aplicaciones industriales

El uso de los radioisótopos en la industria moderna de los países desarrollados resulta de gran importancia para la mejora de los procesos, para las mediciones y la automatización, y para el control de calidad.

En la actualidad, este uso de las radiaciones ofrece un amplio campo de actividades para el empleo de las *fuentes encapsuladas*, ya sea en el *control de calidad de las materias primas de procesos industriales* (cementeras, centrales térmicas, refinerías petrolíferas, etc.), o en el *control de calidad de productos fabricados en serie*, como requisito previo para la completa automatización de las líneas de producción de alta velocidad, como la de hojas de acero o papel.

La *irradiación con fuentes intensas* se considera como una operación unitaria de proceso para mejorar la calidad de determinados productos (plásticos especiales, esterilización de productos de "usar y tirar", etc.).

Además, también se realizan experimentos con trazadores para obtener una información exacta y detallada del estado de los equipos industriales para optar a la prolongación de su vida útil.

El contenido isotópico de las *fuentes industriales* varía según el tipo de aplicación:

- Decenas de milicurios¹, en las fuentes de medidores de control.
- Decenas de curios, en las fuentes gammagráficas.
- Centenas de kilocurios, en los irradiadores industriales.

¹ Ver capítulo "PROTECCIÓN RADIOLÓGICA" o "ANEXO DE UNIDADES".

Las fuentes de uso industrial no suelen producir *residuos radiactivos* en el país que las utiliza, porque, una vez inservibles, la firma comercial del país proveedor las retira cuando procede a su reposición.

Uso de los radioisótopos como trazadores

El hecho de que pequeñas cantidades de sustancias radiactivas puedan medirse rápidamente y con precisión, hace que los radioisótopos se utilicen para seguir procesos o analizar las características de dichos procesos. Estas sustancias se denominan *trazadores*.

Los trazadores se emplean para la **investigación de procesos**, pudiendo controlar los parámetros de los sistemas de ventilación (caudales, eficacia de ventilación), para las **mezclas**, comprobando el grado de homogeneidad, el tiempo de mezcla y el rendimiento del mezclador, para procesos de **mantenimiento**, estudiando el transporte de materiales por tuberías (fugas o escapes y flujos), y para sistemas de detección de **desgaste y corrosión**, determinando el grado de desgaste de materiales (motores) y la corrosión de equipos procesadores.

Estos trazadores forman parte del control automático de líneas de producción industrial, bien sea discriminando materiales por umbrales de *impurezas* (habitualmente por *fluorescencia de rayos X*) o controlando *espesores o densidades* mediante equipos de transmisión o de reflexión de haces.

Las industrias que emplean los trazadores constituyen un amplio abanico:

- **Minería del carbón:** que emplea *sondas nucleónicas y analizadores* para vigilancia y control del contenido de cenizas y humedad del carbón y del coque. Además, se emplean técnicas nucleares para detectar azufre y nitrógeno en el carbón, controlando así el grado de contaminación.
- **Petróleo, gas y petroquímicas:** que emplean *densitómetros* basados en la absorción de la radiación gamma, para el control de la densidad de líquidos, sólidos o suspensiones acuosas espesas.
- **Cementeras, vidrieras, plásticos y constructoras:** la industria del plástico emplea *sondas de espesor* para mejorar la uniformidad del producto, ahorrando así en materias primas y energía sin que disminuya la calidad del producto. En la producción de vidrio y hormigón, se emplean *sondas neutrónicas* para determinar la humedad de los materiales a granel (arena) e *instrumentos portátiles* de control de espesor de los materiales bituminosos empleados en la construcción de carreteras y represas. Además, mediante la *medición gamma* se determina la calidad de la construcción.
- **Tratamiento de minerales:** emplean *densitómetros y detectores de rayos X* para la manipulación de sustancias espesas.

- **Papeleras y acerías:** emplean *sondas radioisotópicas* para determinar el espesor y garantizar la uniformidad de las láminas de papel y acero, de las máquinas de alta velocidad.
- **Industria del automóvil:** emplea *medidores radioisotópicos* para el control de los procesos de revestimiento de metales, tales como la galvanización o el revestimiento de las láminas de acero con estaño.

Control de calidad por gammagrafía

La radiografía gamma constituye una técnica de control de calidad indispensable para la verificación de soldaduras en tuberías y para la detección de grietas en piezas de aviones.

Es la aplicación más importante de las *fuentes de iridio-192*, que por sí solas llegan a cubrir el 95% de los ensayos *no destructivos* que se realizan en el control de calidad de productos de fundición, soldaduras de construcciones metálicas, etc. El resto de estos controles se realiza con *fuentes de cobalto-60* (para grandes espesores, hasta decenas de centímetros de acero) o con *tulio-170* (para pequeños espesores, del orden de milímetros).

Radiografía neutrónica

Esta técnica está basada en la atenuación de un haz de neutrones a través de su interacción con otros átomos. Algunos elementos como el hidrógeno, el cadmio y el boro muestran una fuerte atenuación. Los haces de neutrones pueden extraerse de reactores nucleares, de fuentes radioisotópicas de neutrones y de aceleradores de partículas de gran producción.

Las aplicaciones más características de la radiografía neutrónica son las pruebas de elementos combustibles de los reactores y la detección de materiales hidrogenados.

Se emplea además para detectar las grietas en las hojas de las turbinas de gas y la corrosión de los componentes de los aviones, para controlar la calidad de las cerámicas, y para detectar cargas explosivas y la presencia de películas de lubricación en las cajas de cambios.

Detectores de humo

Los modernos dispositivos de detección de humos se basan en las radiaciones alfa emitidas por una pequeña fuente radiactiva (normalmente americio-241). La fuente produce una corriente constante en una celda que constituye una cámara de ionización. Cuando las partículas de humo penetran en la celda, captan los electrones reduciendo el número de iones.

Este cambio desencadena la alarma de humos. Por tratarse de equipos homologados, los lugares donde se usan estos detectores no tienen la consideración de instalaciones radiactivas.

Esterilización por irradiación

En 1964, se estableció la primera planta comercial de cobalto-60 para esterilización en el Reino Unido. En 1975, se inauguró en Long Island (Estados Unidos) la planta más grande del mundo de esterilización de productos médicos por haces de electrones. En la actualidad, hay cerca de 150 plantas de cobalto en todo el mundo y 650 aceleradores de electrones.

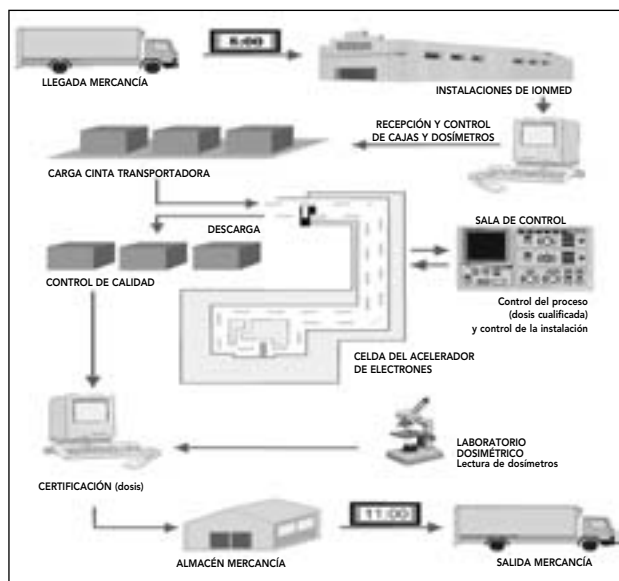


Figura 1. Proceso de esterilización por irradiación

Además, se esterilizan *suministros de laboratorio*, como contenedores y pipetas, *productos farmacéuticos*, como colirios y vitaminas, *cosméticos y productos sanitarios*, como maquillajes, mascarillas, tetinas de biberones y envases. Con los rayos gamma procedentes de fuentes muy intensas de **cobalto-60**, se esterilizan *artículos médicos* tales como vendajes quirúrgicos, suturas, catéteres, jeringuillas, guantes y batas quirúrgicas, sin emplear calor ni utilizar gases letales que puedan dejar residuos tóxicos.

La **esterilización por ionización β** , se realiza con electrones acelerados. Las ventajas que presenta esta técnica son: la rapidez del proceso, la eficacia del tratamiento, la limpieza ecológica, sin fuentes ni residuos radiactivos ni químicos y la posibilidad de uso inmediato.

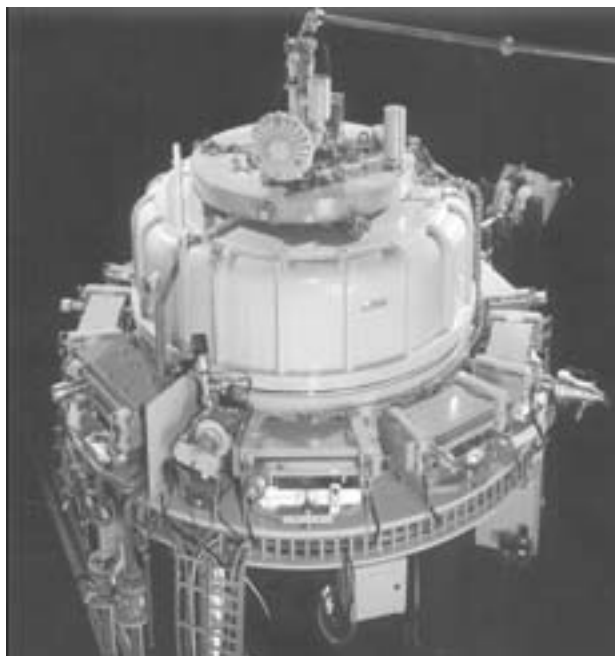


Figura 2. Acelerador de electrones (RHODOTRON TT200)

En España, existe una única instalación industrial de irradiación para la esterilización de productos de uso médico y de alimentos, **IONMED**, en la provincia de Cuenca.



Figura 3. Instalación de esterilización de IONMED

Entre las **actividades de IONMED** destacan las siguientes:

- **Esterilización de envases:** eliminación de la posible carga microbiana de los materiales del envase, para evitar la contaminación de los productos envasados. Las aplicaciones de este proceso son: concentrados de frutas, concentrados de tomate, huevo líquido reactivos de laboratorio y derivados lácteos.
- **Reticulación de polímeros:** se genera una malla tridimensional que confiere al polímero mejores propieda-

des, especialmente a elevadas temperaturas. Entre sus aplicaciones están: aislantes de cables, tuberías, componentes de la industria del automóvil y semiconductores.

- **Esterilización de productos médicos y farmacéuticos:** empleando la irradiación β , se elimina la carga microbiana de los productos. El proceso es instantáneo y tiene las siguientes aplicaciones: guantes, batas, jeringuillas, prótesis, apósitos y otros productos médicos y farmacéuticos.
- **Ionización de alimentos:** el objetivo de esta técnica es la higienización, desinfección, desinsectación y prolongación del período de caducidad de los alimentos, sin alterar sus características. En Europa y Estados Unidos se ionizan especias, frutas, verduras, carne, frutos secos y derivados de ave.
- **Esterilización de tapones de corcho:** se esterilizan los tapones por ionización con electrones aceleradores, para eliminar totalmente la flora microbiana en la masa del tapón. Es un proceso rápido, no se alteran las propiedades físicas y químicas del corcho y la duración de la esterilización es ilimitada.

Empleo de radiaciones en otros procesos industriales

La radiación gamma ioniza la materia y crea *radicales libres*, que son las especies intermediarias de muchas reacciones químicas. Aplicada la radiación (*fuentes de cobalto-60*) a los monómeros con los que se fabrican los plásticos se induce la formación de grandes cadenas poliméricas, y si se continúa la irradiación del material, se forman *plásticos especiales* de alto grado de entrecruzamiento catenarico, que mejora considerablemente sus propiedades como aislante térmico y eléctrico. Así, la degradación de algunos polímeros inducida por radiaciones, constituye una útil propiedad para ciertos tipos de embalajes.

La producción de *alambre y cables aislados* con cloruro de polivinilo degradado con radiaciones gamma, da lugar a un aumento de la resistencia a las agresiones térmicas y químicas.

Otro producto importante es la *espuma de polietileno* degradado con radiaciones, empleada en aislamientos térmicos, acolchados contra impactos, chalecos de flotación y compuestos de madera y plástico solidificados con radiación gamma.

Aplicaciones médicas

Las aplicaciones de los radionucleidos relacionadas con la salud humana surgieron con rapidez después del descubrimiento de los rayos X. En la actualidad, la mayor parte de los hospitales y centros sanitarios disponen de un Departamento de Radiología y de un Departamento de Medicina Nuclear, y emplean métodos radioquímicos

de laboratorio para diagnóstico e investigación de una gran variedad de enfermedades.

Medicina nuclear

En medicina nuclear, un determinado radionucleido es administrado al paciente, con el objetivo de investigar un fenómeno fisiológico específico por medio de un detector especial, generalmente una *cámara gamma*, ubicada fuera del cuerpo. El radionucleido inyectado se deposita selectivamente en ciertos órganos (tiroides, riñón, etc.) pudiendo verse desde la cámara gamma el tamaño, la forma y el funcionamiento de dichos órganos.

La mayoría de estos procedimientos son de **diagnóstico**, aunque en algunos casos se administran radionucleidos con **finés terapéuticos**. Los radionucleidos útiles en medicina nuclear son los siguientes:

- **Diagnóstico "in vivo":** emisores gamma de vida media corta (tecnecio-99 metaestable, indio-111, yodo-131, xenon-133 y talio-201) y emisores de positrones de vida media ultracorta (carbono-11, oxígeno-15, flúor-18 y rubidio-82).
- **Diagnóstico "in vitro":** emisores gamma (yodo-125, cromo-51 y cobalto-57) y emisores beta (tritio y sodio-24).
- **Terapia:** emisores beta (yodo-131, ytrio-90 y estroncio-90).

Medicina nuclear "in vivo": Uso de radiofármacos

Los radiofármacos son sustancias susceptibles de ser administradas al organismo vivo con fines diagnósticos o terapéuticos, investigando el funcionamiento de un órgano. En la actualidad, se utilizan con fines diagnósticos de 100 a 300 radiofármacos.

Los isótopos utilizados tienen una vida media corta de minutos, horas o días y se preparan en laboratorios de radiofarmacia garantizando así sus propiedades y su pureza.

Suelen administrarse formando parte de moléculas sencillas o unidos a moléculas más complejas para ser distribuidos en los órganos que se quieren explorar.

Los radionucleidos emisores de positrones se utilizan en la técnica denominada **tomografía de emisión de positrones (PET)**. Los positrones emitidos por estos radionucleidos se aniquilan con los electrones atómicos, dando lugar a dos rayos gamma que se propagan en direcciones opuestas y son detectados con una gammacámara que tiene detectores ubicados a ambos lados del paciente. Este método se emplea para evaluar, entre otros, el funcionamiento del corazón y del cerebro.

La calidad de las imágenes obtenidas con estos equipos es superior a la de los equipos convencionales, pero actualmente, debido a su alto coste y alta tecnología, ya que para producir estos isótopos hay que disponer de un

ciclotrón, sólo existen equipos comercializados en países con alto nivel de tecnología médica. España dispone de varios equipos de estas características en sus unidades de oncología, cardiología y neurología.

Otra técnica importante es la **gammagrafía**, que detecta la radiación gamma emitida por el radiofármaco fijado al órgano que se desea estudiar, en un equipo denominado **gammacámara**, cuyo detector se sitúa sobre el órgano, recibiendo los fotones procedentes del radiofármaco.

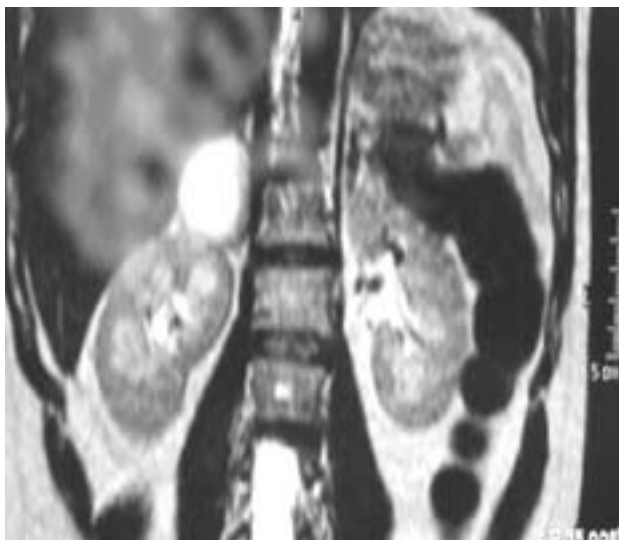


Figura 4. Gammagrafía pulmonar

Estas señales se transforman en impulsos eléctricos que serán amplificados y procesados por medio de un ordenador, lo que permite la representación espacial sobre una pantalla o placa de rayos X, sobre papel o la visualización de imágenes sucesivas del órgano para su posterior estudio.

En la actualidad, las gammacámaras permiten obtener cortes tridimensionales del órgano, mejorando la calidad de los estudios y la sensibilidad diagnóstica.

La **gammagrafía tiroidea** consiste en la obtención de la imagen de la glándula tiroides, administrando al paciente un isótopo, como puede ser yodo-131 y tecnecio-99, que se fija en las células de esta glándula. Se emplea para diagnosticar la presencia de alteraciones de la forma, volumen o función tiroidea, como bocios, hipertiroidismo, cánceres de tiroides, etc.

La **gammagrafía suprarrenal** permite obtener información sobre la forma y la función de las glándulas suprarrenales, cuyas disfunciones pueden provocar la aparición de enfermedades como la Enfermedad de Addison, el Síndrome de Cushing, etc.

Con diferentes isótopos y formas de administración pueden estudiarse enfermedades cardiovasculares (anginas

de pecho e infartos de miocardio), digestivas (desde quistes o tumores a trastornos digestivos o de absorción intestinal) y pulmonares (afectación tumoral de los pulmones).

La **gammagrafía ósea** permite diagnosticar infecciones y tumores en los huesos, mediante la detección de la acumulación del radiofármaco inyectado al paciente en las zonas afectadas.

Los estudios del sistema nervioso central (SNC) con estas técnicas de gammagrafía son de gran utilidad para evaluar los diversos tipos de demencias, epilepsias y enfermedades vasculares o tumorales, que no pueden detectarse por resonancia magnética nuclear o por **tomografía axial computerizada (TAC)**.

Medicina nuclear "in vitro"

La técnica analítica denominada **radioinmunoanálisis**, permite detectar y cuantificar las sustancias existentes en sangre y orina, y que son difíciles de detectar por técnicas convencionales. Se realiza a través de la combinación de la unión anticuerpo-antígeno con el marcado con un isótopo, generalmente yodo-125, de uno de estos dos componentes, habitualmente el antígeno.

Para realizar este tipo de análisis, el paciente no entra en contacto con la radiactividad, ya que los análisis se efectúan en la sangre extraída del paciente.

Es una técnica de gran sensibilidad, especificidad y exactitud, que se aplica a diversos campos:

- **Endocrinología:** determinaciones de hormonas tiroideas, suprarrenales, gonadales y pancreáticas con test dinámicos de estímulo y frenado.
- **Hematología:** determinaciones de vitamina B12, ácido fólico, etc.
- **Oncología:** determinaciones de marcadores tumorales para el diagnóstico y seguimiento de tumores.
- **Virología:** determinaciones de marcadores de hepatitis B y C.
- **Farmacología y toxicología:** determinaciones de fármacos en sangre, detectando posibles sensibilizaciones del organismo ante las alergias.

Medicina nuclear terapéutica

La especialidad de medicina nuclear que emplea radiaciones ionizantes para el tratamiento de tumores malignos se conoce como **radioterapia**.

Cuando se emplean fuentes radiactivas no encapsuladas se habla de la **radioterapia metabólica**, que consiste en inyectar o hacer ingerir una dosis relativamente grande

de una sustancia radiactiva en forma líquida, para que se acumule en el órgano que se quiere tratar, donde actúa por medio de la radiación emitida sobre los tejidos en contacto con ella, produciendo los efectos deseados de destrucción de las células tumorales.



Figura 5. Fuentes radiactivas encapsuladas

Este tipo de terapia se emplea para el tratamiento de hipertiroidismo, cáncer de tiroides, metástasis óseas de tumores de próstatas y mama, pudiendo utilizarse sola o asociada a otros medios terapéuticos como la cirugía o la quimioterapia.

En el caso del cáncer de tiroides se emplea yodo-131, que por ser emisor gamma, se ingresa al paciente en unidades especiales que disponen de unidades de radioprotección y atención de personal médico especializado. Una vez que el paciente ha sido dado de alta, se efectúa de manera periódica un control dosimétrico para vigilar y verificar que, por sus bajas dosis de radiación gamma, el paciente puede convivir con su familia y el resto de la población.

Figura 6. Aparato de radioterapia



Entre las aplicaciones de la radioterapia pueden citarse las siguientes:

- **Teleterapia:** es una técnica en la que la fuente radiactiva no está en contacto directo con el tumor objeto del tratamiento. Entre las fuentes emisoras gamma utilizadas, destaca la fuente encapsulada de cobalto-60, contenida en la denominada *bomba de cobalto*, que impide la salida de la radiación excepto por un orificio que proporciona una radiación dirigida. Produce radiación de alta energía (1,2 MeV) capaz de irradiar grandes tumores de localización profunda. La teleterapia también puede administrarse con fuentes emisoras de haces electrónicos y neutrónicos.



Figura 7. Equipo de teleterapia

- **Braquiterapia:** es una técnica en la que la fuente radiactiva se encuentra en contacto directo con el tumor. Cuando las placas de material radiactivo se colocan sobre la zona tumoral se denomina *braquiterapia superficial*, si se introduce esta fuente temporalmente en el paciente, en

Figura 8. Equipo de braquiterapia



cavidades naturales, se habla de *braquiterapia intracavitaria* y suelen emplearse fuentes encapsuladas de cesio-137, y si se colocan las fuentes radiactivas en determinados tejidos se conoce como *braquiterapia intersticial*. Uno de los problemas de esta terapia, también conocida como **Curie-terapia**, es la posible exposición innecesaria del paciente y del personal sanitario a la radiación de las fuentes, por lo cual, se colocará la fuente en la posición correcta en el paciente, y el personal sanitario empleará mandos de control a distancia para preparar, transportar y manipular las fuentes radiactivas.

Radiodiagnóstico

Las técnicas de radiodiagnóstico consisten en la obtención de imágenes del organismo por medio de equipos de rayos X, que atraviesan el campo exploratorio que se desea estudiar. En la actualidad, son numerosos los avances realizados en este campo destacando las técnicas de ecografía, que emplean ultrasonidos, o la resonancia magnética nuclear que no emplea radiaciones ionizantes.

Gracias a la radiología X, pueden realizarse estudios de esqueleto, tórax, abdomen, sistema nervioso, tubo digestivo, aparato urinario, corazón, etc. La imagen radiológica se consigue al atravesar el haz de rayos X la zona a explorar y ser absorbidos los rayos X de manera distinta según los tejidos, obteniéndose un haz emergente que presenta variaciones de intensidad, visibles en una pantalla, que al revelarse da lugar a una *radiografía*.



Figura 9. Radiografía de tórax

Otra técnica de radiodiagnóstico importante es la **tomografía axial computerizada (TAC)**, que consiste en obtener en un ordenador la proyección tridimensional a partir de los cortes superpuestos del órgano a estudiar, produ-

cida por un fino haz de rayos X colimados que giran alrededor del mismo.

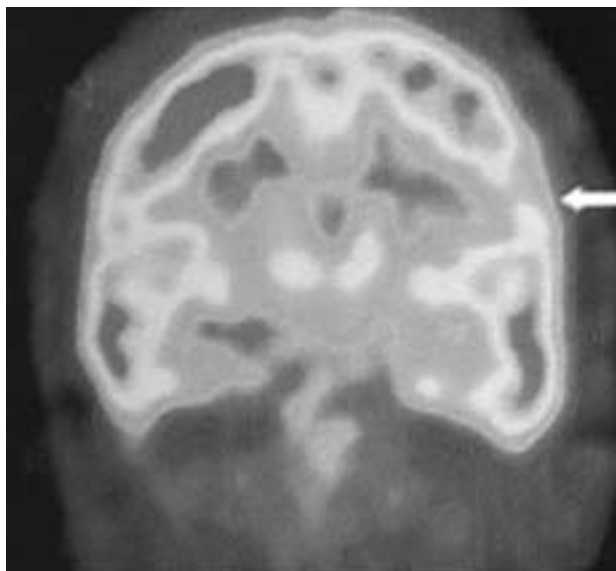


Figura 10. Imagen TAC

La **mamografía**, es la técnica radiológica empleada para la exploración de las mamas, permitiendo estudiar los tejidos blandos con mucho contraste y diagnosticar las lesiones mamarias benignas o malignas, incluso de pequeñas dimensiones.

La **radiología dental**, emplea equipos especiales como películas intraorales o pantomografías (radiografías panorámicas de la boca) que permiten mejorar el diagnóstico del estomatólogo.

Aplicaciones medioambientales

La contaminación ambiental es, en la actualidad, un problema mundial al que es preciso hacer frente de inmediato. Antes de emprender cualquier iniciativa para reducir la contaminación, es necesario conocer las cantidades exactas de las sustancias contaminantes y los lugares donde se detectan, las causas de la contaminación y la solución adecuada para evitar que ésta se extienda creando efectos indeseables.

Las actividades humanas han influido en el medio ambiente desde los orígenes de la Historia de la Humanidad, contribuyendo en gran medida, al aumento de los contaminantes, el crecimiento de la población y los desarrollos tecnológicos industriales.

En la actualidad, el mayor problema ambiental es el calentamiento global, consecuencia del denominado efecto *invernadero*. Este peligroso calentamiento es debido a

los gases liberados por la combustión del carbón y de materias orgánicas como el petróleo, la madera y la basura. La contaminación del agua superficial y de las aguas subterráneas también es un problema ambiental a tener en cuenta.

La aplicación de **técnicas isotópicas** es un procedimiento que emplea la interacción de las radiaciones ionizantes con la materia para conseguir un fin útil, de forma ventajosa sobre cualquier procedimiento convencional. Este fin útil puede ser, desde investigar el mecanismo de un proceso industrial a medir el funcionamiento de una glándula, esterilizar un producto o determinar el grado de contaminación de aguas superficiales y subterráneas.

Aplicación de técnicas isotópicas al problema del efecto invernadero

El uso de análisis isotópicos permiten calcular las emisiones de dióxido de carbono en una zona industrial. Los métodos nucleares, como la irradiación con haces electrónicos, son muy útiles para eliminar gases contaminantes, incluidos los gases nocivos como el dióxido de azufre o el óxido de nitrógeno emitidos en las centrales térmicas de carbón y fuel.

Un método innovador y sencillo para calcular las emisiones de dióxido de carbono, consiste en la observación de las plantas que crecen en una zona industrial, que captan carbono-14 radiactivo procedente de las radiaciones cósmicas en forma de dióxido de carbono, y que también incorporan el emitido por las industrias, por lo que determinando la proporción de carbono radiactivo y no radiactivo se puede determinar la emisión total de dióxido de carbono en la zona.

Aplicación de técnicas isotópicas al problema de la contaminación de aguas superficiales y subterráneas

Las técnicas isotópicas pueden ayudar a evaluar la vulnerabilidad de las aguas subterráneas a la contaminación procedente de la superficie, y permiten precisar las fuentes de contaminación superficiales (naturales, agrícolas, domésticas e industriales) descubriendo una incipiente contaminación, sirviendo de alerta temprana cuando los indicadores químicos o biológicos no muestran signos preocupantes.

Aprovechando su capacidad "esterilizante", se emplea la radiación para la eliminación de los gérmenes patógenos de aguas residuales. A nivel internacional, se ha impulsado el uso de aceleradores de haces de electrones avanzados para el tratamiento a gran escala de aguas contaminadas, dirigido fundamentalmente al tratamiento de aguas residuales y agua potable.

Aplicación de técnicas isotópicas al problema de la contaminación del suelo

El problema de la contaminación del suelo cobró importancia con posterioridad a los estudios de la contaminación del agua y del aire, ya que se descubrió que afectaba a la cadena alimentaria.

La agricultura emplea con mayor frecuencia productos químicos contaminantes que penetran en el suelo a través de los fertilizantes nitrogenados y los plaguicidas, los cuales deben probarse cuidadosamente antes de su uso, para garantizar su descomposición en productos que no generen riesgos para el hombre y el entorno natural.

La aplicación de las técnicas isotópicas permite determinar la descomposición de estos productos y su destino final.

Los métodos nucleares son los más idóneos para evaluar con exactitud la contaminación y la fuente exacta que ha provocado dicha contaminación, ya que permiten determinar la filtración de tuberías que contienen petróleo o el derrame de productos químicos transportados.

Aplicación de técnicas isotópicas a la erradicación de plagas de insectos

En algunas ocasiones, los insectos constituyen una amenaza para la salud de los animales y de los seres humanos, pudiendo llegar a destruir valiosas cosechas de cultivos alimentarios.

Tradicionalmente se empleaban los insecticidas, pero por su composición química constituían un potencial riesgo de contaminación ambiental y de existencia de residuos tóxicos en los alimentos. Además, los insectos desarrollaban mayor resistencia ante ellos, teniendo que emplear mayores cantidades.

En la actualidad, se están desarrollando nuevos métodos de lucha contra los insectos, que no suponen un riesgo para el medio ambiente. Se pueden destacar los siguientes:

- **Técnica de insectos estériles (TIE):** consiste en la producción de grandes cantidades de insectos en plantas de cría, los cuales se esterilizan con radiación gamma, procedente de fuentes radiactivas de cobalto-60 y cesio-137, para ser liberados en las zonas afectadas por la plaga. Cuando los insectos estériles se acoplan con los insectos silvestres no se producen crías, disminuyendo así la población de los insectos de la plaga. La TIE es específica de cada especie, por lo que no pueden tener un impacto adverso para otras especies tanto de insectos como de otros animales o plantas. Esta técnica es útil no sólo para erradicar las plagas, sino también para controlar las zonas agrícolas libres de plagas. Entre las aplicaciones de la TIE están la erradicación de

plagas del gusano barrenador del Nuevo Mundo, la mosca Mediterránea de la fruta, la mosca Tsé-Tsé, transmisora de enfermedades en el hombre y los animales, especialmente en el continente africano y el mosquito transmisor de la Malaria.

- **Manipulación genética para la selección de insectos macho:** la liberación de insectos únicamente machos permite erradicar las plagas de moscas reforzando la técnica TIE. Para manipular genéticamente las moscas, de manera que sólo se liberen machos, mediante radiaciones ionizantes se alteran los cromosomas. Si se producen únicamente insectos machos, las plantas de cría de insectos estériles verán incrementado su rendimiento.
- **Esterilidad heredada:** esta técnica se emplea fundamentalmente para erradicar plagas de polillas. Se ha comprobado que irradiando con bajas dosis a una población de polillas, sus descendientes resultan estériles, pudiendo controlar así esta familia de insectos. Para esta técnica, las fuentes empleadas son emisoras gamma (cobalto-60).

Aplicación de técnicas isotópicas a la hidrología

La escasez y degradación del agua son causas de preocupación en todo el mundo. Si no se optimizan los recursos hídricos podría producirse una reducción del crecimiento económico y surgir ciertos riesgos para la salud humana y el medio ambiente.

La hidrología isotópica permite conocer el comportamiento del agua y ayuda a establecer las bases para un uso racional de este recurso. Los principales usos de los radioisótopos son la datación, para conocer la edad y el tiempo de tránsito de las aguas, y como trazadores para determinar el origen, la velocidad de flujo, las fuentes de contaminación y los procesos de degradación. Entre los isótopos radiactivos empleados destacan el tritio, el carbono-14, el oxígeno-18 y el cloro-36.

La aplicación de las técnicas isotópicas en hidrología permite obtener información sobre las **aguas subterráneas**, en lo que se refiere a su origen, edad, distribución, calidad del agua y posibles interconexiones con acuíferos, y sobre las **aguas superficiales**, en lo que se refiere al transporte de sedimentos suspendidos en el fondo, las posibles filtraciones de las represas y descargas de los ríos, la tasa de sedimentación y la filtración a los conductos subterráneos.

Otras aplicaciones destacables de las técnicas isotópicas son las siguientes:

- **Desalinización nuclear:** se emplean las técnicas nucleares para la desalinización del agua del mar para producir agua dulce, sin perturbar el medio ambiente, como ocurre en las plantas que emplean vapor y electricidad procedentes de combustibles fósiles, y ya que además

soportan los altos consumos energéticos que estos procesos suponen.

- **Nuevos isótopos útiles en hidrología:** se emplean isótopos del boro, para tratar la contaminación de aguas subterráneas, los isótopos del cloruro, para determinar el origen de la salinidad, la edad del agua y el tamaño de un embalse, y el kriptón-85 y el helio-3 para perfeccionar los métodos de medida de isótopos que ayuden a precisar la edad del agua.

Aplicaciones agroalimentarias: irradiación de alimentos

La **irradiación de los alimentos** es el tratamiento de los alimentos mediante una determinada cantidad de energía. El proceso consiste en la exposición de los alimentos, bien sea envasados o a granel, a una cantidad minuciosamente calculada de radiación ionizante durante un tiempo determinado.

Esta irradiación puede impedir la división de las células de las células vivas, y también puede retardar la maduración de determinadas especies de frutas y legumbres.

La irradiación de alimentos es un método eficaz para garantizar la seguridad microbiológica de los alimentos, especialmente aquellos de origen animal. Los productos avícolas crudos y congelados casi siempre están contaminados con microorganismos patógenos como la *Salmonella*, de modo que la irradiación es un método eficaz para garantizar la calidad higiénica de estos productos.

Las autoridades de más de 37 países han autorizado la irradiación de unos 40 tipos de alimentos, entre los que se encuentran las especias, los derivados avícolas, las frutas y las legumbres.

El interés despertado por esta técnica radica en la cada vez más creciente pérdida de alimentos, como consecuencia de plagas, contaminación y descomposición de los mismos, pudiendo provocar enfermedades en el hombre. Este proceso de irradiación puede favorecer la reducción de las pérdidas de alimentos y disminuir la dependencia de plaguicidas químicos.

Las dosis relativamente bajas a que se someten los alimentos favorecen la destrucción de determinadas bacterias causantes de las enfermedades.

El **tipo de radiación** empleada en el tratamiento de materiales se limita a emisiones gamma de alta energía (cobalto-60 y cesio-137), rayos X y electrones acelerados, destacando el cobalto-60 como fuente encapsulada.

El alimento sometido a la radiación ionizante no está en contacto directo con la fuente radiactiva encapsulada, siendo la dosis recibida 200.000 veces menor que el nivel de radiactividad natural existente en los alimentos.

Los cambios químicos producidos en los alimentos irradiados no son nocivos para los alimentos. Además, los radicales libres formados durante la irradiación no afectan a la inocuidad de los alimentos irradiados, ya que desaparecen en presencia de líquidos, tales como la saliva de la boca. Por lo tanto, su ingestión no produce efectos tóxicos.



Figura 11. Comparación de la conservación durante 4 meses de alimentos irradiados (izquierda) y no irradiados (derecha)

En cuanto al valor nutritivo de los alimentos, tampoco se ve mermado por la irradiación, habiéndose demostrado que las proteínas, los hidratos de carbono y las grasas son estables cuando se exponen a dosis máximas de radiación de 10 kGy.

La variación del valor nutritivo causada por la irradiación depende de factores tales como la dosis de radiación a la que se ha expuesto el alimento, el tipo de alimento, el envasado y las condiciones de tratamiento (temperatura, tiempo de irradiación y almacenamiento).

Entre los estudios que se han realizado en la irradiación de alimentos, destacan los llevados a cabo por el *Instituto Nacional de Nutrición* (NIN) en 1981, en los que se demuestra que no existe ninguna relación entre las mutaciones aparecidas en algunos países y la irradiación de alimentos.

Además, debe señalarse que la irradiación no es el único método de eliminación de microorganismos que señalan la descomposición. La termopasteurización, los tratamientos químicos y algunos métodos de envasado tienen el mismo efecto.

Tanto en estos últimos métodos mencionados, como en la irradiación, los alimentos que van a ser tratados, deben ser de buena calidad y ser manipulados y preparados con el fin de garantizar su inocuidad. Ningún alimento en estado de descomposición puede volver a su estado normal a través de la irradiación.

No existe ningún riesgo en el uso de materiales de envasado para los alimentos que se irradian, dada la estabilidad del material tras la irradiación, su resistencia mecánica y permeabilidad al agua y los gases.

Por otro lado, las películas de plástico laminado recubiertas con aluminio son normalmente radioesterilizadas, empleándose posteriormente para productos herméticamente sellados, como los jugos de fruta y los vinos.

En cuanto a la seguridad de las instalaciones de tratamiento por irradiación, puede decirse que tienen un buen historial, empleando medidas y controles para la prevención de accidentes. Los productos se tratan dentro de una cámara central de paredes gruesas de hormigón y puertas con los blindajes adecuados para impedir la liberación de la radiación. Además, no se producen desechos radiactivos.

En la actualidad, las instalaciones de irradiación se utilizan también para la esterilización de artículos médicos y productos farmacéuticos desechables, así como para el tratamiento de otros productos no alimenticios.

En cuanto a la *situación en España*, debe mencionarse que la legislación española fue una de las primeras en autorizar la irradiación de cebollas y patatas (BOE 21/11/69 y 10/9/65) pero no se llevó nunca a la práctica comercial de esta autorización.

La **Directiva de la CE 1999/2** de 22 de febrero de 1999 que daba como fecha límite para introducir la tecnología de irradiación el 20 de septiembre de 2000, no se ha traspuesto hasta el 5 de abril de 2001, en el BOE nº 82 (Real Decreto 348/2001).

Aunque aún no se ha irradiado ningún tipo de alimento, existen dos plantas de irradiación capacitadas para llevar a cabo este proceso, a la espera de tener la autorización oportuna.

La primera, **ARAGOGAMMA**, se encuentra en operación desde 1970 en Barcelona, irradiando fundamentalmente material quirúrgico con emisiones gamma, medicinas y hierbas medicinales.

La segunda, **IONMED**, se puso en marcha en Tarancón, en la provincia de Cuenca, en 1998. Emplea un moderno acelerador de electrones y esteriliza con radiación beta. Esta esterilizando material quirúrgico y validando procesos para tratar corchos, cables para instalaciones sanitarias, especias, etc.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para más información sobre *Aplicaciones No Energéticas de la Tecnología Nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La comestibilidad de los alimentos irradiados". Informe del Comité Mixto FAO/OIEA/OMS. Serie de Informes Técnicos 659. Organización Mundial de la Salud (OMS). Ginebra, 1981.
- "Safety Factors Influencing the Acceptance of Food Irradiation Technology". OIEA TECDOC-490. Viena, 1988.
- "Radiación: Dosis, efectos y riesgos". CSN. Madrid, 1989.
- "Safety of Irradiated foods". Diehl, J. F. y Dekker, M. Nueva York, 1990.
- "Codes of Good Irradiation Practice for Treatment of Various Food Commodities". Grupo Consultivo sobre Irradiación de Alimentos. 1990.
- "Los isótopos en la vida cotidiana". OIEA. Viena, 1991.
- "La irradiación de alimentos: hechos y realidades". OIEA. Viena, 1992.
- "Las radiaciones nucleares en la vida diaria". CSN. Madrid, 1999.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- "Aplicaciones no energéticas de la tecnología nuclear". Seminario para Profesionales de la Enseñanza. Nivel IV. FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization Economic for Cooperation and Development): <http://www.nea.fr/>
- AIEA (Agencia Internacional de Energía Atómica): <http://www.iaea.org/>

2.4.

ORIGEN Y CLASIFICACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS. ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD. RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD Y COMBUSTIBLE GASTADO

2.4.1. ORIGEN Y CLASIFICACIÓN DE RESIDUOS RADIATIVOS

Se considera **residuo radiactivo** 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.

Se clasifican en dos tipos:

- **RESIDUOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD (RBMA):** aquellos que contienen isótopos emisores beta y/o gamma cuyo período de semidesintegración es inferior o igual a 30 años y no desprenden calor. Se incluyen dentro de este grupo las herramientas y diversos materiales empleados en determinadas zonas de las centrales nucleares, las jeringuillas, guantes y material médico diverso en las unidades de Medicina Nuclear y Radioterapia en los hospitales, las fuentes radiactivas empleadas en la industria, y los restos biológicos contaminados procedentes de los ensayos en los laboratorios de investigación.
- **RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD (RAA):** aquellos que contienen isótopos emisores alfa cuyo período de semidesintegración es superior a 30 años y pueden desprender calor. Son generados en las centrales nucleares y están constituidos por el combustible gastado o por los subproductos vitrificados que se generan cuando se reprocesa el combustible.



Figura 1. Carga de Residuos de Baja y Media Actividad

Origen de los residuos radiactivos

Todas las actividades industriales, y concretamente las de producción de energía eléctrica, generan siempre residuos. Estos pueden ser más o menos cuantiosos o nocivos, y pueden aparecer en las distintas fases de los procesos de construcción y de producción debido a la continuada manipulación de materiales.

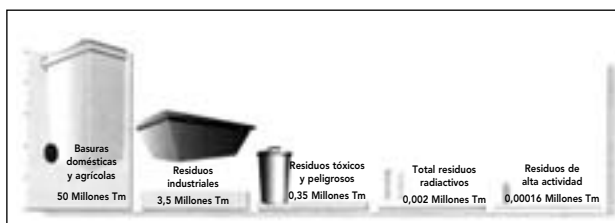
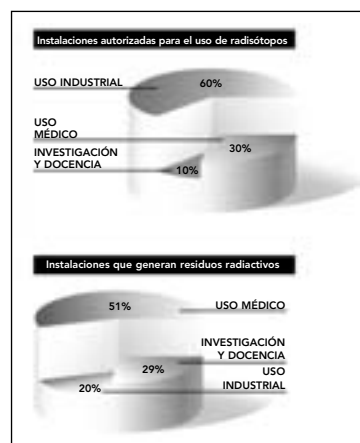


Figura 2. Comparación de la generación de diferentes tipos de residuos en España (Fuente: ENRESA)

Las principales aplicaciones que producen residuos radiactivos se dividen en **energéticas** –el grupo más importante donde los residuos son generados en las distintas etapas del

combustible nuclear y en el desmantelamiento de las centrales nucleares y que representan alrededor del 95% de la producción total– y en **no energéticas** –derivadas de los usos de los isótopos radiactivos en la investigación, en la medicina y en la industria, denominadas “pequeños productores”.

Figura 3. Porcentajes de instalaciones autorizadas para el uso de radioisótopos y de residuos según su origen



Así pues, las actividades que generan residuos radiactivos se pueden clasificar en las siguientes:

- **Producción de electricidad de origen nuclear:** se incluyen los residuos generados en todo el ciclo del combustible nuclear, desde la minería (estériles de minería), fabricación de elementos de combustible y todas aquellas actividades asociadas a su uso en los reactores nucleares (efluentes líquidos, herramientas, ropa de trabajo, etc.) hasta aquellos generados durante la gestión del combustible gastado.
- **Aplicaciones de radioisótopos en medicina, industria e investigación:** se incluyen los residuos generados en radiodiagnóstico, en las unidades de radioterapia y medicina nuclear de los hospitales (residuos líquidos radiactivos, jeringuillas, guantes, etc.) las fuentes radiactivas (fuentes encapsuladas para gammagrafía) en la industria y los restos biológicos contaminados procedentes de ensayos de laboratorios.
- **Clausura de instalaciones nucleares¹ y radiactivas²:** incluyen principalmente los residuos generados por el desmantelamiento y clausura de las instalaciones de generación de electricidad (componentes externos al blindaje biológico, vasija del reactor, hormigón contaminado, filtros, etc. y el propio combustible gastado almacenado en la piscina de combustible y en el reactor).

Clasificación de residuos radiactivos

En España, desde el punto de vista de su gestión, los residuos radiactivos se clasifican en:

- **Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA):** tienen un origen diverso. Básicamente, se producen en las centrales nucleares, en hospitales, en centros de investigación y en instalaciones industriales que emplean fuentes radiactivas. Tienen baja actividad específica y no generan calor, y contienen radionucleidos emisores beta-gamma con períodos de semidesintegración inferiores a 30 años. Este tipo de residuos incluye líquidos inmovilizados en cemento, herramientas y materiales de operación utilizados en determinadas zonas de las centrales nucleares; jeringuillas, guantes y material médico diverso empleado en las unidades de medicina nuclear y radioterapia en hospitales, y otros materiales residuales contaminados procedentes de ensayos en laboratorios de investigación.
- **Residuos de Alta Actividad (RAA):** en España, los residuos de alta actividad están constituidos fundamen-

talmente por el combustible gastado de las centrales nucleares. Se trata de residuos en estado sólido y se almacenan inicialmente en las piscinas dispuestas a tal efecto dentro de las propias centrales, ya que el agua facilita su manejo y proporciona el blindaje y la refrigeración necesarias para que no afecten a personas y al medio ambiente. Generalmente desprenden calor y contienen radionucleidos de alta actividad con un período de semidesintegración superior a 30 años.

Dado que no todos los países emplean la misma clasificación, la **Comisión Europea** ha recomendado unificar criterios, para lo cual propone la siguiente clasificación, en vigor desde el 1 de enero de 2002:

- **Residuos radiactivos de transición:** residuos, principalmente de origen médico, que se desintegran durante el período de almacenamiento temporal, pudiendo a continuación gestionarse como residuos no radiactivos, siempre que se respeten unos valores de desclasificación.
- **Residuos de baja y media actividad:** su concentración en radionucleidos es tal que la generación de energía térmica durante su evacuación es suficientemente baja. A su vez se clasifican en *residuos de vida corta* –que contienen nucleidos cuya vida media es inferior o igual a 30 años, con una concentración limitada de radionucleidos alfa de vida larga– y en *residuos de vida larga* –con radionucleidos y emisores alfa de vida larga cuya concentración es superior a los límites aplicables a los residuos de vida corta.
- **Residuos de alta actividad:** Residuos con una concentración de radionucleidos tal que debe tenerse en cuenta la generación térmica durante su almacenamiento y evacuación. Este tipo de residuos se obtiene principalmente del tratamiento y acondicionamiento del combustible gastado.

En España, el **tratamiento de los residuos radiactivos** se efectúa de acuerdo con el *Plan General de Residuos Radiactivos*, que aprueba el Gobierno y pone en práctica la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos (ENRESA), creada en 1984. En la actualidad, está en vigencia el **V Plan General de Residuos Radiactivos**, en el que se incluye una revisión de todas las actuaciones necesarias y soluciones técnicas aplicables durante un intervalo temporal de actividad de los residuos radiactivos, comprendiendo el estudio económico-financiero actualizado del coste de dichas actuaciones.

ENRESA tiene como misión la gestión adecuada de los residuos radiactivos producidos en España, consiguiendo

¹ **CLASIFICACIÓN INSTALACIONES NUCLEARES:** a) Centrales nucleares; b) Reactores nucleares; c) Fábricas que empleen combustible nuclear para producir sustancias nucleares; d) Instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares.

² **CLASIFICACIÓN DE INSTALACIONES RADIATIVAS:** a) Fábricas de producción de uranio, torio y compuestos; fábricas de producción de elementos combustibles de uranio natural; instalaciones industriales de irradiación. b) Instalaciones donde se manipulan o almacenan nucleidos radiactivos; instalaciones de rayos X; aceleradores de partículas e instalaciones donde se utilicen fuentes de neutrones. c) Instalaciones donde se manipulan o almacenan nucleidos radiactivos de actividad menor que en la categoría anterior.

un almacenamiento seguro y a largo plazo de los mismos. Los costes de las actividades derivadas de la gestión de residuos deben ser financiados por los generadores de dichos residuos, y tienen que cubrir los gastos ocasionados por todas las etapas de la gestión, aunque éstas se realicen después de haber terminado la vida útil de las centrales nucleares o de cualquier otra instalación generadora.

En el sector nucleoelectrico, esta financiación se hace a través de una cuota porcentual (0,8% aprox.) sobre la recaudación por venta de toda la energía eléctrica consumida en el país.

En el caso de las instalaciones radiactivas ("pequeños productores"), se establece una tarifa por la prestación del servicio, que debe ser abonada en el momento de la recogida de los residuos. El importe actualizado de las cantidades recaudadas, incluyendo los intereses generados, garantiza el pago de los gastos de la gestión, que alcanzarán su máximo cuando se lleve a cabo el tratamiento definitivo de los residuos de alta actividad.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre el *Origen y Clasificación de los Residuos Radiactivos* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- “El transporte de los materiales radiactivos”. CSN. Madrid, 1992.
- “Vigilancia y Control de los Residuos Radiactivos”. CSN. Madrid, 1993.
- “Desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares”. CSN. Madrid, 1993.
- “Objetivos alcanzados y proyectos de futuro”. Madrid, 1997.
- “Plan de I+D 1999-2003”. Madrid, 1999.
- “El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad”. Madrid, 1999.
- “V Plan General de Residuos Radiactivos”. Madrid, 1999.
- “Origen y gestión de residuos radiactivos”. Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- “Sistema de gestión medioambiental del centro de almacenamiento de El Cabril”. Madrid, 2000.
- “Restauración de antiguas minas de Uranio”. Madrid, 2000.
- “Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del centro de almacenamiento El Cabril”. Madrid, 2000.
- “Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I – Memoria de actividades 1998-1999”. Madrid, 2000.
- “Plan de Investigación y Desarrollo Tecnológico para la gestión de residuos radiactivos (1999-2003)”. Madrid, 2000.
- “El transporte de residuos de baja y media actividad”. Madrid, 2000.
- “Fábrica de Uranio de Andujar”. Madrid, 2000.
- “FEBEX: Experimento a escala real para un almacenamiento de residuos de alta actividad”. Madrid, 2001.
- “Memoria de actividades 2000: Desmantelamiento de Vandellós I”. Madrid, 2001.
- “Tecnología al servicio del medio ambiente”. Madrid, 2001.
- “Cooperación internacional”. Madrid, 2001.

Además se pueden consultar las **direcciones electrónicas**:

- ENRESA (Empresa Nacional de Residuos, S. A.): <http://www.enresa.es/>
- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>

2.4.2. GESTIÓN, TRANSPORTE Y ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIATIVOS DE BAJA Y MEDIA ACTIVIDAD

Se entiende por **gestión de residuos** como el conjunto de actividades que conducen a su reutilización, su desaparición o su neutralización y evacuación a lugares adecuados, garantizando la seguridad a largo plazo.

El **almacenamiento** de los residuos de baja y media actividad está basado en la interposición de barreras naturales y artificiales entre dichos residuos y el medio ambiente, de modo que estén perfectamente aislados durante el tiempo necesario hasta que su radiactividad decaiga a niveles inofensivos. Para almacenar los residuos radiactivos de baja y media actividad generados en España, ENRESA dispone del Centro de Almacenamiento de El Cabril, en la provincia de Córdoba, en funcionamiento desde 1992, y con capacidad de llenado hasta 2020.

El **transporte** de las sustancias radiactivas se realiza según las recomendaciones establecidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA). La legislación europea vigente para esta actividad es el *Acuerdo Europeo para el Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera*.



Figura 1. Celdas de almacenamiento de El Cabril

Gestión de residuos radiactivos

La gestión de residuos radiactivos engloba todas las tareas administrativas y técnicas necesarias para la manipulación, tratamiento, acondicionamiento, transporte y almacenamiento de los residuos radiactivos, teniendo en cuenta tanto los factores económicos como los de seguridad.

Aislamiento de residuos

El aislamiento de residuos se realiza mediante la interposición de barreras naturales y artificiales entre los residuos y el ser humano, de forma que impidan el escape de radionucleidos al medio ambiente. El objetivo es suprimir todas las vías de escape al medio ambiente, impidiendo o retardando la migración de los radionucleidos a través del agua subterránea hacia la superficie.

Las **barreras naturales** están constituidas por formaciones geológicas diversas, y las **barreras artificiales** están compuestas por matrices de inmovilización, paredes de hormigón y arcillas especiales.

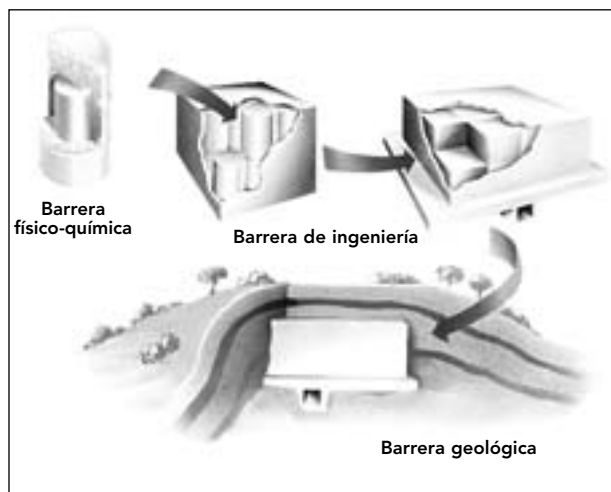
Las cuatro barreras empleadas son las siguientes:

- **Barrera química:** inmoviliza el residuo en una matriz sólida, estable y duradera, que sea químicamente inerte. Esta operación se conoce como **acondicionamiento**. Los materiales más empleados para la matriz son: cemento, asfalto y polímeros.
- **Barrera física:** es el contenedor donde están confinados los residuos inmovilizados evitando así su contacto con el exterior y su posible dispersión. Los contenedores

son bidones metálicos, resistentes a la corrosión y con una elevada conductividad calorífica que permita la evacuación del calor residual.

- **Barrera de ingeniería:** constituida por las estructuras, blindajes y sistemas de almacenamiento.
- **Barrera geológica:** está constituida por la formación geológica de la corteza terrestre donde se almacenan los residuos. Debe ser estable e impermeable, deteniendo así el escape de los radionucleidos al medio ambiente en el caso de que superasen las tres barreras anteriores.

Figura 2. Barreras de aislamiento de los residuos radiactivos



Acondicionamiento de residuos radiactivos

El acondicionamiento de residuos está constituido por una serie de procesos que van desde la producción de los residuos, hasta que son embidonados, después de su tratamiento e inmovilización.

Un residuo de baja y media actividad puede fraccionarse en dos partes, una *descontaminada*, que contiene casi todo el volumen total del residuo original y posee una baja actividad, y una *concentrada* de pequeño volumen y con actividad próxima a la del residuo original, que se transforma en un producto sólido, en el caso de residuos líquidos, o en un sólido compacto en el caso de residuos sólidos.



Figura 3. Residuos de baja y media actividad embidonados

El acondicionamiento consta de tres fases:

1. Pretratamiento: donde se clasifican los residuos (según actividad, período de semidesintegración y composición química), se trocean, se descontaminan y se almacenan para decaimiento y transporte.
2. Tratamiento principal: donde se reduce el volumen del residuo y se concentra la actividad en dicho volumen reducido, optimizando así la capacidad de almacenamiento de las instalaciones. En los residuos líquidos, se separa el radionucleido de la solución donde están disueltos mediante precipitación química, centrifugación, filtración, evaporación e intercambio iónico, y posteriormente se concentra. Los residuos sólidos suelen ser compactados, obteniéndose unas pequeñas "pastillas" con la suficiente resistencia como para evitar su expansión, que se introducirán en un contenedor de mayor tamaño y se inmovilizarán con cemento.

Los residuos sólidos orgánicos y biológicos, y los líquidos combustibles se incinerarán, inmovilizando también con cemento sus cenizas.

3. Inmovilización y envasado: se inmovilizan todos los componentes del residuo mediante procesos de solidificación (con cemento), de modo que el producto sólido obtenido sea químicamente inerte, resistente al fuego, estable frente a radiaciones, insoluble al agua y conductor del calor residual. El producto sólido y su contenedor se denominan *bulto*, y garantizan la inmovilidad de los radionucleidos.

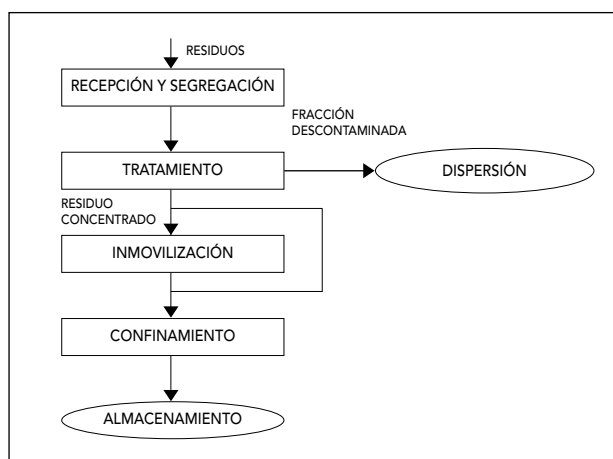


Figura 4. Etapas del acondicionamiento de residuos radiactivos

Transporte de residuos radiactivos

El transporte de las sustancias radiactivas se realiza según las recomendaciones establecidas por el Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA), recogidas en la legislación vigente a través del *Acuerdo Europeo de Transporte de Mercancías Peligrosas por Carretera*.

El conjunto de medidas establecidas tiene el objetivo de minimizar la probabilidad de que ocurra un accidente y en el caso de que suceda, mitigar sus efectos, evitando la dispersión del material radiactivo y su posible asimilación por parte de personas que se encuentren cerca.

Además, serán avisadas las autoridades implicadas en los planes de contingencia en vigor, como son el Consejo de Seguridad Nuclear, la Guardia Civil y la Dirección General de Protección Civil, previa restricción del acceso a la zona afectada.

Durante el transporte, se debe asegurar la contención del material radiactivo para evitar contaminar a las personas y al medio ambiente, controlando además el nivel de radiación externa y proporcionando señales de advertencia sobre el contenido del bulto. De acuerdo con la situación geográfica de los productores de residuos y las caracte-

rísticas de los residuos a retirar, se elabora un programa en el que se establecen las fechas, horas y rutas de la retirada. Estos datos son comunicados con antelación suficiente al Consejo de Seguridad Nuclear, a la Guardia Civil y a la Dirección General de Protección Civil.

Para el transporte de residuos cuyo origen son las instalaciones nucleares, se emplean vehículos articulados de 40 toneladas de Peso Máximo Autorizado. Para residuos procedentes de hospitales, laboratorios y centros de investigación, se emplean vehículos de menor tamaño.

En función de su actividad, de su forma física, de su contenido radiactivo y del tipo de embalaje, se distinguen cinco tipos de *bultos*:

- **Bultos exceptuados:** aquellos que contienen cantidades de material radiactivo lo suficientemente pequeñas como para estar exentas de la mayoría de los requisitos de diseño y uso. Sin embargo, deben ir correctamente etiquetados para identificar su contenido radiactivo como en los otros tipos de bultos.
- **Bultos industriales:** se emplean para transportar materiales de baja actividad o contaminados superficialmente.
- **Bultos de tipo A:** están diseñados para transportar de forma segura cantidades relativamente pequeñas de materiales radiactivos y/o fuentes radiactivas poco intensas. En este tipo, se limitan las cantidades máximas de radionucleidos que pueden transportarse en dichos bultos, para que en caso de liberación de radionucleidos, los riesgos de contaminación o radiación externa sean bajos.
- **Bultos tipo B:** se emplean para transportar cantidades mayores de material radiactivo, como radioisótopos, combustible gastado, residuos vitrificados y materiales similares de alta actividad. Están diseñados para resistir los efectos de accidentes graves.

En cuanto al etiquetado de los bultos, se distinguen tres categorías:

- **Categoría I-Blanca:** para bultos en los que la intensidad máxima de la radiación en la superficie es de 0,005 mSv/h.
- **Categoría II-Amarilla:** para bultos en los que la intensidad máxima de la radiación en la superficie está comprendida entre 0,005 y 0,5 mSv/h.
- **Categoría III-Amarilla:** para aquellos en los que la intensidad máxima oscila entre 0,5 y 2 mSv/h.

Almacenamiento de los residuos de baja y media actividad

El almacenamiento de residuos radiactivos de baja y media actividad es llevado a cabo en España en las instalaciones de **El Cabril**, en el término municipal de Hornachuelos, en Córdoba, en funcionamiento desde 1992. La mayoría de los residuos son trapos de limpieza, filtros e impurezas de circuitos, resinas de intercambio iónico, piezas de instalaciones, etc., procedentes de las centrales nucleares, así como guantes, jeringuillas, envases, agujas, residuos biológicos, etc., generados en los hospitales e industrias. El emplazamiento cuenta con 1.200 hectáreas en total, de las cuales 20 están destinadas a la instalación

La instalación está integrada por los siguientes edificios y estructuras:

- **Edificio de Acondicionamiento de Residuos de Baja y Media Actividad:** donde se realizan las tareas de compactación, incineración, etc.
- **Estructuras de Almacenamiento de los RBMA:** celdas alineadas en dos explanadas y en doble fila donde se colocarán los residuos debidamente acondicionados.
- **Laboratorio de Verificación de la Calidad:** donde se realizan los procesos de caracterización, ensayos de verificación y control de las características de los bultos radiactivos recibidos o acondicionados en la instalación, y se desarrollan actividades de investigación.
- **Edificios de Servicios y Control:** constituidos por el Edificio de Recepción Transitoria, Servicios Técnicos, Seguridad Industrial, Servicios Generales, Taller de Mantenimiento, Edificio de Fabricación de los contenedores de hormigón y Administración.

Los residuos a almacenar llegan en bidones de 220 litros transportados por camiones habilitados para este tipo de transporte y son descargados en el Edificio de Recepción Transitoria previo al Edificio de Acondicionamiento, donde son identificados y clasificados en varias categorías. Posteriormente, son introducidos en los contenedores, en los que una vez colocada la tapa es inyectado mortero para inmovilizar su contenido.

Figura 5. Transporte de residuos de baja y media actividad



Como último paso del proceso, estos contenedores de 24 toneladas de peso se sitúan dentro de las 28 celdas de almacenamiento con capacidad, cada una de ellas, para 320 contenedores. Una vez llena cada celda, se cierra con una placa de hormigón que es posteriormente impermeabilizada.

Estas celdas de almacenamiento están dispuestas en dos plataformas de 12 y 16 unidades respectivamente. Una vez completadas serán recubiertas con capas alternativas de materiales drenantes e impermeables que evitarán que posibles infiltraciones de agua de lluvia entren en contacto con los residuos, recuperando la topografía inicial. La red de control de infiltraciones dispone de puntos de toma de muestras para la medida de la radiactividad, así como de un depósito de recogida de aguas donde se concentran todas las tuberías de las celdas de almacenamiento para ser controladas y tratadas si se encontrase algún indicio de contaminación. En la actualidad, hay 14 celdas cerradas de las 16 celdas que constituyen la plataforma norte y están vacías las 12 celdas de la plataforma sur. La velocidad de llenado de las celdas se estima en 1 celda cada año y medio. El Cabril tiene capacidad para almacenar unos 50.000 metros cúbicos, volumen que se estima será alcanzado hacia el año 2020.



Figura 6. Vista del Centro de Almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad El Cabril

Para garantizar el mínimo impacto medioambiental, se lleva a cabo un **Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)**, consistente en la toma periódica de muestras y medidas de radiactividad en el aire, las aguas, las plantas y otros seres vivos del entorno, debiéndose mantener los valores medidos por debajo de los indicados por la reglamentación vigente.

Estrategias y sistemas internacionales de almacenamiento de residuos de baja y media actividad

Durante algunos años, el almacenamiento de residuos de baja actividad se realizaba mediante vertidos al mar, prác-

tica en moratoria desde 1983 y totalmente prohibida desde 1993.

La solución válida en la actualidad es el almacenamiento definitivo en tierra firme, donde existen dos opciones:

- En *superficie con barreras de ingeniería*, como en El Cabril en España, con capacidad de 50.000 metros cúbicos o L'Aube en Francia, con capacidad de 1.000.000 metros cúbicos. El fin de este tipo de almacenamiento es impedir que el agua, superficial o subterránea entre en contacto con los bidones. Tanto durante la fase de almacenamiento como posteriormente es necesaria la vigilancia de la instalación.

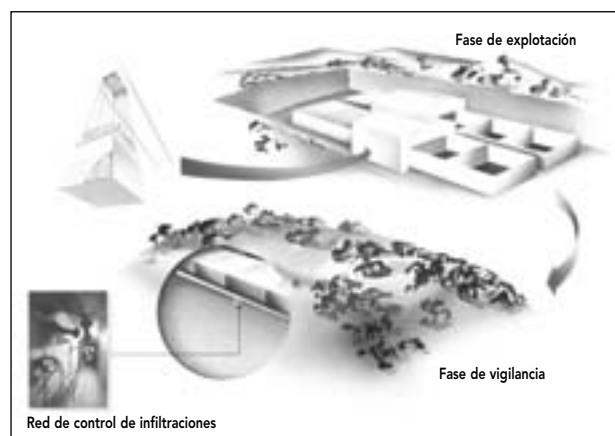


Figura 7. Fases de Explotación y de Vigilancia de El Cabril

- El *almacenamiento subterráneo* a baja o media profundidad, como en el centro SFR de Suecia y las minas de Asse en Alemania. Se aprovechan minas o galerías subterráneas artificiales. Cuando la galería de almacenamiento está llena, los túneles de entrada se sellan con bentonita y cuando se completa todo el almacenamiento se sellan hasta la superficie para evitar la posibilidad de acceso. El almacenamiento sellado no necesita vigilancia alguna.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

PAÍS	TECNOLOGÍA	ALMACENAMIENTO RBMA Y CAPACIDAD (m³)	AÑO INICIO DE OPERACIÓN
ALEMANIA	SUBTERRÁNEO (SAL – 500 m)	MORSLEBEN (54.500)	1981 (clausurada)
	SUBTERRÁNEO (HIERRO- 1.000 m)	KONRAD (650.000)	En licenciamiento
ESPAÑA	SUPERFICIAL CON BARRERAS DE INGENIERÍA	EL CABRIL (50.000)	1992
ESTADOS UNIDOS	SUPERFICIAL	BARNWELL (700.000)	1971
	SUPERFICIAL	RICHLAND (360.000)	1965
	SUPERFICIAL	BEATTY (130.000)	1962 (clausurada)
FINLANDIA	SUBTERRÁNEO (GRANITO-100 m)	OLKILUTO (8.500)	1992
	SUBTERRÁNEO (GRANITO-110 m)	LOVIISA (7.800)	1995
FRANCIA	SUPERFICIAL	LA MANCHE (518.000)	1969 (clausurada)
	SUPERFICIAL CON BARRERAS DE INGENIERÍA	L'AUBE (1.000.000)	1992
JAPÓN	SUPERFICIAL CON BARRERAS DE INGENIERÍA	ROKKASHO-MURA (40.000) (Ampliable a 600.000)	1992
REINO UNIDO	TRINCHERAS	DRIGG (800.000)	1959
	SUPERFICIAL CON BARRERAS DE INGENIERÍA	DRIGG (800.000)	1988
SUECIA	SUBTERRÁNEO (GRANITO-50 m)	SFR (90.000)	1988

Tabla 1. Principales instalaciones mundiales de almacenamiento de residuos de baja y media actividad

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la Gestión, Transporte y Almacenamiento de los Residuos Radiactivos de Baja y Media Actividad pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "El transporte de los materiales radiactivos". CSN. Madrid, 1992.
- "Vigilancia y Control de los Residuos Radiactivos". CSN. Madrid, 1993.
- "Desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares". CSN. Madrid, 1993.
- "Objetivos alcanzados y proyectos de futuro". Madrid, 1997.
- "Plan de I+D 1999-2003". Madrid, 1999.
- "El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad". Madrid, 1999.
- "V Plan General de Residuos Radiactivos". Madrid, 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "Sistema de gestión medioambiental del centro de almacenamiento de El Cabril". Madrid, 2000.
- "Restauración de antiguas minas de Uranio". Madrid, 2000.

- "Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del centro de almacenamiento El Cabril". Madrid, 2000.
- "Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I – Memoria de actividades 1998-1999". Madrid, 2000.
- "Plan de Investigación y Desarrollo Tecnológico para la gestión de residuos radiactivos (1999-2003)". Madrid, 2000.
- "El transporte de residuos de baja y media actividad". Madrid, 2000.
- "Fábrica de Uranio de Andújar". Madrid, 2000.
- "FEBEX: Experimento a escala real para un almacenamiento de residuos de alta actividad". Madrid, 2001.
- "Tecnología al servicio del medio ambiente". Madrid, 2001.

Además, pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- ENRESA (Empresa Nacional de Residuos): <http://www.enresa.es/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- AENOR (Asociación Española de Normalización y Certificación): <http://www.aenor.es/>

2.4.3. GESTIÓN Y ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS DE ALTA ACTIVIDAD. TÉCNICAS DE REPROCESO

Los **residuos de alta actividad** son aquellos que tienen una elevada actividad específica en emisores de vida corta, que contienen radionucleidos emisores alfa de vida larga en elevadas concentraciones y en algunos casos, generan calor. Su período de semidesintegración es superior a 30 años, lo cual requiere actividades especiales de manejo, transporte, acondicionamiento y almacenamiento.

El **combustible gastado**, en el momento en que se descarga del reactor nuclear, puede contener una elevada actividad y emitir gran cantidad de calor.

Las técnicas utilizadas para el **almacenamiento temporal** de combustible gastado se dividen en dos:

- Almacenamiento **en piscinas de enfriamiento**: donde se introducen los elementos de combustible gastado, permitiendo así la disipación de su calor residual.
- Almacenamiento **en seco**: tiene lugar tras un período de enfriamiento en piscinas y emplea un gas como refrigerante. Puede realizarse en cámaras, en cofres de hormigón o en contenedores metálicos.

En el ciclo del combustible gastado pueden distinguirse los siguientes:

- Ciclo **abierto**: los residuos de alta actividad son los elementos de combustible gastado, cuyo destino final, tras su encapsulamiento, es su evacuación definitiva.
- Ciclo **cerrado**: los elementos de combustible gastado son tratados por la técnica de **reproceso**, que permite recuperar los materiales fisionables presentes (uranio y plutonio), descontaminándolos de los productos de fisión y purificándolos. El uso de plutonio como combustible es posible en forma de **MOX** (mezcla de óxido de uranio y plutonio).

En España, se estudian dos opciones para el **almacenamiento definitivo de combustible gastado**:

- **Almacenamiento geológico profundo (AGP)**: en formaciones geológicas profundas que garanticen su confinamiento.
- **Separación y Transmutación (ST)**: transformando los radionucleidos de vida larga en otros de vida más corta más estables.

Gestión y almacenamiento temporal de los residuos de alta actividad

Para los **residuos radiactivos de alta actividad** hay varias alternativas. En todas ellas se contempla un período mínimo de decaimiento previo a su gestión como residuo de 10 ó 15 años, normalmente en **piscinas de enfriamiento** dentro de las propias centrales. El combustible gastado se aloja en bastidores metálicos, bajo el agua, que actúa como refrigerante y blindaje contra las radiaciones.

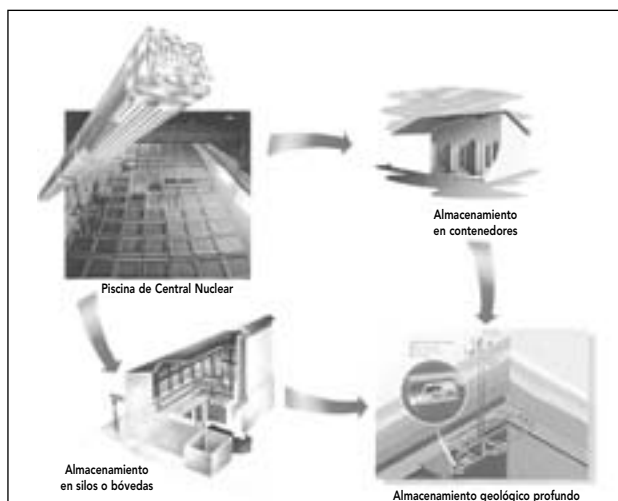
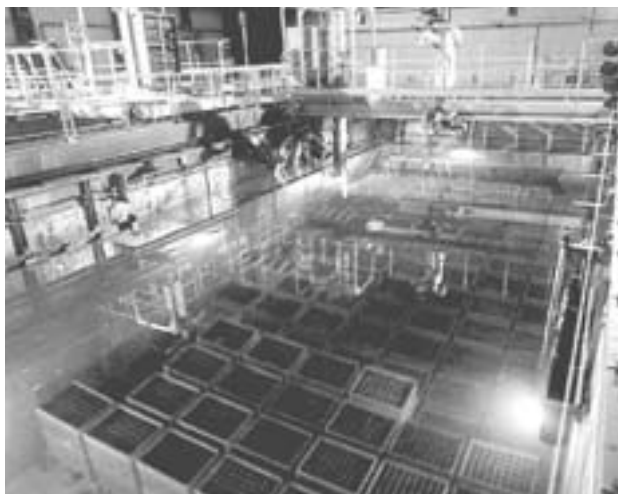


Figura 1. Alternativas del ciclo de combustible gastado

El **almacenamiento en piscinas** proporciona un almacenamiento seguro, una protección radiológica adecuada y una disipación adecuada del calor emitido por los nucleidos radiactivos.

Esta forma de almacenamiento temporal es la más extendida del mundo, ya que todas las centrales disponen de una piscina de almacenamiento de combustible gastado.

Figura 2. Piscina de almacenamiento temporal de combustible gastado



En el caso de que ocurra una saturación de las piscinas se puede aplicar otro sistema de almacenamiento temporal del combustible gastado, conocido como **almacenamiento en seco**. Este sistema sólo tiene lugar tras un período de enfriamiento del combustible en las piscinas y utiliza contenedores metálicos o bóvedas de hormigón en los que se continúa refrigerando el combustible, generalmente por convección natural.

Las modalidades de almacenamiento en seco se diferencian en las siguientes:

- **En cámaras:** el combustible gastado es almacenado en bastidores que posteriormente se tapan con losas de hormigón, y que se sitúan en el interior de bóvedas de hormigón armado que actúan de blindaje biológico y contra agentes externos. Se pueden emplear los dos tipos de refrigeración: convección natural y forzada, siendo más ventajosa la natural por la ausencia de extractores e impulsores de aire. Este sistema de almacenamiento es muy utilizado en el Reino Unido para elementos combustible empleados en reactores de grafito-gas.

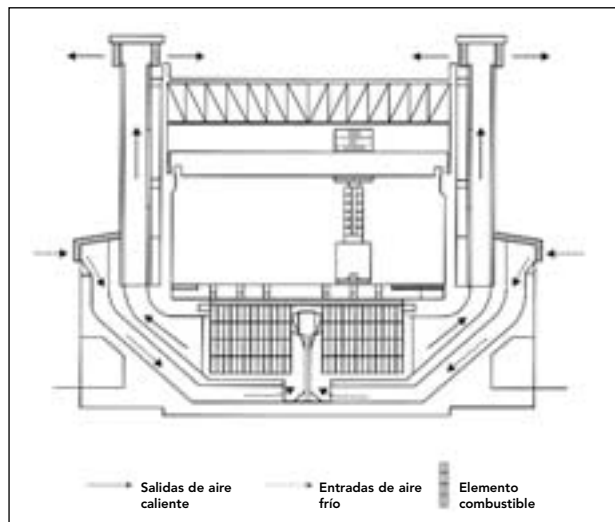


Figura 3. Almacenamiento temporal en seco del combustible gastado en cámara

- **En cofres de hormigón:** son estructuras cilíndricas de hormigón armado fijadas al suelo, en cuyo centro se encuentra una cavidad revestida de acero al carbono, dentro de la cual existe un recipiente metálico sellado de acero inoxidable que alberga uno o varios elementos combustibles en una atmósfera de helio. La estructura de hormigón actúa de blindaje biológico y el calor se disipa por radiación dentro del recipiente metálico, por convección a través del hormigón y por convección natural en la superficie exterior del cofre. Este sistema se desarrolla en Canadá y en Estados Unidos, y será empleado para el almacenamiento del combustible gastado de C. N. José Cabrera una vez haya sido clausurada en abril de 2006.

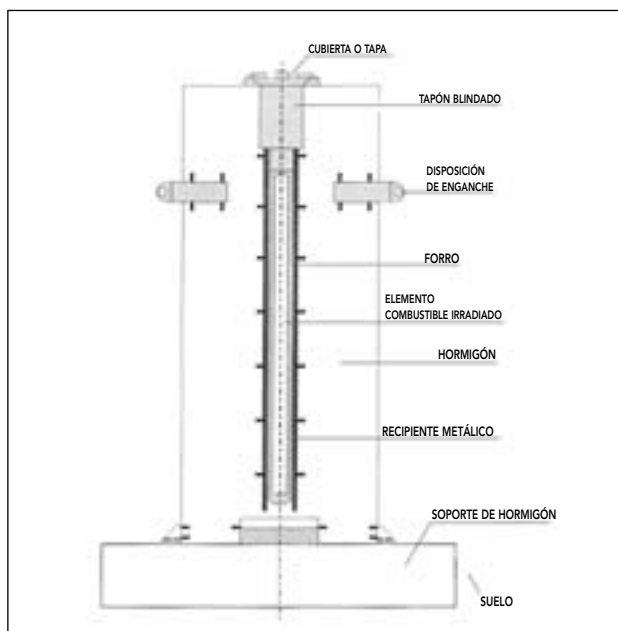


Figura 4. Almacenamiento temporal en seco del combustible gastado en cofre de hormigón

- **En contenedores metálicos:** estos contenedores cilíndricos de acero inoxidable disponen en su interior de bastidores metálicos para colocar los elementos de combustible. Tienen un espesor considerable (alrededor de 40 cm) y se refrigeran por convección natural. Su operación y mantenimiento, así como su desmantelamiento son muy sencillos, y no producen efluentes radiactivos. Se emplea en Estados Unidos, y en España comenzó a utilizarse en 2003 en la central nuclear de Trillo.

Figura 5. Almacenamiento temporal en seco del combustible gastado en contenedores metálicos

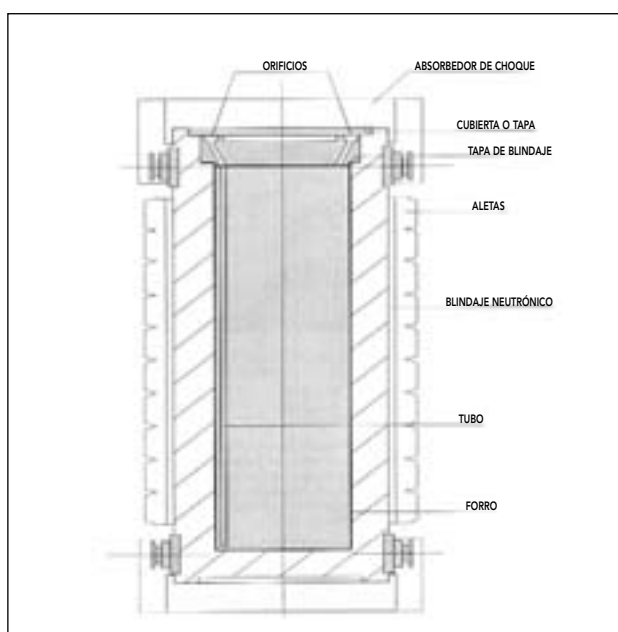


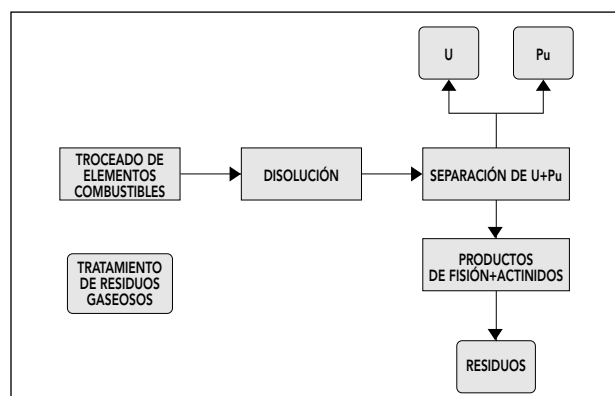
Figura 6. Almacén Temporal en Seco de combustible gastado (Surry – EE.UU.)

Estas alternativas de almacenamiento temporal son consecuencia de dos tipos de ciclos de combustible:

- **Ciclo abierto:** que consiste en almacenar el combustible como residuo final tal como se extrae del núcleo del reactor, sin reprocesamiento.
- **Ciclo cerrado:** el combustible se reprocesa para extraer el plutonio y el uranio no quemado, que podrían volver a utilizarse en forma de óxido en un combustible mixto denominado MOX. Una vez recuperados los isótopos reutilizables, el material radiactivo restante se vitrifica en una red cristalina, siendo éste el residuo de alta que requiere almacenamiento. En el mundo, existen plantas de reproceso en Francia, Japón e Inglaterra.

En el *ciclo abierto*, el combustible, tras el enfriamiento inicial en la piscina de la central, debe depositarse en un **almacenamiento intermedio** (*húmedo* –en piscinas que proporcionan blindaje y refrigeración– o *en seco* –en contenedores que aseguran la protección necesaria contra las radiaciones y la refrigeración por circulación natural de aire) hasta que su calor residual permita el **almacenamiento definitivo** en formaciones geológicas profundas (AGP). Aunque este período depende de las características del almacén seleccionado, puede considerarse que desde que sale del reactor hasta su almacenamiento en el repositorio final deben transcurrir entre 40 y 70 años.

Figura 7. Esquema de reproceso del combustible gastado



En el *ciclo cerrado*, tras el almacenamiento inicial de decaimiento, se reprocesa el combustible. El **reproceso** es conocido como PUREX (Plutonium-Uranium Recovery by Extraction).

El resultado final será doble, por un lado se obtienen **Uranio y Plutonio** que serán purificados y concentrados para su uso como combustible nuclear, y por otro lado, se obtienen **residuos de baja y media actividad** (resinas, filtros, residuos de descontaminación y lavado, etc.) que serán inmovilizados con cemento y almacenados de manera convencional, y **residuos de alta actividad** (productos residuales emisores alfa de vida larga y pequeñas porciones de uranio y plutonio no reprocesados) que serán vitrificados para su almacenamiento posterior en contenedores especiales de acero inoxidable, que una vez llenos se cierran por soldadura, y que están revestidos interiormente por plomo y exteriormente por titanio.

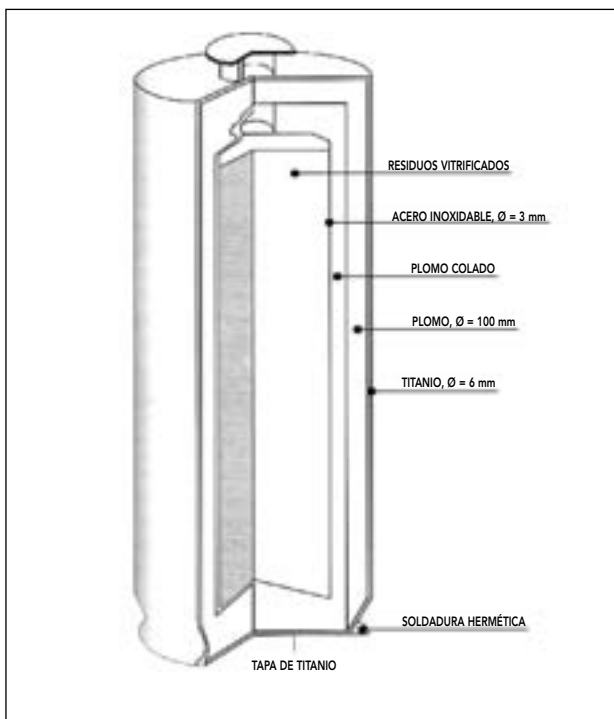


Figura 8. Contenedor para residuos vitrificados de alta actividad

Almacenamiento definitivo de los residuos de alta actividad

Tras el período de almacenamiento temporal, el combustible debe trasladarse al almacén definitivo para su enfriamiento a largo plazo por un período de 20.000 años a 100.000 años.

Una de las opciones es el **Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)** en estructuras geológicas profundas estables (de 500 a 1.000 metros), considerándose más favo-

rables granitos, arcillas y formaciones volcánicas y salinas. En Estados Unidos se ha seleccionado Yucca Mountain como emplazamiento sobre roca volcánica para almacenamiento definitivo. En Alemania, la mina de sal de Gorleben ha sido acondicionada para ser almacén definitivo. En Francia, se trabaja en laboratorios subterráneos para almacenamiento en sal, granito y arcilla.

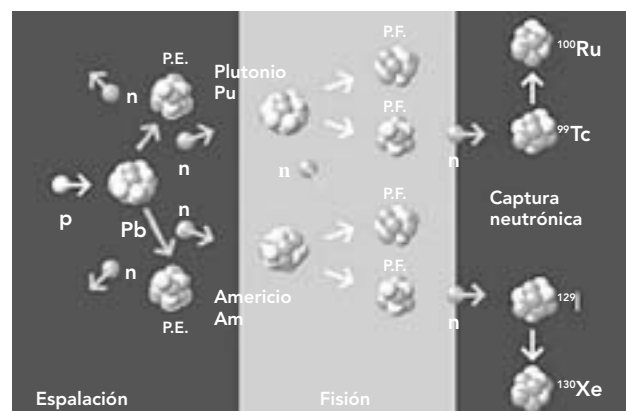


Figura 9. Almacenamiento Geológico Profundo

Dadas las dificultades sociales y políticas que han ido apareciendo en todos los países para la aceptación pública del **Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)** de los residuos de alta actividad, se ha propuesto investigar y desarrollar la **Separación y Transmutación (ST)** de determinados radionucléidos de vida larga existentes en los elementos irradiados.

Los elementos de combustible gastado contienen una mezcla de sustancias radiactivas, como pueden ser los **actínidos** generados por la captura neutrónica del uranio-238 (básicamente plutonio-239), los **productos de fisión del uranio-235** y los **productos de activación** originados por la irradiación de neutrones sobre las vainas de zircaloy que contienen el combustible. El riesgo radiológico es debido a los actínidos y los productos de fisión de vida larga.

Figura 10. Separación y Transmutación



El objetivo de la **Separación y Transmutación** es disminuir el inventario radiotóxico a largo plazo de los residuos de alta actividad y, por tanto, el riesgo radiológico de su almacenamiento definitivo. A esta nueva forma de gestión de los combustibles gastados se le ha dado la denominación de **ciclo cerrado avanzado**.

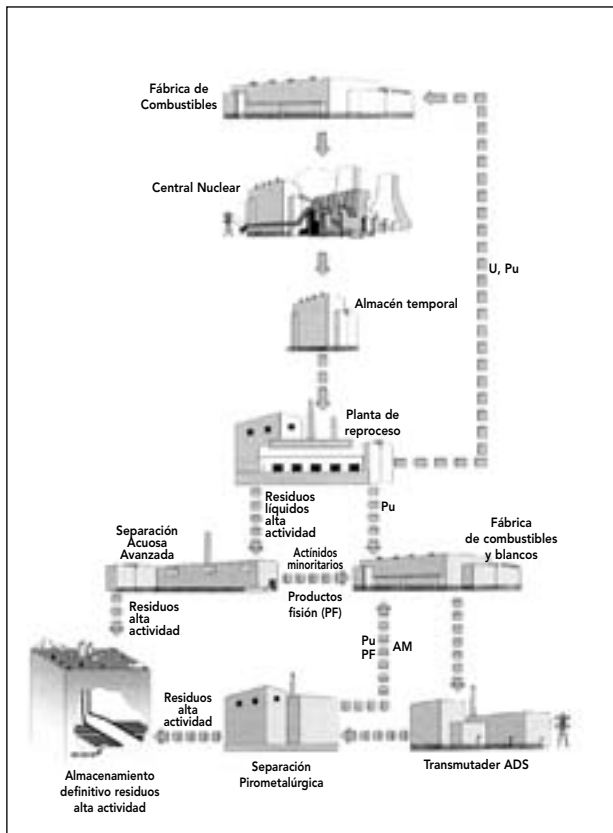


Figura 11. Esquema del ciclo cerrado avanzado

REFERENCIAS Y CONSULTAS

PAÍS	CICLO	ALMACENAMIENTO COMBUSTIBLE GASTADO	ALMACENAMIENTO RAA
ALEMANIA	ABIERTO + CERRADO	GORLEBEN AHAUS GREIFSWALD	GORLEBEN
BÉLGICA	CERRADO		DESSEL
ESPAÑA	ABIERTO	PREVISTO	
ESTADOS UNIDOS	ABIERTO	PREVISTO	
FINLANDIA	ABIERTO	KPA-OLKILUOTO	
FRANCIA	CERRADO	LA HAGUE CADARACHE MARCOULE	LA HAGUE MARCOULE
HOLANDA	CERRADO		BORSSELE
JAPÓN	CERRADO	PREVISTO	ROKKASHO
REINO UNIDO	CERRADO	SELLAFIELD DOUNREAY	SELLAFIELD
SUECIA	ABIERTO	CLAB	
SUIZA	CERRADO		WURENLINGEN

Tabla 1. Gestión de Combustible Gastado (Almacenamiento Temporal)

Para obtener más información sobre los *Residuos de Alta Actividad y el Combustible Gastado* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- “El transporte de los materiales radiactivos”. CSN. Madrid, 1992.
- “Vigilancia y Control de los Residuos Radiactivos”. CSN. Madrid, 1993.
- “Desmantelamiento y clausura de las centrales nucleares”. CSN. Madrid, 1993.
- “Objetivos alcanzados y proyectos de futuro”. Madrid, 1997.
- “Plan de I+D 1999-2003”. Madrid, 1999.
- “El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad”. Madrid, 1999.
- “V Plan General de Residuos Radiactivos”. Madrid, 1999.
- “Origen y gestión de residuos radiactivos”. Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- “Sistema de gestión medioambiental del centro de almacenamiento de El Cabril”. Madrid, 2000.
- “Restauración de antiguas minas de Uranio”. Madrid, 2000.
- “Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del centro de almacenamiento El Cabril”. Madrid, 2000.

- “Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I – Memoria de actividades 1998-1999”. Madrid, 2000.
- “Plan de Investigación y Desarrollo Tecnológico para la gestión de residuos radiactivos (1999-2003)”. Madrid, 2000.
- “El transporte de residuos de baja y media actividad”. Madrid, 2000.
- “Fábrica de Uranio de Andujar”. Madrid, 2000.
- “FEBEX: Experimento a escala real para un almacenamiento de residuos de alta actividad”. Madrid, 2001.
- “Tecnología al servicio del medio ambiente”. Madrid, 2001.
- “Cooperación internacional”. Madrid, 2001.

Además se pueden consultar las **direcciones electrónicas**:

- ENRESA (Empresa Nacional de Residuos, S. A.): <http://www.enresa.es/>
- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>

2.5.

IMPACTO AMBIENTAL DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR. DOSIMETRÍA. EFECTOS BIOLÓGICOS DE LA RADIACIÓN. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. DESMANTELAMIENTO DE INSTALACIONES NUCLEARES Y RADIATIVAS. PROGRAMAS DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA

2.5.1. PROTECCIÓN RADIOLÓGICA

Se define **protección radiológica** como el conjunto de medidas y actividades necesarias para limitar los efectos perjudiciales de las radiaciones ionizantes en las personas y los daños en el medio ambiente por efectos físico-químicos inducidos por la radiación.

Es por tanto una disciplina científico-técnica que tiene como finalidad la protección de las personas y del medio ambiente frente a los riesgos derivados de la utilización de fuentes radiactivas, tanto naturales como artificiales, en actividades médicas, industriales, de investigación o agrícolas.

Los tres principios básicos de la protección radiológica son:

- **Justificación:** cualquier exposición a las radiaciones ionizantes debe estar justificada, de modo que los beneficios de dichas radiaciones sean mayores que sus riesgos.
- **Optimización:** basada en el criterio ALARA (As Low As Reasonably Achievable), es decir, la exposición a la radiación debe ser tan baja como sea razonablemente posible.
- **Limitación de dosis:** la dosis recibida no debe superar los límites recomendados por la ICRP (Comisión Internacional de Protección Radiológica).

Las **causas** de las radiaciones ionizantes pueden ser de origen natural y artificial. Los **efectos biológicos** pueden ser estocásticos (aleatorios) y no estocásticos (causales) según la relación causa-efecto entre la radiación recibida y los efectos producidos por ella, inmediatos y retardados según el tiempo transcurrido entre la exposición a la radiación y la manifestación de sus efectos, y, somáticos y genéticos según aparezcan los efectos en los individuos expuestos a la radiación o en sus descendientes.

Las **magnitudes** radiológicas más importantes son las siguientes:

- **Exposición:** mide la cantidad de radiación necesaria para ionizar el aire. Se mide en culombio/kilogramo (C/kg).
- **Dosis absorbida:** mide la cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material irradiado. Se mide en gray (Gy).
- **Dosis equivalente:** mide el daño biológico producido por la radiación en un tejido. Depende del tipo de radiación. Se mide en sievert (Sv).

Protección radiológica: Principios fundamentales

El objetivo fundamental del sistema de protección radiológica recomendado por la ICRP (*Comisión Internacional de Protección Radiológica*) es garantizar un nivel elevado de protección frente a las radiaciones ionizantes. Los tres principios básicos de la protección radiológica son los siguientes:

- **Justificación:** Toda exposición a las radiaciones ionizantes debe estar completamente justificada, esto es, el beneficio aportado por dichas radiaciones tiene que ser mayor que el riesgo de exponerse a ellas.
- **Optimización:** Está basada en el criterio **ALARA** (As Low As Reasonably Achievable), es decir, toda exposi-

ción a la radiación debe mantenerse a niveles tan bajos como sea razonablemente posible, teniendo en cuenta tanto los factores sociales como los económicos.

- **Limitación de dosis:** La dosis de radiación recibida por cualquier persona no debe superar los límites recomendados por la ICRP para cada situación, garantizando de este modo la protección del público en general y del personal profesionalmente expuesto. Las personas no deben ser expuestas a un nivel de riesgo inaceptable, y así, la limitación de dosis de los efectos derivados de las radiaciones ionizantes se consigue evitando las exposiciones no justificadas, y en el caso de que sean justificadas, manteniéndolas tan bajas como sea posible.

La dosis de radiación recibida por un individuo al permanecer en las proximidades de una fuente de radiación, depende de tres factores:

- **Distancia entre la fuente de radiación y el individuo:** la dosis recibida disminuye proporcionalmente según aumenta la distancia entre fuente e individuo.
- **Tiempo de permanencia:** la dosis recibida aumenta a mayor tiempo de exposición a la radiación.
- **Blindaje interpuesto entre la fuente de radiación y el individuo:** el blindaje tiene por misión reducir la exposición a las radiaciones ionizantes en las personas situadas en las proximidades de una fuente radiactiva. El tipo de blindaje depende del tipo de radiación y de su energía.

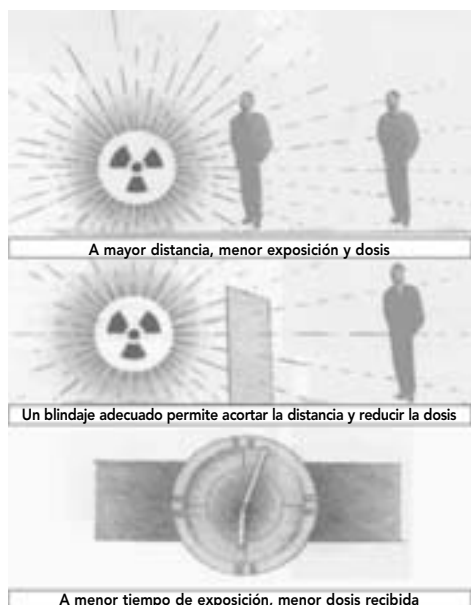


Figura 1. Factores de protección contra la irradiación externa

En España, el uso del criterio ALARA está exigido legalmente, y las recomendaciones de la ICRP están contenidas en el *Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes*.

Debido al desarrollo de los conocimientos científicos en relación con la Protección Radiológica, la ICRP, en su publicación n° 60 (1990), recomendó la modificación de los límites de dosis. Dicha recomendación fue recogida por EURATOM, que emitió la *Directiva 96/29*, de modo que los nuevos límites establecidos entraron en vigor en los países miembros de la Unión Europea en mayo de 2000. El *Tratado EURATOM* permitió el establecimiento de normas básicas dirigidas a la protección radiológica de la población y de los trabajadores profesionalmente expuestos en 1959 por vez primera, en una directiva del Consejo. Es-

tas normas básicas fueron modificadas en repetidas ocasiones hasta llegar a la *Directiva 96/29*. De acuerdo con su *Artículo 9*, el límite de **Dosis Efectiva** para trabajadores profesionalmente expuestos es de 100 mSv durante un período de 5 años consecutivos, sujeto a una **Dosis Efectiva Máxima** de 50 mSv en un año oficial, pudiendo la Unión Europea decidir un valor anual. Para miembros del público será de 1 mSv por año oficial.

En enero de 2002, entró en vigor la nueva revisión del Reglamento de *Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes*, aprobado por Real Decreto 783/2001 de 6 de julio, cuyo objetivo es establecer las normas relativas a la protección de los trabajadores y de los miembros del público contra los riesgos que pudieran resultar de las radiaciones ionizantes.

Magnitudes y unidades radiológicas

Las radiaciones nucleares se diferencian unas de otras, además de por su constitución, por su forma de interacción con la materia. Cuanto más pesadas sean las radiaciones, menor es su recorrido en la materia y mayor la cantidad de energía perdida en su recorrido, ya que de esta energía depende el daño producido por la radiación en el medio que atraviese.

Para poder valorar la relación CAUSA-EFECTO se definen las siguientes magnitudes:

- **ACTIVIDAD (A):** es el número de desintegraciones radiactivas que tienen lugar en un material por unidad de tiempo. La unidad de medida en el Sistema Internacional (S.I.) es el **Becquerel (Bq)**, que equivale a una desintegración por segundo de un material. También se empleaba el **Curio (Ci)** que equivale a 37 GBq (37 millones de bequerelios)
- **EXPOSICIÓN (X):** mide la capacidad que tiene una radiación de producir iones en el aire. La unidad que se estableció en un principio para esta medida fue el **Röntgen (R)**, aunque en la actualidad, en el S.I. se emplea el **Culombio/Kilogramo (C/kg)**, es decir, el número de iones generados por unidad de volumen de aire. Un Röntgen equivale a $2,58 \times 10^{-4}$ C/kg.
- **DOSIS ABSORBIDA (D):** es la cantidad de energía absorbida por unidad de masa de material irradiado. Es válida para cualquier tipo de radiación. La unidad utilizada en un principio era el **Rad (rad)**, definido como la cantidad de radiación que conduce a la absorción de 100 ergios de energía por gramo de material irradiado. En el S.I. la unidad es el **Gray (Gy)** que equivale a 100 rad, y que se define como la dosis de radiación que transfiere una energía de 1 KJ a 1 kg de material irradiado.

- **DOSIS EQUIVALENTE (H):** el daño biológico producido por la radiación en un tejido, no sólo depende de la dosis absorbida, sino que existen otros factores, como la energía, el tipo de radiación y el tejido afectado, que determinan la peligrosidad de la dosis absorbida. Se define dosis equivalente como el producto de la dosis absorbida por un factor de calidad de radiación Q , que tiene distinto valor según el tipo de radiación ($H=D \cdot Q$). En un principio, la unidad empleada era el **Rem** (rem) y actualmente, en el S. I. se emplea el **Sievert** (Sv), de modo que un sievert equivale a 100 rem.

TIPO DE RADIACIÓN	FACTOR DE CALIDAD Q
RAYOS X y GAMMA	1
ELECTRONES Y PARTÍCULAS BETA	1
PARTÍCULAS BETA DEL TRITIO	2
PROTONES	2
NEUTRONES TÉRMICOS	2
NEUTRONES RÁPIDOS	10
PARTÍCULAS ALFA	20

Tabla 1. Valores del Factor de Calidad Q según tipo de radiación

- **DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA:** se emplea para representar el efecto de las radiaciones sobre el cuerpo humano en su conjunto, ya que tiene en cuenta tanto el tipo de radiación como los órganos y tejidos afectados. Se define como la suma ponderada de las dosis equivalentes recibidas por cada uno de los órganos o tejidos afectados, ya que la radiosensibilidad es diferente para cada uno de ellos. Se mide en **Sievert** (Sv).
- **DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA COLECTIVA:** mide el índice de riesgo para la salud de la población debida a efectos estocásticos, esto es, la suma de las dosis equivalentes efectivas recibidas por los individuos de una población. Se mide en **Sv-hombre** y permite estimar la incidencia máxima de efectos cancerígenos y genéticos que pueden producirse en dicha población a causa de la recepción de una determinada dosis colectiva.
- **DOSIS EQUIVALENTE EFECTIVA ACUMULADA:** es la dosis que está recibiendo un individuo como consecuencia de la actividad acumulada en un período de tiempo. Se mide en **Sv-año**.

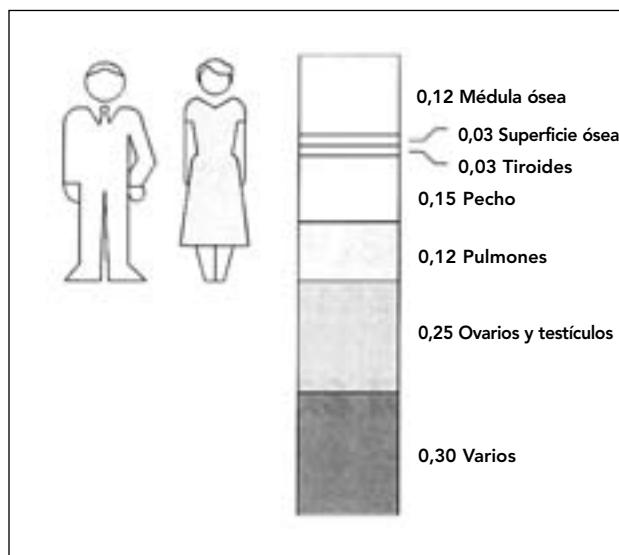


Figura 2. Factores de ponderación del riesgo para el cálculo de Dosis Efectiva

Irradiación y Contaminación Radiactiva

Se define la **irradiación** como la acción por la cual una persona u objeto se ve sometida o expuesta a los efectos de las radiaciones ionizantes. Se distinguen dos tipos:

- **Irradiación interna:** se produce por la inhalación, ingestión o absorción a través de la piel, de sustancias radiactivas, de modo que pasan a formar parte del organismo. La irradiación interna se debe a las radiaciones alfa, beta y gamma.
- **Irradiación externa:** se produce cuando la fuente de radiación es externa al individuo, que está a cierta distancia de ella e interacciona con la radiación emitida por dicha fuente. La dosis recibida depende de la intensidad de la radiación, de la distancia al foco emisor y del tiempo de exposición de la radiación. Este tipo de irradiación se produce por fuentes emisoras de neutrones, radiaciones gamma y beta, ya que la radiación alfa tiene un alcance muy limitado. La protección contra este tipo de radiaciones consiste en el empleo de blindajes, cuyo tamaño y composición depende del tipo de irradiación, siendo el plomo el material más empleado contra radiaciones gamma, el hormigón con láminas de boro contra los neutrones y el aluminio contra la radiación beta.

Se define **contaminación** como la presencia indeseada de sustancias radiactivas en la superficie o en el interior del organismo. Hay dos tipos:

- **Contaminación externa:** cuando las sustancias radiactivas se depositan sobre la piel. Debe eliminarse antes de que pueda incorporarse al organismo a través de

heridas, orificios naturales o por inhalación. En primer lugar, hay que despojarse de la ropa e introducirla en bolsas de plástico. Luego hay que darse una ducha con agua tibia y jabón neutro cuando la contaminación es difusa, o un simple lavado de la zona contaminada cuando ésta se dé en una zona concreta. Esta operación se repetirá hasta que el detector que la controla determine la ausencia de radiación. En el caso de heridas, es aconsejable el lavado con suero fisiológico y aplicación de antisépticos y apósitos estériles.

- **Contaminación interna:** cuando los isótopos radiactivos penetran en el organismo por ingestión, inhalación o a través de heridas. La gravedad de sus efectos depende del tipo de partícula emitida por la fuente radiactiva, del tipo de órganos sobre los que se depositan las partículas, del tiempo de permanencia y del período de semidesintegración de los radionucleidos, y de la capacidad de eliminación de la sustancia radiactiva a través de las vías naturales. Como consecuencia del metabolismo del radionucleido contaminante, se depositará en uno o varios órganos, a partir de los cuales irradiará las células y los tejidos. Por ejemplo, el yodo se fija en el tiroides, el cesio en los músculos y el estroncio en los huesos. Las primeras medidas tomadas para eliminar los radionucleidos comienzan por ingerir líquidos abundantes o laxantes suaves, así como medicamentos que bloqueen su captación por los órganos críticos.

La diferencia entre los dos conceptos radica en que un individuo irradiado por una fuente radiactiva exterior, sufre en sus tejidos los efectos biológicos de la radiación mientras se mantenga próximo a ella, y bastará con que se aleje una distancia suficiente para que deje de ser irradiado. Por el contrario, un individuo contaminado continuará siendo irradiado hasta que no cese la contaminación, actuando él mismo como fuente de contaminación o de irradiación de otras personas.

Efectos biológicos de la radiación: Clasificación

Siempre que se reciba una cierta dosis de radiación hay algún riesgo. Los efectos biológicos de las radiaciones ionizantes sobre los seres vivos llevan siendo estudiados desde hace más de 70 años, y en la actualidad, puede decirse que son bien conocidos. La experiencia acumulada en el seguimiento de los supervivientes de las bombas atómicas de Hiroshima y Nagasaki, nos permiten disponer de una base de datos bien contrastada.

La respuesta celular a la radiación no es igual para todas las células, ya que su radiosensibilidad es muy diferente. La interacción de la radiación con las células produce alteraciones en las moléculas de ADN, ARN y otros componentes biológicos, formando pares de iones y radicales libres que pueden dañar las estructuras celulares.

Según la intensidad de la radiación, los daños causados pueden producir retrasos y alteraciones en la reproducción o muerte celular.

La respuesta a la radiación de los diferentes órganos, depende de los tejidos que los componen y de sus poblaciones celulares, así como de las características físicas de la radiación. Aquellos órganos que se ven más afectados por la radiación y dan lugar a consecuencias más graves para el organismo son denominados **ÓRGANOS CRÍTICOS**. Los principales son la **médula ósea**, donde se producen las células sanguíneas, el **intestino delgado**, en que se realiza la digestión y la absorción de alimentos, y las **gónadas**, donde se producen y maduran las células germinales.

Según la relación **CAUSA-EFECTO** entre la radiación recibida y los daños producidos, los efectos biológicos se clasifican en:

- **ESTOCÁSTICOS (ALEATORIOS):** la gravedad no depende de la dosis. En el caso de producirse son siempre graves y comprenden la posible aparición de tumores malignos del tipo de leucemias, cánceres de pulmón, piel, etc. y las alteraciones genéticas que dan lugar a las anomalías hereditarias.
- **NO ESTOCÁSTICOS (CAUSALES):** la gravedad depende de la dosis recibida, siendo las lesiones más severas cuanto mayor sea la cantidad de radiación recibida, llegando a provocar incluso la muerte. Por debajo de una dosis mínima no tienen lugar. En general, se producen cuando altas dosis de radiación afectan a órganos como la médula ósea, el aparato digestivo, la piel, los testículos y los ovarios.

Según la **RELACIÓN TEMPORAL** entre el momento en que tiene lugar la irradiación y el tiempo que transcurre hasta que se manifiestan las lesiones, se clasifican en:

- **EFFECTOS INMEDIATOS:** se manifiestan entre unas horas o unas semanas, causando la muerte cuando los niveles de radiación recibida por todo el cuerpo son elevadas, o causando un simple enrojecimiento de la piel, cuando las dosis elevadas de radiación son recibidas en una determinada zona del cuerpo durante un corto período de tiempo.
- **EFFECTOS RETARDADOS:** se manifiestan cuando el cuerpo humano es sometido a bajas dosis de radiación o a una dosis mayor, pero que es recibida a lo largo de un gran período de tiempo. Suelen provocar la aparición de cáncer o enfermedades congénitas.

Según aparezcan los efectos en los individuos o en sus descendientes, se clasifican en:

- **SOMÁTICOS:** aparecen cuando los daños se manifiestan durante la vida del individuo irradiado. A su vez se

dividen en **inmediatos** o **retardados**, en función del tiempo transcurrido desde su irradiación:

- **Somáticos retardados:** aparecen en la persona irradiada en un intervalo de tiempo que puede ir desde unos días hasta semanas después de la exposición. Se supone que existe en cierta medida, un proceso de recuperación celular como ocurre en el caso de una fibrosis pulmonar causada por una dosis excesiva de radiación, o los eritemas de la piel.
- **Somáticos inmediatos:** ocurren al azar dentro de una población de individuos irradiados. La relación entre la inducción de una enfermedad (leucemia, tumor, etc.) y la dosis, sólo puede establecerse sobre grandes grupos de población irradiada. Se manifiestan entre 10 y 40 años después de la exposición. Es frecuente encontrar períodos de latencia de 20-26 años para cánceres inducidos por radiación y de 10-15 años en el caso de leucemias.
- **GENÉTICOS:** aquellos en que los daños se manifiestan en la descendencia del individuo irradiado, ya que la radiación ha producido lesiones en sus células reproductoras. No deben confundirse los efectos hereditarios causados por la irradiación de las células germinales, que experimentan mutaciones y dan lugar a anormalidades hereditarias, con la irradiación de las gónadas, que pueden degenerar en esterilidad, y que depende de la gravedad de la dosis. Pueden aparecer en la primera generación, o más frecuentemente en los individuos de las generaciones sucesivas, como enfermedades hereditarias, defectos mentales, anomalías óseas, etc. Son efectos estocásticos, ya que dependen de que una célula germinal con una mutación relevante tome parte o no en la reproducción.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

MAGNITUD	UNIDAD		FACTOR DE CONVERSIÓN
	SISTEMA TRADICIONAL	SISTEMA INTERNACIONAL	
ACTIVIDAD (A)	Curio (Ci)	Becquerelio (Bq) 1 Bq=1d.p.s.	1 Ci=3,7x10 ¹⁰ Bq
EXPOSICIÓN (X)	Röntgen (R)	Culombio por Kilogramo (C/kg)	1R=2,58x10 ⁻⁴ C/kg
DOSIS ABSORBIDA (D)	Rad (rad)	Gray (Gy) 1 Gy=1 J/kg	1 Gy=100 rad 1 rad=100 erg/s
DOSIS EQUIVALENTE (H)	Rem (rem)	Sievert (Sv) 1 Sv=1 J/kg	1 Sv=100 rem 1rem=100 erg/s

Tabla 2. Magnitudes y unidades radiológicas

LÍMITES ANUALES DE DOSIS PARA LOS TRABAJADORES PROFESIONALMENTE EXPUESTOS

TIPO DE EXPOSICIÓN	Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes	Directiva 96/29 de EURATOM
Exposición homogénea de cuerpo entero o Dosis Equivalente Efectiva	50 mSv	100 mSv en 5 años consecutivos 50 mSv máximo anual
Cristalino	150 mSv	150 mSv
Piel (1 cm²), manos, antebrazos, tobillos, o cualquier otro órgano individual	500 mSv	500 mSv

Tabla 3. Límites anuales de dosis para trabajadores profesionalmente expuestos

LÍMITES ANUALES DE DOSIS PARA LOS MIEMBROS DEL PÚBLICO

TIPO DE EXPOSICIÓN	Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes	Directiva 96/29 de EURATOM
Exposición homogénea de cuerpo entero o Dosis Equivalente Efectiva	5 mSv	1 mSv
Cristalino	15 mSv	15 mSv
Piel (1 cm²), manos, antebrazos, tobillos, o cualquier otro órgano individual	50 mSv	50 mSv

Tabla 4. Límites anuales de dosis para los miembros del público

(Continúa en pág. siguiente)

REFERENCIAS Y CONSULTAS (Continuación)

DOSIS ABSORBIDA	EFFECTOS
> 100 Gy	Muerte del individuo en un breve plazo de tiempo, entre algunas horas y unos días, ya que se producen lesiones en el Sistema Nervioso Central.
10-50 Gy	Fallecimiento entre una y dos semanas después de la irradiación, debido a lesiones gastrointestinales.
5-10 Gy	Inflamación, eritemas y descamación seca o húmeda de la piel.
3-5 Gy	Fallecimiento de la mitad de las personas irradiadas en un plazo de uno a dos meses, ya que afectan a la médula ósea, productora de las células sanguíneas.
< 3 Gy	Alteraciones en diversos órganos y tejidos, que van seguidas de reparación y cicatrización, lo que puede dar lugar a su recuperación total o parcial. Debe mencionarse que en el caso de los testículos, con una dosis de 2 Gy puede producirse una esterilidad definitiva y temporal para 0,1 Gy.

Tabla 5. Clasificación de efectos biológicos en función de la Dosis Absorbida

DOSIS (mSv)	EFFECTOS SOBRE LA SALUD
10.000	Muerte en días o semanas (100% de los casos).
4.000	Muerte en días o semanas (50% de los casos).
250	No produce efectos observables de tipo inmediato.
100	No hay evidencia de efectos sanitarios en seres humanos.
3,5	Dosis media anual por persona en España.
2,5	Dosis media anual por persona en el mundo.
3,0	Una exploración radiográfica de aparato digestivo. Un escáner (tomografía axial computerizada, TAC) de la cabeza.
0,02	Una radiografía de tórax.
0,002	3 horas en avión. Dosis anual media debida a la industria nuclear.

Tabla 6. Dosis de radiación: valores comparativos

Para más información sobre *Protección Radiológica* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Curso Básico de Protección Radiológica para el acceso al trabajo en las centrales nucleares españolas". UNESA. Madrid, 1986.
- "Radiación: Dosis, efectos y riesgos". CSN. Madrid, 1989.
- "Radón: un gas radiactivo natural en su casa". CSN 1995.
- "Las radiaciones nucleares en la vida diaria". CSN 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

- "Radiaciones ionizantes y protección radiológica". Eduardo Gallego. Seminario para Profesionales de la Enseñanza. Nivel II. FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- ICRP (International Commission on Radiological Protection): <http://www.icrp.org/>
- SEPR (Sociedad Nuclear de Protección Radiológica): <http://www.sepr.es/>

2.5.2. VIGILANCIA DE LA RADIACIÓN

La **vigilancia de la radiación** tiene como misión principal la medición de aquellas variables que mejor determinan cada una de las vías a través de las cuales la radiación puede afectar a las personas, bien por irradiación externa o por contaminación interna, y al medio ambiente.

En España, el organismo encargado de vigilar y controlar los niveles de radiactividad, tanto en el interior como en el exterior de las instalaciones nucleares y radiactivas es el **CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN)**. Desarrolla sus funciones a través de acuerdos con otras instituciones y requiriendo a los titulares de las instalaciones nucleares, el desarrollo y mantenimiento de planes de vigilancia radiológica ambiental en el entorno de dichas instalaciones.

En el interior de las instalaciones, los sistemas de protección radiológica se ocupan de reducir al mínimo razonable, los riesgos a los que se ven sometidos los trabajadores profesionalmente expuestos y la población del entorno inmediato a la instalación, como consecuencia de la radiación.

Los sistemas de vigilancia pueden clasificarse en:

- Redes automáticas de vigilancia.
- Programas de muestreo y análisis de las distintas vías que contribuyen a la exposición de las personas a las radiaciones ionizantes.

El sistema de vigilancia ambiental más importante es la **RED DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL (RE-VIRA)**, en operación desde mayo de 1992, y que está compuesta por estaciones automáticas y laboratorios distribuidos por todo el territorio nacional.

Además, la normativa española exige que las instalaciones nucleares y radiactivas que puedan emitir material radiactivo al exterior dispongan de un **PLAN DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL (PVRA)**, operativos desde la puesta en marcha de cada instalación nuclear y del ciclo de combustible.

Vigilancia de la exposición profesional

La protección de los trabajadores de una instalación está basada en el establecimiento de:

- **Zonas y áreas de trabajo debidamente señalizadas:** ya que en una central nuclear existen zonas de diferentes riesgos, y es conveniente que estén señalizadas para prevenir aquellos que sean innecesarios. La señal de riesgo es un trisector (trébol). Si el riesgo es de exposición externa, el trébol llevará a su alrededor puntas radiales. Si el riesgo es de contaminación (superficial y/o ambiental) el trébol estará sobre fondo punteado. Si el riesgo es por los dos motivos anteriores, el trébol llevará ambas características. Además, para indicar la magnitud del riesgo, el trébol tiene distintos colores:
 - **GRIS AZULADO-ZONA VIGILADA:** es aquella zona en la que, no siendo controlada, existe la posibilidad de recibir una dosis efectiva superior a 1 mSv por año oficial. No se necesita vestuario especial.

- **VERDE-ZONA CONTROLADA DE PERMANENCIA LIBRE:** es aquella zona en la que existe la posibilidad de recibir una dosis efectiva superior a 6 mSv por año oficial.
- **AMARILLO-ZONA CONTROLADA DE PERMANENCIA LIMITADA:** es aquella zona en la que existe el riesgo de recibir una dosis superior a los límites de dosis fijados para los trabajadores profesionalmente expuestos.
- **NARANJA-ZONA CONTROLADA DE PERMANENCIA REGLAMENTADA:** es aquella zona en la que existe el riesgo de recibir, en cortos periodos de tiempo, una dosis superior a los límites de dosis fijados para los trabajadores profesionalmente expuestos, y que requiere prescripciones especiales desde el punto de vista de la optimización de dosis.
- **ROJA-ZONA CONTROLADA DE ACCESO PROHIBIDO:** es aquella zona en la que existe el riesgo de reci-

bir, en una exposición única, una dosis superior a los límites de dosis fijados para los trabajadores profesionalmente expuestos.



Figura 1. Algunas de las señales empleadas para la identificación de zonas según sus riesgos en las instalaciones nucleares y radiactivas.

- **Clasificación de los trabajadores según el riesgo potencial al que están sometidos (categorías A y B):** los trabajadores expuestos *Categoría A*, serán aquellos que no es improbable que reciban dosis superiores a 6 mSv/año y los de *Categoría B*, aquellos que sí es improbable que reciban dosis superiores a 6 mSv/año.
- **Control y registro individual de la dosis recibida por vía externa mediante dosímetros:** bien sea con una dosimetría de área, o bien, para los trabajadores sometidos a mayor riesgo, con un registro individual de las dosis recibidas, a través del uso de dosímetros individuales.
- **Control de la posible incorporación de material radiactivo al organismo:** mediante detección externa y análisis de muestras biológicas.
- **Realización de exámenes de salud periódicos y especializados.**
- **Obligatoriedad de mantener los historiales médicos y dosimétricos individuales:** de cada una de las personas clasificadas como trabajador profesionalmente expuesto.

Para el conjunto de los trabajadores profesionalmente expuestos en España, el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) mantiene un registro centralizado de la dosis recibida en el **banco de datos dosimétricos** y ha impuesto el uso del llamado **carnet radiológico**, documento personal e intransferible, donde se recogen todos los parámetros radiológicos a que puede estar sometido cada trabajador profesionalmente expuesto, con el fin de realizar una

completa y continua vigilancia radiológica que ayude a evitar riesgos innecesarios.

Para clasificar a una persona como **profesionalmente expuesta**, inicialmente debe realizar un examen médico, un conteo de la contaminación interna y recibir la formación adecuada, requisitos que irán reflejados en el carnet radiológico. Después se entregará el carnet radiológico al Servicio de Protección Radiológica de la central nuclear donde trabajará, de modo que este servicio pueda comprobar que se van cumpliendo todos los requisitos anteriores y dentro de los plazos de validez, dando de alta a esa persona como profesionalmente expuesta.

El carnet radiológico debe conservarse en adecuadas condiciones por su propietario. Tiene una validez de tres años, transcurridos los cuales será custodiado por su titular y mantenerlo a disposición del CSN, aunque esté caducado.

Por otro lado, el **permiso de trabajo con radiaciones (PTR)**, es un impreso donde se establecen las normas, vestuario de protección y equipos de protección respiratoria para cada trabajo, y debe estar debidamente cumplimentado para que sea válido. Es necesario disponer de un PTR al entrar en zonas de acceso prohibido, al intervenir y/o permanecer en zonas de permanencia limitada y al entrar en el recinto de contención a plena potencia.

El trabajador debe cumplimentarlo indicando el tipo y lugar de trabajo, la hora de comienzo y duración del mismo, y las operaciones que pueden variar las condiciones radiológicas de la zona.

De este modo, el técnico de protección radiológica establecerá las normas de protección específica para ese trabajo, como la dosis máxima, el tiempo de permanencia, el vestuario de protección contra la contaminación, los equipos de protección respiratoria y los dosímetros personales.

Vigilancia de la exposición de la población

La radiactividad existente en el medio ambiente contempla, por un lado, la radiactividad natural –generada por fuentes cósmicas y terrestres, radionucleidos presentes en el organismo y por el radón– y por otro lado, la radiactividad artificial –debida a exploraciones radiológicas con fines médicos, a los posos radiactivos procedentes de pruebas nucleares y a las instalaciones nucleares.

Ambos tipos de radiactividad son incorporados por el hombre a través de diferentes vías de incorporación, por lo cual, hay que establecer las medidas necesarias de vigilancia radiológica para poder controlar las dosis recibidas, con el fin de evitar riesgos innecesarios.

Para un estado de operación normal de las instalaciones nucleares, la protección radiológica de la población, se lleva a cabo, por un lado, limitando la actividad autorizada para los vertidos de material radiactivo al medio ambiente. En julio

de 2001, se publicó el nuevo Reglamento de Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes, estableciendo que para la evacuación de efluentes y residuos sólidos, es necesaria la autorización del Ministerio de Economía, previo informe del CSN. Por otro lado, se controlarán los valores de radiactividad existentes en el medio ambiente.

En el caso de que ocurra un accidente, la protección radiológica de la población se llevaría a cabo a través de los Planes de Emergencia, que constituyen el último nivel de protección en el caso de que fallaran todas las barreras de confinamiento de las sustancias radiactivas. Además de tratar de prevenir riesgos, actuando antes de que se produzca un escape radiactivo, tienen como objetivo proteger a la población y minimizar los efectos de la radiación.

Cuando se pone en marcha un *Plan de Emergencia Interior*, éste tiene como objetivo recoger todos los procedimientos y organización necesarios para afrontar cualquier contratiempo dentro de las instalaciones, estableciendo las tareas oportunas de coordinación con las autoridades responsables para proteger a la población. Si es un *Plan de Emergencia Exterior* será puesto a punto por la Dirección General de Protección Civil en colaboración con organismos sanitarios y radiológicos, y las autoridades locales.

La limitación de la actividad máxima autorizada para los vertidos de material radiactivo incluye la fijación de unos **Límites de Incorporación Anual (LIA)** y de unos **límites de vertidos** para cada instalación nuclear. Como los vertidos de las instalaciones nucleares suelen ser muy bajos, se establecerán unos niveles de referencia, que servirán de guía para estimar si el funcionamiento de la instalación es adecuado. En cualquier caso, la mejor forma de controlar estos vertidos para que no contaminen el medio ambiente, y en consecuencia, a la población, es medir la radiactividad existente en cada momento. Este planteamiento entrará dentro de las acciones seguidas en un plan de vigilancia radiológica ambiental.

LÍMITES DE INCORPORACIÓN ANUAL (Bq)			
RADIONUCLEIDO	LIA ¹	LDCA ²	PERÍODO
Carbono-14	6×10^{10}	3×10^7	5.600 años
Tritio	3×10^9	8×10^5	12,3 años
Yodo-131	2×10^6	7×10^5	8 días
Fósforo-32	3×10^7	1×10^4	14,3 días
Xenón-133	—	2×10^7	5,27 días

Tabla 1. Límites de Incorporación Anual

Vigilancia Radiológica Ambiental

La población española recibe un promedio de dosis de 3,5 mSv cada año debido a las distintas fuentes de radiactividad naturales y artificiales, de los cuales, 2,41 mSv se corresponden con las fuentes de origen natural.

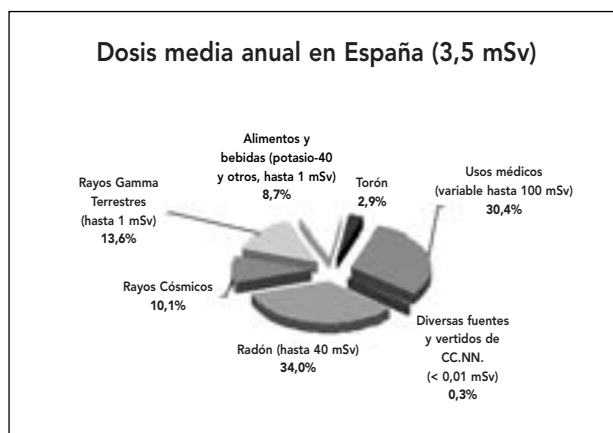


Figura 2. Dosis medias anuales recibidas por la población española por todas las fuentes de radiación ionizante

¹ LIA: límite anual de incorporación para un único radionucleido. Su valor se corresponde con la cantidad de radiación en Bq, incorporada en un año, que entraña una exposición igual al límite de dosis para el organismo entero, teniendo en cuenta los factores de ponderación.

² LDCA: límite derivado de la concentración en el aire. Es la concentración media anual de actividad en el aire inhalado, en Bq por m³, que entrañaría una incorporación anual de actividad igual al LIA, supuesto un horario laboral de 2.000 horas de trabajo por año.

Dentro la vigilancia radiológica ambiental, hay que dedicar especial atención a aquellos planes que llevan a cabo todas las instalaciones nucleares, de obligado cumplimiento y aprobados por el CSN. Estos planes son conocidos como **PLANES DE VIGILANCIA RADIOLÓGICA AMBIENTAL (PVRA)**, y contienen, la *red de vigilancia*, esto es, todos los puntos de muestreo y medida fijados, y los *procedimientos* de muestreo, análisis y medida.

El programa desarrollado en un PVRA se establece a partir de los estudios realizados de la instalación y de la zona, y en consecuencia, se fijan los tipos de población, los grupos de edad, las vías de exposición (aire, agua y alimentos) y los radionucleidos que contribuyen en mayor proporción a las dosis que recibiría un miembro del público.

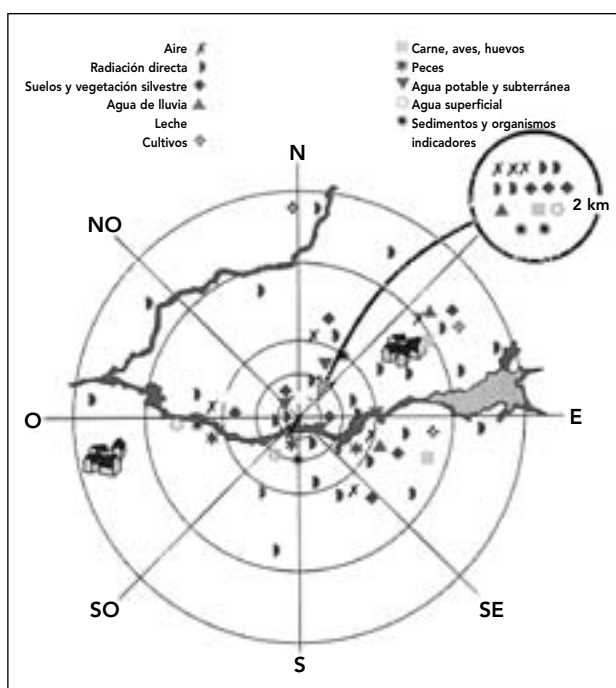


Figura 3. Mapa de un Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental

Un programa de vigilancia radiológica ambiental tipo de una central nuclear, suele requerir la toma de unas 2.000 muestras y la realización de unos 13.000 análisis cada año.

Se toman muestras de suelos, agua de lluvia, cultivos, leche, carne, aves y huevos, peces, agua potable, agua subterránea, agua superficial y sedimentos.

Además existen una serie de puntos (del orden de 30) en los que se mide continuamente la radiación de fondo y la presencia de radiactividad para poder detectar cualquier desviación.

Con todos los datos recogidos se realizará un cálculo que permita hacer una estimación de las dosis que recibiría un miembro del público, incluyendo el fondo radiactivo natural existente en la zona.

Además, en los PVRA se establecen unos valores de aviso, que cuando se sobrepasan, es obligado investigar la causa y aplicar las medidas correctoras determinadas por el CSN.

Para controlar los resultados de los PVRA realizados por las instalaciones, el CSN lleva a cabo una **toma de muestra de contraste** analizadas posteriormente en un laboratorio especializado e independiente, comprobando de esta manera que los datos proporcionados por las instalaciones están dentro de los límites establecidos (algunas Comunidades Autónomas tienen firmado un Acuerdo de Encomienda con el CSN para realizar el contraste de los PVRA).

Red de Vigilancia Radiológica Ambiental

El proyecto REVIRA se encuentra en operación desde 1992, y está compuesto por una Red de Estaciones Automáticas (REA) y otra de laboratorios asociados, distribuidos por todo el territorio nacional. Comprende tres sistemas diferenciados:

1. **Estaciones de detección y medida continua de la radiactividad ambiental, con transmisión de señales al SALEM del CSN.** Esta red dispone de 25 estaciones distribuidas por todo el país. Además, algunas Comunidades Autónomas disponen de una red propia, como es el caso de Extremadura, Valencia y Cataluña, cuyos resultados son recibidos en el Centro de Supervisión y Control del CSN y se integran a la Red REVIRA nacional, cubriendo así de forma más completa la vigilancia radiológica del territorio nacional.
2. **Laboratorios distribuidos por todas las Comunidades Autónomas,** que realizarán el muestreo y análisis de la radiación ambiental, vigilando la evolución de la calidad radiológica del medio ambiente, en las vías de exposición directa (aire, suelo y lluvia).

PROGRAMA DE MUESTREO Y ANÁLISIS PARA CADA LABORATORIO			
TIPO DE MUESTRA	FRECUENCIA DE MUESTREO	TIPO DE ANÁLISIS	FRECUENCIA DE ANÁLISIS
AEOROSOL	CONTINUO	ALFA Y BETA TOTAL, ESPECTROMETRÍA GAMMA Y Sr-90	SEMANAL Y TRIMESTRAL COMPUESTO
RADIOYODOS EN AIRE	CONTINUO	I-131	SEMANAL
AGUA DE LLUVIA	CONTINUO MENSUAL	BETA TOTAL, ESPECTROMETRÍA GAMMA Y Sr-90	MENSUAL Y TRIMESTRAL COMPUESTO
DEPÓSITO SECO	CONTINUO MENSUAL	BETA TOTAL, ESPECTROMETRÍA GAMMA Y Sr-90	SEMESTRAL
SUELO	ANUAL	BETA TOTAL, ESPECTROMETRÍA GAMMA Y Sr-90	ANUAL

Tabla 2. Programa de muestreo y análisis normalizado para cada laboratorio asociado

3. **Vigilancia de las aguas fluviales, superficiales y costeras**, que serán enviados al CSN para su valoración radiológica. Esto se realiza a través de un acuerdo permanente del CSN con el Ministerio de Obras Públicas y Transportes, y más concretamente con el CEDEX (Centro de Estudios y Experimentación de Obras Públicas).

La red REVIRA se encarga de vigilar radiológicamente aquellas zonas que no están cubiertas por los PVRA y las

redes de las Comunidades Autónomas. Además, aprovecha las infraestructuras del Instituto Nacional de Meteorología para el despliegue geográfico de la red y para disponer de forma simultánea de *información radiológica* (tasa de radiación, concentración de radón, radioyodos y emisores de radiactividad alfa y beta en el aire) y *meteorológica* (temperatura y humedad relativa del aire, velocidad y dirección del viento, precipitación y presión atmosférica) de cada punto de medida.

Valores de la Red de Vigilancia Radiológica Ambiental (REVIRA)

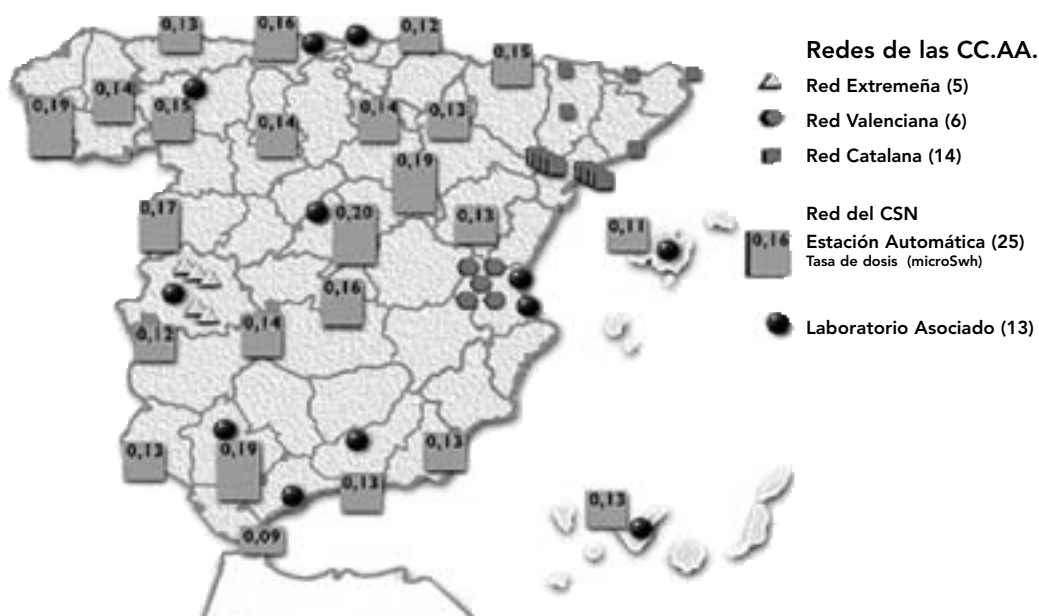


Figura 4. Mapa de la red REVIRA, con indicación de las estaciones de medida, los valores medios de la tasa de dosis en cada una de ellas, las redes autonómicas asociadas y los laboratorios asociados (tomada de la página Web del CSN)

El mantenimiento de la red dispone de un minucioso programa de atención preventiva de los equipos y la corrección de los posibles fallos mecánicos. Además, se lleva a cabo una calibración periódica de los equipos que permita garantizar la fiabilidad del sistema, así como el cambio de filtros que se realiza trimestralmente para los de papel y mensualmente para los de carbono activo.

Proyecto MARNA

El MARNA (MAPA DE RADIACIÓN GAMMA NATURAL) es un proyecto desarrollado para evaluar los niveles de radiación gamma natural en España, a través de un acuerdo entre el Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) y la Empresa Nacional de Uranio (ENUSA).

Cumple las directrices del Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA) y de la Unión Europea sobre la conveniencia de disponer de mapas de radiación natural, con el objetivo de evaluar los niveles de radiación y sus posibles incrementos respecto del fondo natural.

El nivel que alcanza la radiación natural está relacionado con el contenido en potasio, uranio y torio que presentan las diferentes formaciones geológicas. Así, los valores más altos están ligados a determinado tipo de formaciones graníticas y a las rocas sedimentarias derivadas, mientras que los más bajos se asocian a rocas básicas y a formaciones sedimentarias de origen marino.

Las provincias españolas que presentan valores medios radiométricos más altos, causados por la presencia de formaciones graníticas, son Cáceres, Madrid, Toledo, Ávila, Pontevedra, Salamanca y Zamora. También presentan radiometrías similares los granitos de Cataluña y los batolitos de Badajoz, Córdoba y Sevilla. Las provincias con niveles más bajos son las del Levante y Andalucía.

El Proyecto MARNA fue iniciado en 1991 y hasta la fecha se ha obtenido una primera fase de resultados:

- Mapa de la España peninsular a escala 1/1.000.000 obtenido a partir de 16.744 medidas.
- Mapas de las Comunidades Autónomas de Extremadura y Castilla-León a escala 1/200.000, lo que supone un total de 130.000 Km².

En la actualidad el proyecto continúa en desarrollo extendiendo los mapas radiométricos de escala 1/200.000 a otras Comunidades Autónomas hasta cubrir todo el territorio nacional.

Los datos empleados para llevar a cabo el proyecto proceden de las medidas de radiación gamma procedente del suelo, efectuadas a lo largo de las numerosas campañas de explotación de uranio de la antigua Junta de Energía Nuclear (JEN) y ENUSA durante más de 30 años, y se completan con las medidas radiométricas obtenidas en el propio desarrollo del Proyecto MARNA.

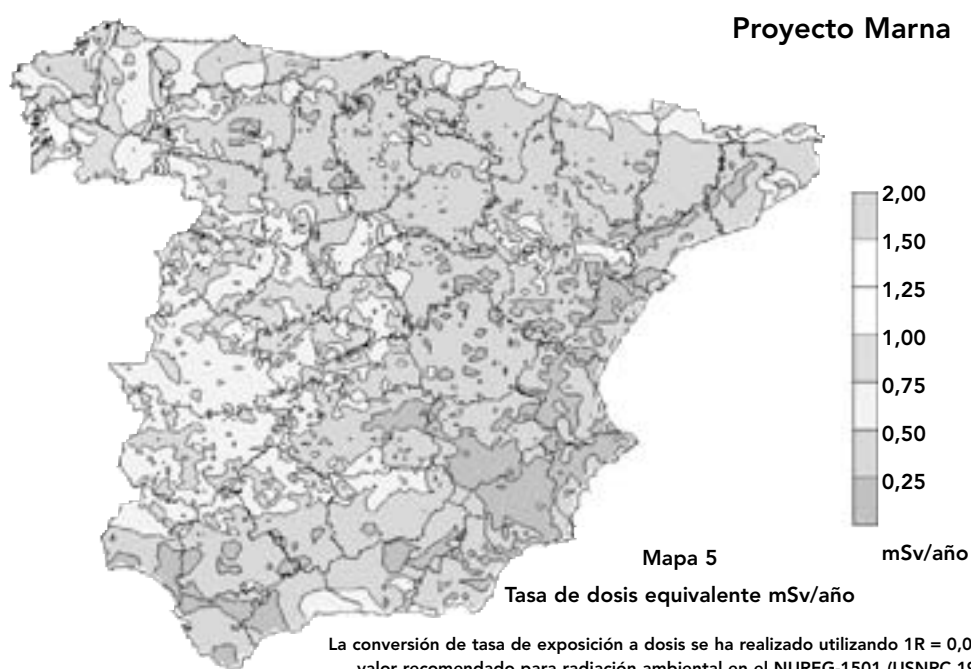


Figura 5.
Mapa de la radiación
natural de fondo en
España.
En la imagen se muestran
los valores de la tasa de
dosis equivalente
en mSv/año (Fuente:
página Web del CSN)

Entre las aplicaciones del proyecto se encuentran las siguientes:

- Estudios epidemiológicos para investigar los efectos de bajas dosis de radiación recibidas durante un largo tiempo.
- Evaluación y control de cualquier incremento de la radiación de fondo debido a causas naturales o artificiales.
- Optimización de la selección del emplazamiento adecuado para equipos de medida de la radiación.
- Estimación de la tasa de dosis absorbida y dosis equivalente en función de los hábitos de la población.
- Estimación de la emisión de radón en función de los aspectos estructurales, petrológicos, geomorfológicos y meteorológicos de las diversas zonas.

Red de Alerta a la Radiactividad (RAR)

La Red Atmosférica de Alerta a la Radiactividad, en la que participa activamente en CSN, depende de la Dirección General de Protección Civil. Consta de 900 estaciones de medida que registran y transmiten en tiempo real, los datos de radiactividad ambiental.

La Red dispone de una mayor cantidad de puntos de medida en el entorno de las centrales nucleares, y así, a su alrededor hay situados 30 puntos de medida dentro de un radio de acción de 30 kilómetros.

Anterior a esta red, existía otra que estaba basada en medidores locales instalados en los pueblos situados alrededor de las centrales. El desarrollo de la RAR mejora la vigilancia de la radiación, ya que dispone de un mayor número de instalaciones de medida y de equipos más modernos y sensibles a la radiación.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para más información sobre la *Vigilancia de la Radiación* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Curso Básico de Protección Radiológica para el acceso al trabajo en las centrales nucleares españolas". UNESA. Madrid, 1986.
- "Radiación: Dosis, efectos y riesgos". CSN. Madrid, 1989.
- "La Vigilancia de la Radiación". CSN. Madrid, 1993.
- "REVIRA: Red de Vigilancia Radiológica Ambiental". CSN. Madrid, 1993.
- "Radón: un gas radiactivo natural en su casa". CSN. Madrid, 1995.
- "MARNA: Mapa de Radiación Natural de España". CSN. Madrid, 1997.
- "La protección radiológica en la industria, la agricultura, la docencia o la investigación". CSN. Madrid.
- "Radiaciones ionizantes y protección radiológica". Gallego, E. Seminario para Profesionales de la Enseñanza. Nivel II. FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- ENUSA (Empresa Nacional de Uranio): <http://www.enusa.es/>

2.5.3. DESMANTELAMIENTO Y CLAUSURA DE INSTALACIONES NUCLEARES Y RADIATIVAS

Se define **cierre** como la parada definitiva de una instalación nuclear y/o radiactiva al finalizar su período de vida útil por motivos económicos o técnicos.

Se define **clausura** como el conjunto de actividades desarrolladas en una instalación nuclear o radiactiva para dejar el emplazamiento en un estado seguro de riesgos para las personas y el medio ambiente, pudiendo utilizarse la zona sin ninguna restricción para otras actividades.

Las instalaciones susceptibles de ser clausuradas pertenecen en general al ciclo del combustible nuclear:

- Minas de uranio.
- Fábricas de concentrados de uranio.
- Fábricas de combustible y reproceso.
- Centrales nucleares.

El **deshmantelamiento** de centrales nucleares se realiza en tres niveles comprendiendo las siguientes operaciones:

- **NIVEL I:** retirada del combustible y de los residuos de operación de la central, desconexión de sistemas, vigilancia y restricción del acceso a la zona y mantenimiento de la instalación en parada definitiva.
- **NIVEL II:** descontaminación y recuperación de componentes, equipos y estructuras que puedan reutilizarse, desmantelamiento de sistemas y demolición de los edificios, restauración del terreno y confinamiento del cajón del reactor, manteniéndose bajo vigilancia.
- **NIVEL III:** desmantelamiento del cajón del reactor, descontaminación y acondicionamiento del terreno para usos posteriores.

En España, la Empresa Nacional de Residuos (ENRESA) ha llevado a cabo el desmantelamiento y clausura de la siguientes instalaciones:

- Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I (Tarragona).
- Clausura de la fábrica de concentrados de uranio de Andújar (Jaén).
- Restauración ambiental de antiguas minas de uranio como la mina de uranio de La Haba (Badajoz).

Niveles de desmantelamiento de instalaciones nucleares y radiactivas

Según el *Organismo Internacional de Energía Atómica* (OIEA) se han adoptado tres niveles de desmantelamiento hasta la clausura total de una instalación:

- **NIVEL I:** se llevan a cabo tareas de drenaje de los líquidos de todos los circuitos de la instalación y se desconectan los sistemas de explotación, estableciéndose una vigilancia física y administrativa de la zona.
- **NIVEL II:** en una **central nuclear**, se descontaminan los componentes y edificios para su posterior uso en otras aplicaciones, se coloca una barrera biológica de protección alrededor del reactor que debe durar varias décadas y se descontaminan los sistemas y componentes

exteriores de dicha barrera biológica manteniéndose la vigilancia de la instalación. En una **instalación del ciclo del combustible**, se desmonta la instalación radiactiva y los equipos asociados a ella, estableciéndose una vigilancia restringida de la zona.

- **NIVEL III:** se lleva a cabo una descontaminación masiva del material, equipos y edificios, retirando aquellos que no se puedan descontaminar totalmente y se realiza la demolición de los edificios. En una **central nuclear**, se retira el cajón del reactor con su blindaje biológico y se rehabilita el emplazamiento. La cantidad de residuos generados depende de la etapa de desmantelamiento considerada y del tiempo de permanencia del reactor en "almacenamiento protector" después de su parada.

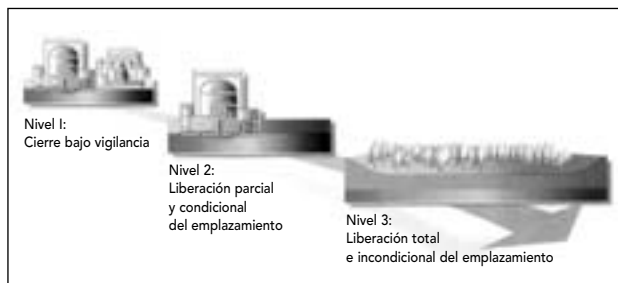


Figura 1. Niveles de desmantelamiento de una instalación nuclear

Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I

La central nuclear de Vandellós I se conectó a la red en 1972, formando con la central nuclear de Zorita y la de Santa M^a de Garoña, el grupo de centrales de primera generación en España. Era una central de grafito-gas propiedad de la empresa HIFRENSA (Hispano-Francesa de Electricidad).

Debido al incendio sufrido en octubre de 1989, fue cerrada definitivamente en 1990. La fase previa o nivel I de desmantelamiento fue llevada a cabo por HIFRENSA. Esto incluía la descarga del reactor y la evacuación del combustible que concluyó en 1994, el acondicionamiento de los residuos de operación y la extracción y preacondicionamiento de los residuos depositados en los silos de grafito. El combustible gastado fue llevado a Francia para su reproceso.

Figura 2. Esquema de desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I



ENRESA, empresa encargada de su desmantelamiento, ha ejecutado ya el nivel 2, consistente en desmontar y demoler los edificios y sistemas de la central, excepto el cajón del reactor, que permanecerá por ahora confinado.

Concluida esta etapa se inicia ahora un período de latencia de 25 años, que tiene como fin que la radiactividad en el interior del cajón decaiga a niveles que faciliten su total desmantelamiento con el mínimo coste radiológico, dejando finalmente liberado el emplazamiento para posteriores usos.

En enero de 1998, el antiguo MINER autorizó la ejecución de las actividades de desmantelamiento de la central y la transferencia de su propiedad a HIFRENSA, una vez hubiera finalizado todo el proceso de desmantelamiento.

Entre febrero de 1998 y febrero de 1999, se llevaron a cabo las tareas de acondicionamiento del emplazamiento para el desmontaje en zonas radiológicas y se desmantelaron los equipos y estructuras convencionales.

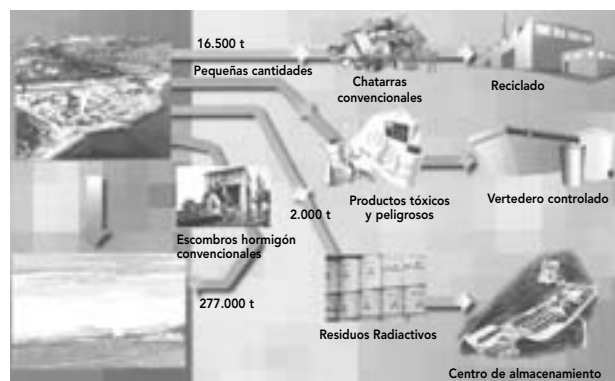


Figura 3. Destino de los materiales procedentes del desmantelamiento de Vandellós I

A partir de 1999 y hasta junio de 2003, se separaron los materiales convencionales de los residuos radiactivos, asegurando la descontaminación total de las estructuras. Los residuos de baja y media actividad fueron enviados al centro de almacenamiento de El Cabril.

Durante ese período, se liberó más del 80% del emplazamiento, y se clasificaron cerca de 300.000 toneladas de materiales, de los cuales menos de 2.000 toneladas fueron acondicionados como Residuos de Baja y Media Actividad (RBMA).

Una vez transcurrido el período de latencia de 25 años, hacia el año 2027, comenzará el nivel 3, en el cual se llevará a cabo el desmantelamiento del cajón del reactor, liberando totalmente el emplazamiento y retornando a la propiedad de HIFRENSA, que podrá disponer de él para usos posteriores.

Clausura de la Fábrica de Uranio de Andújar (FUA)

La FUA está situada en la provincia de Jaén. Estuvo en operación desde 1959 hasta 1981 y fue diseñada para obtener concentrados de uranio a partir de la extracción de minerales de baja ley.

El MINER autorizó su clausura en febrero de 1991, comenzándose las tareas de clausura de manera inmediata.

Para la fase previa de estabilización, ENRESA estudió la zona del emplazamiento y el impacto de los estériles de minería antes y después de las obras. Se estabilizaron los diques de estériles en su emplazamiento.

En la **preparación del emplazamiento**, se construyó una balsa de tratamiento de aguas antes de su vertido al río Guadalquivir y se amplió el foso de descontaminación de vehículos y maquinaria.

En el **desmantelamiento de las instalaciones**, se descontaminaron y trocearon los equipos de la instalación, depositándose en 400 jaulas metálicas trasladadas y rellenas con hormigón en su emplazamiento definitivo dentro del dique de estériles.

Las tareas de **remodelación del dique** consistieron en el perfilado y recolocación de estériles, extendiendo y compactando en la cumbre los suelos contaminados procedentes de la limpieza del emplazamiento, consiguiendo una estructura estable mediante taludes adecuados.

Figura 4. Capas de cobertura de la FUA



Las **capas de cobertura** se construyeron con el fin de evitar filtraciones de agua y erosiones.

Para la **restauración** del emplazamiento se realizó una plantación de vegetación autóctona en la zona del dique y se plantaron alrededor de 1.700 árboles y arbustos, permitiendo su integración en el paisaje de la zona.



Figura 5. Estado actual de la FUA

Una vez finalizadas las obras, se estableció un **Plan de Vigilancia y Mantenimiento** durante un período de 10 años, durante los cuales se realizarán inspecciones periódicas y medidas de radón y de las aguas subterráneas.

Clausura y restauración de la mina de uranio de La Haba

La antigua mina de La Haba se encuentra en la provincia de Badajoz. Se restauraron los terrenos afectados por las labores mineras, mediante el traslado de las escombreras a los huecos de la mina y el sellado de los pozos y galerías de la mina.

Se eliminaron los equipos y edificaciones existentes, y finalmente se llevó a cabo una revegetación, una vez clausurada la planta LOBO-G y el dique de estériles asociado, de modo que la zona pudiera integrarse en el entorno.

Otras minas de uranio restauradas por ENRESA han sido: Cabra Baja, El Sabio, Pedro Negro y Calderilla, en Badajoz; Valderrascón, Perdices, Broncana, Zafrilla, Ratones y Sevillana, en Cáceres; Trapero, Cano y San Valentín, en Córdoba; La Virgen, Montealegre y Navalasno en Jaén.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre el *desmantelamiento y clausura de instalaciones nucleares y radiactivas*, pueden consultarse las **siguientes referencias bibliográficas** de la Empresa Nacional de Residuos (ENRESA) <http://www.enresa.es/>

- “Objetivos alcanzados y proyectos de futuro”. Madrid, 1997.
- “Plan de I+D 1999-2003”. Madrid, 1999.
- “El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad”. Madrid, 1999.
- “V Plan General de Residuos Radiactivos”. Madrid, 1999.
- “Origen y gestión de residuos radiactivos”. Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- “Sistema de gestión medioambiental del centro de almacenamiento de El Cabril”. Madrid, 2000.
- “Restauración de antiguas minas de Uranio”. Madrid, 2000.
- “Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del centro de almacenamiento El Cabril”. Madrid, 2000.
- “Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I – Memoria de actividades 1998-1999”. Madrid, 2000.
- “Plan de Investigación y Desarrollo Tecnológico para la gestión de residuos radiactivos (1999-2003)”. Madrid, 2000.
- “El transporte de residuos de baja y media actividad”. Madrid, 2000.
- “Fábrica de Uranio de Andujar”. Madrid, 2000.
- “FEBEX: Experimento a escala real para un almacenamiento de residuos de alta actividad”. Madrid, 2001.
- “Tecnología al servicio del medio ambiente”. Madrid, 2001.
- Ponencia ENRESA “Desmantelamiento de C. N. Vandellós I”. Informe SNE “Las Centrales Nucleares Españolas en 2003: Situación Actual y Perspectivas”. Madrid, 2004.

2.5.4. LA SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES

La **seguridad nuclear** tiene como principal objetivo la defensa de las personas y el medio ambiente frente a los efectos de las radiaciones ionizantes. La protección necesaria para conseguir este objetivo se basa en medidas técnicas y administrativas.

Las **bases técnicas** se orientan al mantenimiento de las barreras físicas, en cualquier situación normal o de emergencia, frente al riesgo de escape de sustancias radiactivas del combustible, evitando los daños que éstas puedan causar. Las **barreras físicas** están constituidas por el combustible, las varillas que contienen el combustible, el circuito primario de refrigeración y el recinto de contención donde se encuentra el reactor.

Las **bases administrativas** se fundamentan en la pirámide normativa y la legislación oficial de seguridad, en la formación adecuada de los trabajadores de la central nuclear, y en la llamada *cultura de seguridad*, mediante la revisión de experiencias de operación, la inspección en servicio y las revisiones periódicas de la instalación y su programa de mejora continua de la calidad.



Figura 1. Barreras físicas de protección frente a la radiación en una central nuclear

Bases técnicas de la seguridad nuclear

El riesgo de las centrales nucleares es debido a la presencia y posible escape de las radiaciones y productos radiactivos producidos por el combustible en el núcleo del reactor.

Para evitar este riesgo, las centrales nucleares se construyen bajo el principio de seguridad a ultranza, mediante el diseño, la construcción y la operación, de manera que pueda obtenerse electricidad de forma segura, sin riesgo para los propios trabajadores de la instalación, para la población y para el medio ambiente.

La **seguridad intrínseca** viene dada por el propio diseño del reactor, e introduce los principios físicos en el funcionamiento del reactor, con el objetivo de frenar una reacción de fisión en cadena incontrolada. Estos principios actúan cuando aumenta la temperatura del combustible o del refrigerante, manteniendo esta variable de forma estable y evitando así un exceso de reacciones en el núcleo y un aumento incontrolado de la potencia del reactor.

La **seguridad incorporada** está constituida por las barreras físicas, en los sistemas de protección y control, y las salvaguardias tecnológicas.

Las **barreras físicas de seguridad**, que protegen al reactor impidiendo el escape de radiación y de productos radiactivos, están constituidas por:

- **El combustible nuclear:** este material cerámico retiene gran cantidad de productos de fisión, para que no escapen a las vainas donde se albergan las pastillas de combustible.
- **Las vainas de combustible:** en ellas se encuentran apiladas las pastillas de combustible, y evitan el paso de los productos de fisión al refrigerante del núcleo del reactor.
- **El circuito primario de refrigeración:** está integrado por la vasija del reactor, las bombas de circulación del refrigerante, los generadores de vapor, y el presionador, en el caso de una central nuclear de agua a presión, y la vasija del reactor y las bombas de circulación, en el caso de una central de agua en ebullición.
- **El recinto de contención:** construido de hormigón recubierto de chapa de acero que asegura su hermeticidad, constituye el blindaje biológico que evita la exposición a la radiación de los trabajadores de la instalación, de la población y del entorno, en el caso de verse superadas las demás barreras.

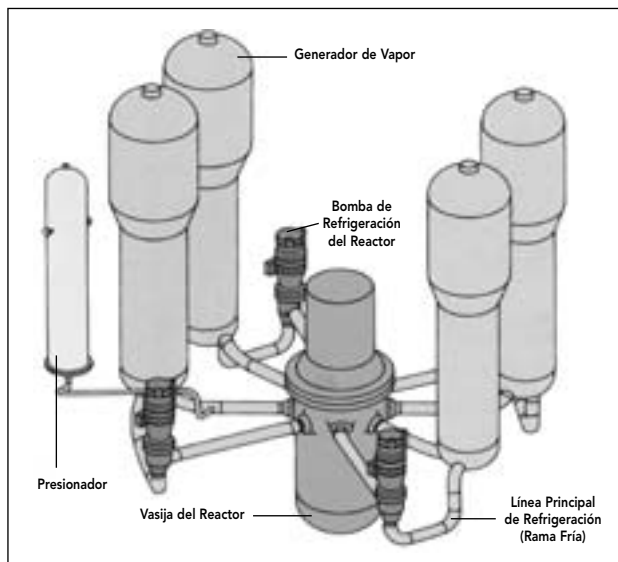


Figura 2. Sistema de refrigeración de un reactor de agua a presión

Las **salvaguardias tecnológicas** están constituidas por un conjunto de sistemas diseñados para proteger las barreras físicas y evitar accidentes (*preventivas*). Además, en el caso de que tuviera lugar un accidente, reducen las consecuencias a límites controlables (*de contención*). Los sistemas que las integran son:

- **El sistema de refrigeración de emergencia del núcleo:** se ocupa de refrigerar el núcleo, limitando fugas de productos radiactivos, siendo capaz de extraer por completo el calor residual tras un accidente con pérdida de refrigerante (ACPR) causado por la rotura o fuga de la barrera de presión (circuito primario), evitando así la fusión del núcleo.
- **El sistema de protección del reactor:** es un sistema independiente del sistema de control, de forma que se inicie automáticamente hasta detener el reactor (*disparo del reactor*) y llevarlo a **parada¹ segura**, mediante la inserción de las barras de control y mantenga los límites de diseño ante incidentes de operación previstos y mitigue las consecuencias de accidentes imprevistos.
- **El sistema de evacuación del calor residual:** cuando el reactor está en parada, hay que disipar el calor residual liberado por la desintegración de los productos radiactivos acumulados en el combustible.
- **El sistema de inyección de seguridad:** que suministra agua borada al sistema de refrigeración del reactor controlando así el flujo neutrónico.

- **El sistema eléctrico de emergencia:** que debe suministrar la energía necesaria para el funcionamiento de los sistemas importantes para la seguridad, incluso después de un fallo completo del suministro eléctrico normal. Pueden emplearse turbinas hidráulicas, moto generadores de diesel, baterías, etc.

Si a pesar de todas estas medidas de seguridad, pudieran producirse fallos, sus consecuencias serían mínimas debido a la existencia de sistemas de seguridad *redundantes* que mantienen la funcionalidad en caso de fallo de un sistema.

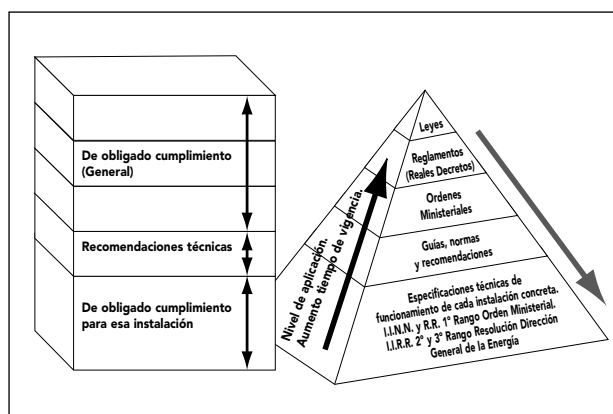
La seguridad de las centrales nucleares en operación está complementada además con la inspección, vigilancia y revisiones periódicas de los sistemas mediante ensayos previamente programados.

Hay que tener en cuenta también la existencia de un *Plan de Vigilancia Radiológica Ambiental (PVRA)*, tanto en el emplazamiento como en los alrededores de la instalación durante la explotación, que consiste en la toma de datos de dosis de las estaciones ambientales seleccionadas, toma de muestras de la fauna y flora de la zona, toma de muestras de alimentos, agua y aire, y evaluación radiológica y cálculo de las dosis acumuladas.

Bases administrativas de la seguridad nuclear

Las bases administrativas se asientan bajo el control que ejerce la Administración sobre las empresas propietarias de las centrales nucleares con el fin de mantener los niveles técnicos requeridos durante el proyecto, la construcción y la explotación de las instalaciones.

Figura 3. La pirámide normativa en España



¹ **PARADA SEGURA:** la parada segura del reactor puede producirse de dos maneras: **parada caliente**, en la que se para el reactor sin despresurizar el sistema de refrigerante y se introducen las barras de control sin acoplar el sistema de evacuación del calor residual; **parada fría**, en la que se para el reactor y se enfría y despresuriza el sistema del refrigerante y se acopla el sistema de evacuación del calor residual.

En el régimen administrativo español, el conjunto normativo incluye unas leyes básicas, los reglamentos que desarrollan las leyes, órdenes ministeriales, guías, normas y recomendaciones específicas a cada situación, así como el resto de documentación legal propia de la instalación, en particular las Especificaciones Técnicas de Funcionamiento, que en el caso de las centrales nucleares, son aprobadas mediante Orden Ministerial.

En el *primer nivel administrativo* se incluyen las especificaciones técnicas de funcionamiento de cada instalación. Aquí se encuadra el programa de garantía de calidad, que reúne todas las actividades planeadas y aplicadas sistemáticamente con el objeto de comprobar que todos los sistemas se comportan de manera adecuada durante la operación de la central. El responsable de la gestión de la calidad es el explotador de la central, a través de un plan de coordinación de todos los participantes de la central (ingeniería, fabricantes de equipos y componentes, suministradores, etc.). El control es ejercido por la Administración a través de los informes proporcionados por el Consejo de Seguridad Nuclear.

En el *segundo nivel* se incluyen las guías, normas y recomendaciones impuestas por la Administración.

En el *tercer nivel* se incluyen los preceptos de obligado cumplimiento impuestos por Orden Ministerial.

En el *cuarto y quinto nivel*, se incluyen los Reales Decretos y las Leyes respectivamente. En estos niveles, las centrales nucleares españolas deben cumplir los siguientes:

- Ley 25/1964 sobre *Energía Nuclear*.
- Decreto 2869/1972 por el que se aprueba el *Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas*.
- Ley 15/1980 de *Creación del Consejo de Seguridad Nuclear*.
- Real Decreto 1157/1982 en el que se aprueba el *Estatuto del Consejo de Seguridad Nuclear*.
- Orden Ministerial del Ministerio del Interior del 29 de marzo de 1989 que aprueba el *Plan Básico de Emergencia Nuclear*.
- Real Decreto 783/2001 por el que se aprueba el nuevo *Reglamento de Protección Sanitaria contra las Radiaciones Ionizantes*.

En España, el organismo encargado de velar por la seguridad nuclear y la protección radiológica de las personas y el medio ambiente, es el **Consejo de Seguridad Nuclear (CSN)**. Sus funciones son las de inspección, auditoría y control de las instalaciones, en todas y cada una de las etapas de la vida de las mismas. Realiza un seguimiento continuado, a través de la evaluación de los informes mensuales de operación y de sucesos notificables realizados por los dos inspectores residentes en cada central nuclear en operación.

Aunque es un organismo independiente de la Administración Central del Estado, realiza informes preceptivos y vinculantes en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, que serán posteriormente estudiados por el Ministerio competente autorizando o denegando la continuidad de la explotación de una instalación nuclear.

Además, mantiene informada a la opinión pública sobre temas de su competencia e informa, cada seis meses, de sus actuaciones al Congreso de los Diputados y al Senado.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Seguridad Nuclear de las Instalaciones Nucleares* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La seguridad de las centrales nucleares". Alonso, A. Sociedad Nuclear Española. Madrid, 1985.
- "Emergencia en centrales nucleares". CSN. Madrid, 1992.
- "Organización del Consejo de Seguridad Nuclear ante emergencias". CSN. Madrid, 1993.
- "La utilización de la energía nuclear para producir electricidad". Madrid, 1999.
- "La seguridad de las centrales nucleares españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization Economic for Co-operation and Development): <http://www.oecdnea.org/>
- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>

2.5.5. COMPARATIVA DE RIESGOS SEGÚN TIPOS DE CENTRALES ELÉCTRICAS

En toda actividad humana e industrial existe la posibilidad de que se produzcan fallos de diversos tipos o funcionamiento defectuosos, dando lugar a determinados efectos indeseados. La posibilidad de que aparezca cada uno de ellos viene definida por una probabilidad.

La variable aleatoria que asocia los fallos con la probabilidad de que se produzcan, se define como función **riesgo**.

La aceptación social del riesgo difiere según se trate de fenómenos conocidos o nuevos, y también según sean o no impuestos. Algunos fenómenos, a pesar de tener un riesgo mayor que otros, tienen mayor aceptabilidad, como ocurre con el temor a los viajes en avión y la tranquilidad de viajar en automóvil, cuando éste último tiene mayor probabilidad de accidente.

Además de los riesgos para la salud, en el momento de optar por una actividad u otra, deben tenerse en cuenta los efectos sociales, las ventajas económicas y el impacto ambiental.

En este capítulo, se analizarán los riesgos de los distintos tipos de centrales de producción de electricidad:

- Central térmica de carbón.
- Central térmica de fuel.
- Central térmica de gas.
- Central hidroeléctrica.
- Central solar térmica y fotovoltaica.
- Central eólica.
- Central nucleoelectrica.

Riesgo en una central térmica de carbón

Una central térmica de carbón es aquella que genera electricidad a partir de la combustión de carbón en una caldera. El calor generado por esta combustión se emplea para transformar el agua en vapor, que tras entrar en la turbina produce la energía mecánica necesaria para accionar el generador eléctrico y producir energía eléctrica.

Los riesgos del empleo de centrales de este tipo están relacionados con el ciclo de minería del carbón, en la construcción (no más que en otras actividades industriales), en la operación y explotación de la central.

La minería produce gran número de enfermedades respiratorias en los trabajadores, además de enfermedades que afectan al sistema nervioso central, debidas a la inhalación de polvo procedente de la extracción del carbón.

En la fase de explotación, hay riesgo de enfermedades respiratorias, por la combustión de grandes cantidades de carbón que da lugar a gases derivados del azufre, del carbono y del nitrógeno, y pérdida de capacidad auditiva por ruido excesivo, para los trabajadores. Y para la población, los riesgos están relacionados con los gases de combustión anteriores, las cenizas, los hidrocarburos y ra-

dionucleidos, que pueden provocar enfermedades respiratorias, toxicidad y cáncer.

El medio ambiente alrededor de la central, puede verse afectado de forma irreparable por la existencia de cenizas en aguas subterráneas y por la contaminación superficial debida a los gases de combustión (dióxido de azufre y derivados del nitrógeno), pudiendo dar lugar a una seria deforestación.

Además, la cantidad liberada de dichos compuestos de azufre y nitrógeno, se combina con el agua transformándose en ácidos de azufre y nitrógeno en la atmósfera, provocando la denominada *lluvia ácida*.

A largo plazo, la existencia cada vez más creciente de dióxido de carbono, puede contribuir al aumento de los gases de efecto invernadero, y en consecuencia, a efectos irreversibles en el clima.

Riesgo en una central térmica de fuel

El mecanismo de funcionamiento es similar al de una central térmica de carbón, pero emplea el fuel como combustible.

Los riesgos derivados del uso del fuel, desde su extracción como petróleo, el transporte, el refino y su empleo en la central, están relacionados con la producción de fuego en los yacimientos y en las refinerías donde además, la emisión de gases puede llegar a provocar serias enfermedades.

El riesgo para el público y el medio ambiente es debido a la emisión de gases producidos en la combustión (dióxido de azufre, monóxido de carbono), hidrocarburos y materia orgánica contaminante.

Al igual que en el caso de una central térmica de carbón, la emisión de compuestos de nitrógeno y azufre provoca *lluvia ácida*, y la emisión de dióxido de carbono favorece el aumento de los gases de efecto invernadero.

Riesgo de una central térmica de gas

Una central térmica de este tipo, emplea el gas como combustible, pero su funcionamiento es el mismo que el de una central térmica clásica de carbón.

Aunque los riesgos para la salud y el impacto ambiental son menores que en una de carbón o de fuel, durante la combustión se emiten compuestos de nitrógeno, que pueden dar lugar a enfermedades respiratorias.

También pueden provocar fuego y explosiones durante el almacenamiento y transporte del combustible.

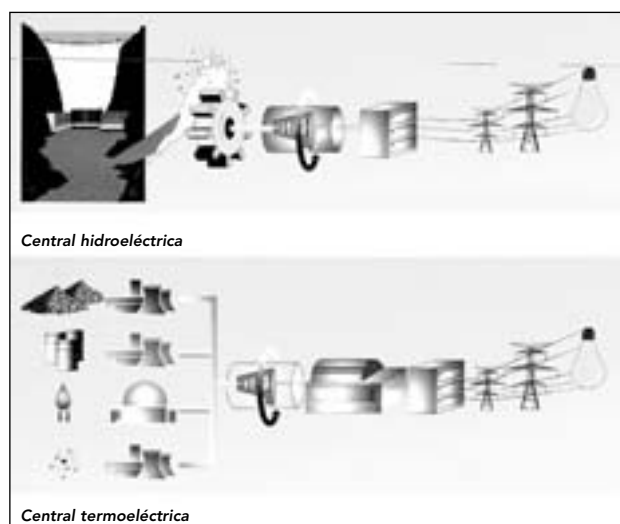


Figura 1. Tipos de centrales eléctricas: Central hidroeléctrica y centrales termoeléctricas

Riesgo de una central hidroeléctrica

Una central hidroeléctrica transforma la energía potencial del agua almacenada en un embalse, en energía mecánica necesaria para mover el generador eléctrico, produciéndose finalmente energía eléctrica.

Suelen construirse en los cauces de los ríos, creando un embalse para retener el agua. La masa de agua almacenada es dirigida hacia la turbina que está conectada al generador eléctrico.

La construcción de una central hidroeléctrica modifica el curso de los ríos debido al levantamiento de presas, embalses, canales, galerías, etc.

Aunque es una fuente de energía renovable, que no produce emisiones contaminantes al medio ambiente, y que puede aprovecharse para riegos y suministros de agua potable, entre otros usos, los riesgos ocasionados por esta forma de energía se concentran en los accidentes causados por el derrumbamiento de presas o embalses, que pueden afectar a los trabajadores durante la construcción y a toda la población cercana, por la gran cantidad de agua liberada.

Riesgo de una central solar

La energía solar es una fuente de energía gratuita, limpia e inagotable. Pero su aprovechamiento presenta problemas tales, como la dispersión con que llega la radiación solar a la superficie terrestre, sobre todo cuando no se disponga de un sistema de almacenamiento eficaz.

Esta fuente de energía presenta dos alternativas: la energía solar térmica, que consiste en la absorción de energía y su transformación en calor, y la energía solar fotovoltaica, en la que se transforma directamente la energía solar en eléctrica.

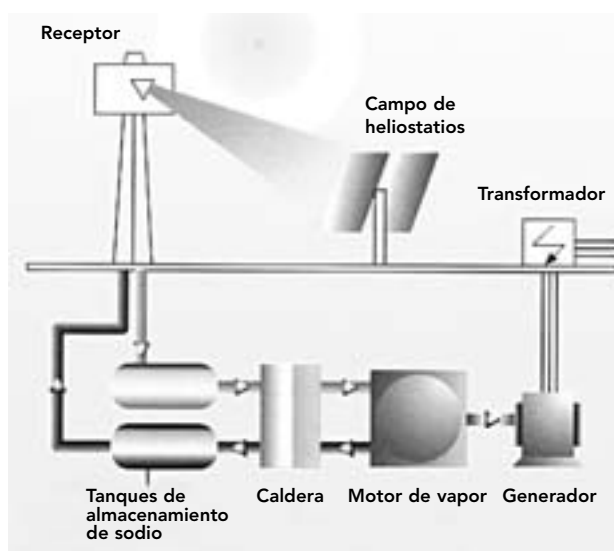


Figura 2. Central solar

El principal riesgo de una central solar térmica que emplea heliostatos o espejos, es la producción de ceguera provocada por la luz que éstos reflejan, sin dejar de lado,

la toxicidad de los fluidos con los que se trabaja en este tipo de instalaciones, tales como sales de sodio.

En una central solar fotovoltaica, el riesgo más importante se produce en la fabricación de las células solares, por el gran riesgo de exposición a sustancias y gases tóxicos, y por el empleo de equipos de alto voltaje. Aunque en menor medida, un escape accidental de estos gases durante su funcionamiento puede causar daños a la población.

Riesgo de una central eólica

Esta fuente de energía aprovecha la fuerza del viento para la producción de electricidad. Y aunque esto representa una gran ventaja, ya que el rendimiento en la transformación de energía mecánica en energía eléctrica es bastante aceptable, su aprovechamiento presenta varios problemas técnicos derivados de la inconstancia y la variación de la intensidad y la dirección del viento.

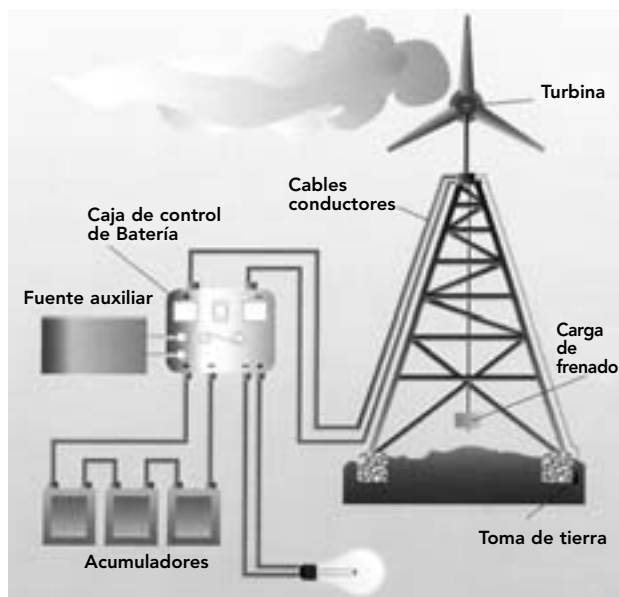


Figura 3. Central eólica

El mayor riesgo se puede producir cuando las palas del aerogenerador se desprenden, si no soportan la fuerza del viento al que se ven sometidas.

Cuando los parques eólicos están alejados de los núcleos de población su riesgo es muy pequeño, y aumenta si están cerca, dando lugar a un impacto ambiental en forma de ruido.

Riesgo de una central nuclear

Una central nuclear es una central térmica que emplea un reactor nuclear en vez de una caldera, originándose en

éste el calor debido a las reacciones de fisión del combustible nuclear de uranio.

El calor generado en el vasija del reactor se transmite a un refrigerante empleado para producir el vapor que va hacia la turbina, transformándose su energía mecánica en energía eléctrica en el alternador.

El riesgo de una central nuclear radica en la presencia y escape de sustancias radiactivas, pudiendo afectar a los trabajadores y a la población.

La seguridad nuclear en el diseño, construcción y operación de una central, permite asegurar que los riesgos nucleares son muy pequeños. Además, no produce emisiones de gases contaminantes a la atmósfera del tipo que emiten las centrales térmicas clásicas.

Debido a la polémica existente en torno a estas instalaciones, se proyectan y construyen intrínsecamente seguras y se adoptan niveles de calidad muy superiores al de la mayoría de las instalaciones industriales. Si bien se pueden producir fallos, la probabilidad es muy pequeña, ya que existen sistemas de seguridad diseñados para que en el caso de que pudiera ocurrir un accidente, el escape de productos radiactivos al exterior sea prácticamente nulo.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Comparativa de Riesgos según tipos de centrales eléctricas* se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La energía nuclear". C. N. Cofrentes – IBERDROLA.
- "Las nuevas energías". IBERDROLA. Madrid, 1991.
- "222 Cuestiones sobre la energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.

Además se pueden consultar las siguientes **direcciones electrónicas**:

- UNESA (Asociación Española de la Industria Eléctrica): <http://www.unesa.es/>
- REE (Red Eléctrica de España): Transporte de energía eléctrica: <http://www.ree.es/>
- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- ASES (American Solar Energy Society Boulder): Energía solar, paneles fotovoltaicos y células fotoeléctricas: <http://www.ases.org/>
- Centre for Photovoltaic Devices and Systems: Producción de energía solar y células fotovoltaicas: <http://www.pv.unsw.edu.au/>
- CREST (Center for Renewable Energy and Sustainable Technology): Energías renovables, eficiencia energética y desarrollo sostenible: <http://www.crest.org/>
- EREN (Energy Efficiency and Renewable Energy Network. US.DOE): <http://www.eere.energy.gov/>
- ICGTI (International Centre for Gas Technology Information).
- IDAE (Instituto para la Diversificación y Ahorro de Energía): <http://www.idae.es/>
- IGA (International Geothermal Association): <http://iga.igg.cnr.it/index.php>
- Investigating Wind Energy, The Franklin Institute Science Museum, USA: <http://sln.fi.edu/tfi/units/energy/windguide.html/>
- ISES (The International Solar Energy Society, Germany): <http://www.ises.org/>
- PTTC (Petroleum Technology Transfer Council, USA): <http://www.pttc.org/>
- RESES-CA (Renewable Energy and Sustainable Energy Systems in Canada, Independent Power Producer's Society (IPPSO) and the Solar Energy Society of Canada, Inc. (SESCI): <http://www.newenergy.org/>
- SEI (Solar Energy International): <http://www.solarenergy.org/>
- UIC (Uranium Information Centre): <http://www.uic.com.au/>

2.5.6. INCIDENTES Y ACCIDENTES NUCLEARES. ESCALA INES

El **riesgo en las centrales nucleares** se debe a la presencia y posible escape de radiaciones y de productos radiactivos producidos en el núcleo del reactor.

Por ello, la **seguridad nuclear** se basa en diseñar, construir y operar estas instalaciones de modo que se obtenga energía eléctrica de forma segura, sin que ello suponga riesgo alguno para la población del entorno y para los trabajadores de la central.

Las centrales nucleares se construyen bajo el principio de seguridad a ultranza, que consiste en prevenir en la medida de lo posible los fallos que pudieran producirse como consecuencia de errores de diseño, fabricación, construcción, operación o por causas externas. En definitiva, establece unas medidas escalonadas de seguridad, de tal modo que si falla alguna quedan todavía las siguientes para evitar daños.

Para cuantificar el riesgo hay que analizar un gran número de accidentes e incidentes posibles, evaluando la probabilidad de que ocurran y los daños que pueden ocasionar. En el caso de las centrales nucleares, se han tomado como referencia los accidentes de Chernobyl y de Three Mile Island.

Una **emergencia nuclear** es aquella situación que tiene lugar en una central nuclear cuando se da un suceso perturbador del funcionamiento normal, pudiendo desencadenarse un accidente si no funcionan las salvaguardias tecnológicas correctamente, si se producen errores de operación y si se produce un nivel anormal de radiación o contaminación.

Para hacer frente a estas situaciones de emergencia, hay previstas una serie de actuaciones a distintos niveles, materializadas en forma de **Planes de Emergencia**.

A nivel internacional, se ha establecido un procedimiento de notificación rápida y objetiva de los accidentes nucleares, conocido como **Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES)**. Los criterios de clasificación de esta escala están basados en el alcance del impacto radiológico y la degradación de las barreras físicas.

Cuantificación del riesgo en una central nuclear

Para poder cuantificar el riesgo en una central nuclear habrá que estudiar un gran número de incidentes y accidentes posibles, evaluando para cada uno de ellos la probabilidad de que tengan lugar y los daños que puedan causar.

El diseño de las actuales instalaciones nucleares estuvo basado en la aproximación que asigna la probabilidad 1 a los accidentes y se preparó el diseño de modo que, aunque éstos ocurrieran, los daños fuesen siempre aceptables.

Esto se conoce como **Aproximación Determinista**, que da como ciertos los “*accidentes base de diseño*”, de los cuales el más representativo es el accidente con pérdida de refrigerante (ACPR) producido por una rotura catastrófica de la barrera de presión en una de sus tuberías principales.

Otro tipo de aproximación es el **Análisis Probabilista de Seguridad (APS)** que trata de identificar y cuantificar la probabilidad de que ocurra un suceso iniciador y la secuencia de sucesos posteriores que puedan producir daños al núcleo del reactor acompañados de emisión de radiactividad al exterior. Así se cuantifica el riesgo potencial asociado con el diseño, la operación y el mantenimiento de la planta. Se utiliza para condiciones de plena, baja potencia y parada.

En el caso de las centrales nucleares, se han tomado como referencias más importantes los accidentes de Chernobyl y de Three Mile Island, aunque cabe destacar la carencia de accidentes nucleares semejantes, permitiendo asegurar que el riesgo es muy inferior al de otras actividades industriales.

El accidente de **Three Mile Island (TMI)** tuvo lugar el 28 de marzo de 1979 en la Unidad 2, cuando llevaba un año de funcionamiento. La causa inicial fue la obstrucción de una tubería del circuito de depuración de condensado.

Esto desencadenó una serie de fallos, que llevaron a la toma de decisiones equivocadas. El resultado final del accidente causó graves daños en el núcleo del reactor y una emisión de productos radiactivos al exterior ligeramente superior a la autorizada. Sin embargo, los efectos biológicos sobre la población cercana a la central fueron muy bajos.

El accidente nuclear de **Chernobyl** tuvo lugar el 26 de abril de 1986, al realizarse un experimento de tipo convencional, que violó las normas de funcionamiento, llevando el reactor a situaciones en las que el margen de seguridad se redujo a límites inaceptables, dadas las características del reactor.

La central estaba equipada con cuatro reactores de tipo RBMK, moderados con grafito, y que no disponían de edificio de contención. Por este motivo, la acumulación de energía del combustible dio lugar a dos explosiones que provocaron la elevación de la losa soporte del reactor, rompiendo la cavidad del reactor, y liberándose a la atmósfera una elevada cantidad de productos radiactivos, de gran intensidad hasta el 6 de mayo y días sucesivos.

La tasa de radiación fue de varios millones de curios al día durante este tiempo.

Medidas de protección ante los accidentes e incidentes nucleares

Ante un accidente o un incidente nuclear, deben tomarse una serie de medidas, para que la población reciba la menor dosis posible o evitar la mayor dosis prevenible:

- El **refugio**, permaneciendo en el interior de los edificios con puertas y ventanas cerradas, para reducir la exposición a la contaminación en suspensión en el aire o depositada en las superficies. Su aplicación es óptima para exposiciones intensas de corta duración, ya que, en general, el confinamiento no es practicable durante más de dos días.
- La **profilaxis con yodo**, administrando yodo estable para bloquear la fijación de yodo radiactivo por la glándula tiroidea. En general, va asociada al refugio o a la evacuación.
- La **evacuación**, implica el traslado urgente de las personas de sus viviendas habituales a otros lugares no afectados por el accidente.

Planes de Emergencia

Una emergencia nuclear es una situación indeseable de perturbación del funcionamiento normal de una central nuclear. Para hacer frente a esta situación se planifican una serie de actuaciones orientadas al cumplimiento de los requisitos de seguridad dentro de la instalación, para prevenir las anomalías de funcionamiento y minimizar, en el que caso de que tengan lugar, las consecuencias en el exterior.

Esta planificación se materializa en:

- **Plan Básico de Emergencia Nuclear:** aprobado en marzo de 1989, que establece las principales directrices de la planificación energética en España.
- **Plan de Emergencia Exterior Provincial:** establecido por Protección Civil para todas aquellas provincias en las que se encuentran ubicadas las centrales nucleares. En España, para las de Tarragona, Cáceres, Guadalajara, Burgos y Valencia.

- **Plan de Emergencia Interior de la Instalación:** específico de cada instalación nuclear y autorizado por el Ministerio de Economía.

En todo momento, debe informarse a la población sobre el accidente nuclear ocurrido de la forma más objetiva posible. A nivel **local**, cumpliendo los *Planes Provinciales de Emergencia*, en los que los destinatarios son las personas que pueden verse afectadas, directa o indirectamente por el accidente.

A nivel **supranacional**, dentro de las obligaciones contraídas por los Estados en Convenios Internacionales, como el de *Pronta Notificación y Asistencia Mutua*, o por requisitos del Tratado EURATOM, en el que los organismos técnicos (OIEA; NEA/OCDE) coordinarán la ayuda internacional si fuera necesaria.

En este nivel, se ha establecido un procedimiento de notificación rápida y objetiva, a través del cual se informe al público de la importancia del suceso nuclear ocurrido, situando la gravedad mediante su posición en la llamada **Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES)**, cuyos criterios de clasificación están basados en el alcance del impacto radiológico y la degradación de las barreras de la defensa en profundidad.¹

La Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES)

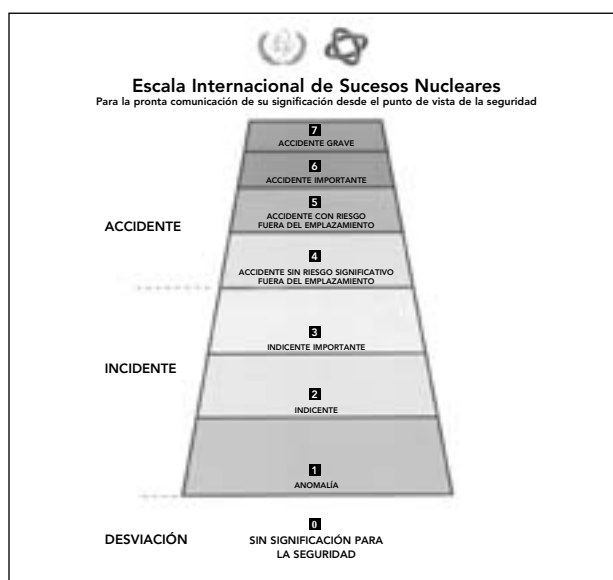


Figura 1. Escala Internacional de Sucesos Nucleares (INES) (Fuente: CSN)

La Escala INES, en uso oficial en España desde 1990, consta de 7 niveles, ordenados del 1 al 7 según grado creciente de gravedad.

¹ Barreras físicas que confinan sucesivamente las sustancias radiactivas generadas por el reactor nuclear. Ver capítulo "LA SEGURIDAD DE LAS CENTRALES NUCLEARES".

Los niveles 1-3 se denominan **incidentes nucleares y anomalías**, y se corresponden con impactos radiológicos internos que afecten sólo a las primeras barreras de contención. Los niveles 4-7 se denominan **accidentes nucleares**, en los que hay degradación de las barreras de contención e impactos radiológicos.

Los sucesos son considerados según tres criterios:

- **Impacto fuera del emplazamiento:** Aplicable a aquellos sucesos que provocan escapes de radiactividad al exterior, que son los que más preocupan al público. El nivel 7, corresponde a un accidente nuclear con consecuencias graves sobre la salud y el medio ambiente. El nivel 6 implicaría medidas drásticas de protección, como el traslado definitivo de la población de las zonas más contaminadas. En el nivel 5, sería necesario adoptar medidas de protección de la población, como el confinamiento, la profilaxis con yodo estable o la evacuación de corta duración. La dosis recibida por el público en el

nivel 4, habría de ser del orden de unos pocos milisieverts, sin necesidad de adoptar medidas de protección de la población, a excepción de llevar a cabo un control de los alimentos. El nivel 3, representa un escape muy pequeño cuya dosis equivale a una fracción del límite de dosis anual establecido en los reglamentos, esto es, alrededor de la décima parte de la dosis anual recibida por cualquier persona como consecuencia de la exposición a la radiación natural.

- **Impacto en el emplazamiento:** Considera el impacto dentro de la instalación. El nivel 5, representa el daño al núcleo del reactor, y el nivel 2, representa la contaminación y/o sobreexposición de los trabajadores.
- **Degradación de la defensa en profundidad:** Es decir, de los sistemas de seguridad de la central previstos para evitar los impactos graves fuera y dentro del emplazamiento.

Figura 2. Soporte lógico de la Escala INES (Fuente: CSN)

Soporte lógico de la escala

(Los criterios dados son sólo indicadores aproximados)

NIVEL/ DENOMINACIÓN	CRITERIOS		
	Impacto fuera del emplazamiento	Impacto dentro del emplazamiento	Degradación defensa en profundidad
7 ACCIDENTE MUY GRAVE	Escape muy elevado de material radiactivo. Efectos importantes extensos sobre la salud de las personas y el medio ambiente.		
6 ACCIDENTE GRAVE	Escape importante: adopción total de medidas de protección al público.		
5 ACCIDENTE CON RIESGOS FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	Escape limitado: adopción parcial de medidas de protección al público.	Daños graves al núcleo o a las barreras radiológicas.	
4 ACCIDENTE SIN RIESGO SIGNIFICATIVO FUERA DEL EMPLAZAMIENTO	Escape pequeño: exposición del público a una dosis del orden del límite anual establecido	Daño parcial al núcleo o a las barreras radiológicas. Exposición letal de trabajadores.	
3 INCIDENTE IMPORTANTE	Escape muy pequeño: exposición del público a una fracción del límite de dosis establecido.	Contaminación muy importante dentro del emplazamiento/efectos agudos para la salud de los trabajadores causados por radiaciones.	Proximidad al accidente/ pérdida de todos los niveles de la defensa en profundidad.
2 INCIDENTE		Contaminación significativa dentro del emplazamiento, sobreexposiciones de trabajadores.	Incidentes con fallos significativos en las provisiones de seguridad.
1 ANOMALÍA			Desviaciones de las situaciones operacionales autorizadas.
0 POR DEBAJO DE LA ESCALA-DESVIACIÓN	SIN TRASCENDENCIA PARA LA SEGURIDAD		

Ejemplos de clasificación de sucesos nucleares

El accidente ocurrido en 1986 en la central nuclear de **Chernobyl** en Ucrania, se clasificó como *nivel 7* por sus importantes efectos agudos sobre la salud y las consecuencias medioambientales de larga duración. Se caracterizó por el escape al exterior de una gran cantidad de materiales radiactivos del núcleo de reactor, así como productos radiactivos de vida corta y larga en cantidades radiológicamente equivalentes a más de decenas de miles de Terabecquerelios de yodo-131.

El accidente ocurrido en 1957 en la planta de reproceso de **Kyshtym** en Rusia, se clasificó como *nivel 6*, ya que tuvo que ser evacuada la población como consecuencia del escape al exterior de material radiactivo en cantidades radiológicamente equivalentes a miles de decenas de Terabecquerelios de yodo-131.

El accidente ocurrido en 1979 en la central nuclear de **Three Mile Island** en Estados Unidos, que causó graves daños en el reactor, pero que tuvo un limitado escape al exterior de productos radiactivos en cantidades radiológicamente equivalentes a cientos de miles de Terabecquerelios de yodo-131, y que fue clasificado como *nivel 5*.

El accidente ocurrido en 1973 en la planta de reproceso de **Sellafield** en el Reino Unido, que fue clasificado como *nivel 4*, ya que tuvo un escape de radiactividad dentro del emplazamiento. Otro accidente destacable clasificado como *nivel 4* tuvo lugar en 1980 en la central nuclear de **Saint-Laurent des Eaux** en Francia, ya que causó daños parciales en el núcleo del reactor, pero no produjo escapes radiactivos al exterior.

El incidente ocurrido en 1989 en la central nuclear de **Vandellós I** en España, fue clasificado como *nivel 3*, ya que no se produjo escape de productos radiactivos al exterior, ni fue dañado el núcleo del reactor y tampoco hubo contaminación dentro del emplazamiento. El daño que sufrieron los sistemas de seguridad provocó la degradación de la defensa en profundidad de la seguridad de la central.

Para obtener más datos destacables y cualquier otra información sobre la *Clasificación de Sucesos Nucleares*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "El Libro de la Energía". 3ª Edición. Forum Atómico Español (FORO NUCLEAR). Madrid, 1992
- "Escala Internacional de Sucesos Nucleares". Consejo de Seguridad Nuclear (CSN). Madrid, 2000
- "222 Cuestiones sobre la Energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001
- "Bases técnicas y administrativas de la seguridad nuclear". Blanco, J. Seminario para Profesionales de la Enseñanza. Nivel II. FORO NUCLEAR. Madrid, 2002

Además, pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN): <http://www.csn.es/>
- INTERNATIONAL ATOMIC ENERGY AGENCY (IAEA): <http://www.iaea.org/worldatom/>
- NUCLEAR ENERGY AGENCY/ORGANIZATION FOR ECONOMIC COOPERATION AND DEVELOPMENT (NEA/OECD): <http://www.nea.fr/> y <http://www.oecdnea.org/>



POLÍTICA ENERGÉTICA

3.1. POLÍTICA ENERGÉTICA

Los primeros documentos planificadores en materia de producción nucleoelectrónica fueron los llamados **Planes de Desarrollo**.

El **I Plan de Desarrollo de 1964-1967**, presentaba un programa de instalación de centrales eléctricas de origen nuclear con una previsión de 1.000 MW de potencia, contemplando la construcción de una central en Zorita de los Canes (Guadalajara), otra en el Valle de Tobalina (Burgos), en Vandellós (Tarragona) y en Irta (Castellón).

El **II Plan de Desarrollo de 1969**, recopilaba las autorizaciones otorgadas en el plan anterior, sin aportar más novedades.

En julio de 1969, por Orden Ministerial, se aprobó el **I Plan Energético Nacional** para el período **1972-1981**, en el que se preveía la construcción de centrales nucleares con objeto de cubrir la demanda energética estimada en dicho período. De este modo, la potencia nuclear instalada experimentó un crecimiento importante, del 3,2 al 21,8%, al ser autorizada la construcción de seis centrales de 930 MW, Almaraz I-II, Ascó I-II y Lemóniz I-II.

Este plan no sólo establecía el tamaño que debían tener las centrales, sino que también especificaba el acondicionamiento geográfico y los aspectos técnicos y económicos de los emplazamientos, situándolas en zonas principales de consumo.

Debido a la oposición popular existente ante la construcción de las centrales nucleares cerca de núcleos importantes de población, se llevó a cabo una revisión del Plan. Esta revisión incluía además la previsión de construir cinco nuevas centrales en Cofrentes (Valencia), Valdecaballeros (Badajoz), Sayago (Zamora) y Regodola (Lugo), incrementándose así la participación nuclear hasta un 36,3% en la demanda energética estimada.

Estas previsiones fueron incluidas en el **III Plan de Desarrollo de 1972**, que proponía que el Gobierno aprobara un Plan Energético Nacional. De estas resoluciones, nació el **Plan Energético Nacional de 1975 (PEN-75)** que establecía una previsión de potencia nuclear instalada de 24.000 MW en 1985 y de 35.000 MW en 1992. El desarrollo del Plan tuvo ciertas dificultades causadas por la etapa de transición política.

Plan Energético Nacional de 1979

El **PEN-79** supuso un cambio radical en la orientación de la planificación eléctrica nacional. Apostaba por la energía nuclear para cubrir las necesidades futuras frente a la dependencia española del petróleo, de manera que la potencia instalada prevista para 1987 fuera de 10.500 MW. Para alcanzar esta cifra se autorizó la construcción de las centrales nucleares de Valdecaballeros I-II (Badajoz), Trillo I-II (Guadalajara) y Vandellós II (Tarragona).

La apuesta por la energía nuclear provocó la toma de decisiones importantes en materia de seguridad nuclear y de residuos radiactivos.

Así, se llevó a cabo la segregación de la *Junta de Energía Nuclear* (JEN), atribuyendo las tareas asociadas a la seguridad a un nuevo organismo conocido como *Consejo de Seguridad Nuclear* (CSN), cuya Ley de Creación fue tramitada en 1980.

En materia de residuos se estableció que el combustible gastado debía permanecer en las piscinas de enfriamiento dispuestas en el interior de las propias instalaciones para tal fin. Se planteó la construcción de una instalación de almacenamiento de los residuos de baja y media actividad (el futuro centro de almacenamiento de El Cabril) y la posibilidad de crear una planta de reproceso, aún inexistente en España.

Plan Energético Nacional de 1983

El **PEN-83** se caracterizó por la desaceleración del programa nuclear por razones económicas, técnicas y sociales, las cuales dieron lugar a la paralización definitiva de algunas centrales en construcción. Esta decisión fue conocida como *moratoria nuclear*.

El Plan desestimó la opción de finalizar las obras de construcción de todas las centrales nucleares que en ese mo-

mento se estaban ejecutando y decidió optar por dejarlas preparadas para que entraran en funcionamiento con posterioridad al Plan.

Finalmente, se descartaron las centrales de Lemóniz I-II, Valdecaballeros I-II y Trillo II, autorizando la construcción de las centrales nucleares de Trillo I y Vandellós II.

Una consecuencia de este plan fue la creación de la *Empresa Nacional de Residuos, S.A. (ENRESA)* por Real Decreto 1522/1984, asignándole las funciones de transporte y almacenamiento provisional y definitivo de los residuos radiactivos generados en las instalaciones nucleares españolas.

Plan Energético Nacional de 1991-2000

El **PEN-91** fue llevado a cabo en una época de estabilidad económica, pudiendo establecer con facilidad las previsiones de la demanda energética durante el período de su vigencia y apostando por la diversificación de las fuentes de energía, potenciando el gas y las energías renovables en detrimento de la energía nuclear, el carbón y el petróleo.

De esta manera, para cubrir el crecimiento de la demanda de energía, el Plan se apoyó en la importación de gas y petróleo, en el desarrollo de la autoproducción y en la importación de electricidad de Francia, a la vez que se mantenía la moratoria nuclear.

Con respecto al suministro de gas, el Plan sugirió la construcción de un gaseoducto que a través de Marruecos conectara España con los yacimientos de Argelia. La demanda de productos petrolíferos evolucionó hacia un aumento del consumo de derivados ligeros y hacia una sensible reducción del consumo de fuel.

Dentro de la autoproducción de energía, el Plan apostó por la *cogeneración*¹ dada su eficiencia, limpieza, coste y proximidad al consumidor, y por las centrales minihidráulicas.

También se planteó la posibilidad de utilizar más el carbón de producción nacional, construyendo nuevas centrales térmicas, aunque no se concretó el aumento del grado de autoabastecimiento ni los resultados de los proyectos de investigación y desarrollo de la combustión del carbón en lecho fluido o la gasificación subterránea del carbón.

La opción de mantener la moratoria nuclear contribuyó a una fuerte reducción del grado de autoabastecimiento energético nacional y a la supresión de una alternativa

que pudiera permitir, en caso de dificultades de abastecimiento, sustituir la energía exterior por energía propia.

El papel de la energía nuclear en una moderna política energética

Una adecuada política energética debe darse para que el desarrollo logrado pueda definirse como **SOSTENIBLE**.

Podemos entender así que el concepto de **desarrollo sostenible** no significa otra cosa que la utilización de recursos energéticos de forma que no se produzca una ruptura del equilibrio de aquellos factores ambientales, económicos y sociales sobre los que su influencia es determinante.

Debe existir entonces una estrecha relación entre la disponibilidad de la energía y la cobertura de las necesidades básicas para el bienestar.

Se puede decir que los principales pilares de una moderna política energética son tres:

- La competitividad.
- La seguridad de suministro.
- La protección del medio ambiente.

Aunque ya estaban incorporados en la planificación energética, hay que conseguir que los factores de protección del medio ambiente y de seguridad de aprovisionamiento sean compatibles con la liberalización del mercado eléctrico de la forma más eficiente posible. Esto es, manteniendo la competitividad de las empresas y seguir consiguiendo inversiones de capital.

La mejor aportación que el sector puede hacer frente a los retos del futuro desarrollo energético es mejorar y mantener una de sus características claves: la *flexibilidad*. Esto implica una mayor diversificación en el "mix" de generación y un aumento de la penetración en el mercado de tecnologías más eficientes para el uso final de la energía.

Debe mantenerse además la puerta abierta a todas las opciones de generación, incluyendo todas las tecnologías y combustibles e incorporando las innovaciones que puedan surgir.

El desarrollo sostenible debe ser gradual, al igual que la incorporación y el desarrollo de nuevas tecnologías que permitan a la Unión Europea un liderazgo sostenido que asegure su competitividad, reduciendo la vulnerabilidad que supone la alta dependencia energética y combatien-

¹ **COGENERACIÓN:** es la producción simultánea de energía eléctrica y calor, utilizables de forma inmediata. Para su aplicación pueden emplearse instalaciones de ciclo combinado o instalaciones convencionales (electricidad en una central térmica y calor mediante la combustión de un combustible en una caldera). Su principal ventaja radica en el ahorro de energía primaria que conllevan. Debido al aprovechamiento del calor residual, los sistemas de cogeneración presentan un rendimiento del orden del 85%. Otra ventaja para el usuario es su independencia de la red eléctrica y la seguridad de suministro, ya que la energía necesaria para los procesos industriales es autogenerada en la planta de cogeneración diseñada para funcionar las 24 h.

do el cambio climático desde una perspectiva a largo plazo, empleando todos los medios y opciones a su alcance.

Así, en las **fuentes de energías renovables** la mayor parte de su aprovisionamiento energético llega al mercado en forma de electricidad, pero deben introducirse y promocionarse sin distorsionar el propio mercado.

El aprovechamiento del potencial de muchas de las energías renovables presenta aún ciertas limitaciones, como son su bajo factor de utilización y la imposibilidad de almacenamiento. Por este motivo, el plazo requerido para su penetración en la cesta energética se estima en la actualidad en 30-40 años.

Sin embargo, algunas energías renovables, como la geotérmica y la biomasa, son ya adecuadas para la generación distribuida y para la producción rural de electricidad. La energía eólica, por su parte, experimentó un incremento importante en 2003, del 20%, constituyéndose como la máxima aportación a la producción eléctrica con fuentes de energía renovables incluidas en el Régimen Especial.

La **energía nuclear** juega un papel fundamental en una política energética por razones, de seguridad de suministro, para combatir el cambio climático y para dar una estabilidad a los precios de la electricidad.

Las empresas eléctricas y de equipos nucleares deben intensificar y mejorar la información al público sobre esta tecnología y continuar enfatizando la seguridad en la gestión de residuos.

Desde el punto de vista del suministro energético, no se debe pensar sólo en agotar la vida útil de las centrales nucleares actuales, sino en sustituir las existentes por otras nuevas más competitivas, ya que el carbón se agota, y si las sustituimos totalmente por gas, entraríamos en una dependencia externa peligrosa.

Es necesario por tanto seguir invirtiendo en la investigación de nuevos desarrollos tecnológicos centrados en el diseño, construcción, rendimiento y seguro manejo de los residuos.

Las tres directrices de una buena política energética: seguridad, investigación y comunicación, son las que deben ser afrontadas para garantizar una energía que debe seguir formando parte destacada del conjunto de fuentes necesarias para garantizar el abastecimiento energético en el futuro.

La política nuclear comunitaria presta especial atención a la promoción de la investigación y desarrollo de proyectos que favorezcan la industria de equipos y componentes para el sector nuclear.

Se pretende consolidar la competitividad de las industrias comunitarias en el mercado mundial, así como la creación de un sistema de normas comunes que favorezca la competencia en el mercado interior.

Se establece como prioridad el hecho de que todos los productores de electricidad cuenten con las mismas condiciones en el momento de realizar las inversiones nucleoelectricas.

Por otro lado, el proyecto de la **Carta Europea de la Energía**, incluye entre los acuerdos de cooperación, uno sobre energía nuclear que pretende potenciar la exportación y la colaboración técnica de todos los países miembros con los países de Europa del Este y de la antigua Unión Soviética, para elevar la seguridad de sus centrales hasta los niveles de los países occidentales.

Así, la industria nuclear española participa en esta mejora de la seguridad de las centrales soviéticas, a través de los programas TACIS y PHARE de la UE y de los fondos del BERD.

En cuanto al **carbón**, no se puede prescindir de él en la generación eléctrica. Sus desventajas medioambientales deben ser superadas en el futuro mediante el desarrollo y la innovación tecnológica, como es el caso de la combustión limpia del carbón. Además, aunque las reservas europeas sean caras, se podrá contar con aprovisionamientos competitivos de diversas partes del mundo.

Por otro lado, el **gas** presenta una elevada eficiencia energética de los ciclos combinados con turbinas de gas y seguirá en aumento en el futuro. Pero presenta una incertidumbre que viene dada por los elevados precios que no serán eliminados mientras se mantengan referenciados a los del petróleo.

Para llevar el gas desde las regiones de reservas muy abundantes, pero de escasa explotación, a los mercados, se requieren infraestructuras construidas con grandes recursos financieros invertidos y una intervención política que asegure un marco estable entre los países exportadores y los de tránsito de gaseoductos. De la potencia total puesta en servicio en 2003 en España, 1.800 MW correspondieron a ciclos combinados de gas.

La **energía hidráulica** es una fuente de energía muy efectiva para reducir las emisiones de dióxido de carbono en la generación de electricidad. Ofrece importantes ventajas en cuanto a la estabilidad de costes y los altos factores de utilización, que la hacen compatible con los objetivos de desarrollo sostenible para el futuro. En 2003, la producción hidráulica experimentó un incremento del 65% en el conjunto del Régimen Ordinario y Especial.

Finalmente, el **fuel-oil** y otros **productos petrolíferos** seguirán siendo utilizados en un futuro inmediato en pequeños sistemas aislados y tendrán carácter de combustible de apoyo en los grandes sistemas interconectados. La incertidumbre que supone el dominio de la OPEP en la escena mundial del petróleo hace aconsejable reducir el uso de los productos petrolíferos en la economía de los países importadores.

En resumen, una de las principales armas que los países de la Unión Europea tienen en sus manos para mejorar su competitividad, proteger el medio ambiente y reducir la vulnerabilidad de una alta dependencia energética es la INVERSIÓN y la INNOVACIÓN de tecnologías y combustibles.

Libro Verde de la Unión Europea para garantizar el suministro energético

La creciente dependencia de los suministros energéticos exteriores de la Unión Europea implica grandes riesgos tanto para el suministro físico de las cantidades de energía requeridas como para la estabilidad de la evolución de sus precios. La Unión cubre sus necesidades energéticas en un 50% con productos importados, y si no se busca una solución, se estima que en 20 ó 30 años este porcentaje podría ascender al 70%. Esta búsqueda de soluciones debe orientarse hacia el establecimiento de una estrategia de seguridad del abastecimiento energético destinada a reducir los riesgos de esta dependencia externa.

El *Libro Verde de la Comisión Europea* de 29 de noviembre de 2000, *"Hacia una estrategia europea de seguridad del abastecimiento energético"*, consideraba que el principal objetivo de esta estrategia debía estar centrado en garantizar, para el bienestar de los ciudadanos y el buen funcionamiento de la economía, la disponibilidad de los productos energéticos en el mercado a un precio asequible para todos los consumidores, sin descuidar las preocupaciones medioambientales, que influyen sobre la elección de las fuentes de energía, y con la perspectiva de conseguir un desarrollo sostenible.

Para lograr este objetivo, se abrió un debate hasta finales de 2001 sobre la política energética de la Unión Europea. Teniendo en cuenta que la energía es un motor fundamental para el funcionamiento de la economía y para el desarrollo de la sociedad, es necesario asegurar su aprovisionamiento en el presente y en el futuro, tanto desde el punto de vista de la disponibilidad, como desde el punto de vista económico. Para ello, se deben considerar los siguientes factores:

- **El medio ambiente:** dada la existencia de cierta repercusión medioambiental del sector energético, por las emisiones de los gases de efecto invernadero que contribuyen al cambio climático. Es primordial el cumplimiento sobre la limitación de las emisiones de gases de efecto invernadero adquirido con la firma del Protocolo de Kyoto.
- **La dependencia energética exterior:** en el suministro de combustibles fósiles, fundamentalmente petróleo, puede provocar graves consecuencias económicas y geopolíticas. En un plazo de 20 años, la Unión Europea tendrá que importar el 70% de la energía que consuma.
- **Diversificación de las fuentes de energía:** ya que es necesario disponer de un amplio abanico para garantizar el abastecimiento energético.

- **El mercado de la energía:** el petróleo es el protagonista en el abastecimiento de los mercados de la energía. Sus posibles fluctuaciones hacen que la economía europea esté expuesta a la volatilidad del mercado del petróleo y también del gas, estando afectados todos sectores económicos por una dependencia exterior excesiva y creciente.

Para el debate propuesto por la Comisión Europea, el Libro Verde incluyó una serie de directrices, articuladas a través de trece cuestiones:

1. Dependencia energética exterior y mantenimiento de la competitividad en la UE.
2. Mercado interior de la energía y política energética coordinada.
3. Política fiscal y ayudas del Estado.
4. Diálogo y acuerdos de cooperación con los países productores.
5. Reservas estratégicas de energía.
6. Desarrollo y operación de redes de transporte.
7. **Desarrollo de las energías renovables.**
8. **Energía nuclear, cambio climático y autonomía energética.**
9. **Compromisos medioambientales.**
10. Los biocombustibles y la energía basada en el hidrógeno.
11. Ahorros energéticos en la edificación.
12. Reestructuración del sector transportista.
13. Integración de enfoques a largo plazo en el proceso de análisis y toma de decisiones.

De las trece cuestiones planteadas, tres hacen referencia específica a la energía nuclear. La industria nuclear, como sector involucrado, llevó a cabo una reflexión y análisis de estas cuestiones, con el objetivo de aportar su experiencia en el debate abierto.

PREGUNTA N° 7

El desarrollo de determinadas energías renovables requiere realizar importantes esfuerzos en términos de I+D, y en ayudas a la inversión y a la operación. ¿Deberían contribuir a su financiación aquellos sectores que gozaron para su desarrollo inicial de ayudas muy importantes y que actualmente son muy rentables (gas, petróleo, energía nuclear)?

La industria energética es de interés estratégico para cualquier país o conjunto de países, y constituye una industria básica para el desarrollo sostenible. Cualquier país tiene la obligación de fomentar el desarrollo de tecnologías con un potencial significativo, especialmente en el caso de ser defi-

citario en recursos de energía primaria propios. Ninguna tecnología energética de estar proscrita “a priori”.

La energía nuclear en España no ha recibido ayudas especiales diferentes a las que pudieron recibir otras industrias. Las centrales nucleares españolas no han recibido ayudas a su construcción y operación diferentes de las recibidas por otras instalaciones para la producción de electricidad.

Es necesario proponer estrategias que minimicen el riesgo de desabastecimiento energético. Algunas de las medidas pueden ser la diversificación de proveedores y de fuentes energéticas, la variedad en la procedencia geográfica de los aprovisionamientos y el ahorro energético.

Los programas de ayuda al desarrollo de nuevas tecnologías en el campo energético que los gobiernos estimen conveniente implementar, deben aplicar a todas las fuentes de energía, incluidas las renovables con potencial energético reconocido, pero deben enmarcarse en las políticas estratégicas de los países o de la Unión Europea, sin penalizar ninguna tecnología energética con respecto a otra.

Para ello, los fondos de financiación para poner en marcha los mecanismos de ahorro energético, deben proceder de la propia sociedad a la que tratan de beneficiar, pero no de una determinada tecnología (gas, petróleo, nuclear), teniendo en cuenta que todas han de desarrollar su actividad en un mercado libre y competitivo.

Es evidente la necesidad de apoyar el desarrollo de todas aquellas alternativas energéticas que acaben teniendo viabilidad técnica y económica. No obstante, se deberían vigilar los sistemas de subvenciones que no conduzcan claramente y con rapidez a ese fin, tratando con ello de evitar costes injustificados y distorsiones artificiales del mercado difíciles de reconducir. En este sentido puede ser a veces mucho más eficaz y económico dedicar más recursos financieros a las actividades de I+D y menos a las subvenciones. Es este un problema real que merece una profunda reflexión tanto en Europa como en España.

PREGUNTA N° 8

Dado que la energía nuclear es uno de los elementos del debate para afrontar el cambio climático y la autonomía energética, ¿cómo puede encontrar la Unión Europea una solución al problema de los residuos, reforzando la seguridad y el desarrollo de la investigación sobre los reactores del futuro, en particular en la tecnología de fusión?

Los residuos, entendidos como los productos de un proceso que no tienen un uso o utilidad posterior, se producen en toda actividad industrial y, específicamente, en el sector energético. Es necesario acondicionarlos, tratarlos y almacenarlos sin riesgos indebidos para las generaciones presentes y futuras, así como para el medio ambiente.

La industria nuclear ha aplicado el criterio de “Concentración y Confinamiento”, en lugar del de “Dilución y Dispersión”, utilizado por otros muchos sectores industriales. La gestión adecuada de los residuos radiactivos es ineludible teniendo en cuenta su existencia, dentro de la aplicación pacífica de la energía nuclear, no sólo en la generación de electricidad en las centrales nucleares, sino también en sus aplicaciones en medicina, agricultura, investigación, industria, etc.

De esta forma, existen soluciones para la gestión de los residuos radiactivos. Así, para los de baja y media actividad están funcionando satisfactoriamente almacenamientos definitivos en muchos países del mundo. Por ejemplo, en España tenemos el Centro de Almacenamiento de El Cabril, en la provincia de Córdoba.

Para el combustible gastado y residuos de alta actividad se están utilizando almacenamientos temporales. Estos almacenes, situados a veces en el propio recinto de las centrales, consisten en piscinas especiales diseñadas al efecto, o contenedores metálicos en seco en superficie. Tanto en un tipo de almacén como en otro, el combustible gastado puede permanecer confinado durante varias décadas.

Se han venido dedicando esfuerzos y recursos importantes para el desarrollo de técnicas de almacenamiento de residuos de alta actividad en formaciones geológicas profundas de gran estabilidad. En este sentido hay que destacar que países como Estados Unidos, Suecia y Alemania han dado ya pasos importantes hacia la implantación de un almacenamiento definitivo, y que otros muchos países, entre los que figura España, están llevando a cabo importantes programas de investigación en este campo.

Además, la industria nuclear continúa buscando otras soluciones complementarias, para la gestión definitiva de los residuos de alta actividad, mediante la investigación en procesos de separación-transmutación que consigan reducir el volumen de los que hay que gestionar. Es necesario un apoyo político y social para la implementación de una solución definitiva, para lo cual hay que proporcionar suficiente información acerca de las soluciones propuestas de una manera abierta y objetiva.

Para contribuir en la gestión de los residuos, debe potenciarse también la investigación y el desarrollo de nuevos tipos de reactores, que produzcan menores cantidades de residuos, tanto en términos de actividad como de volumen, así como para utilizar nuevos tipos de combustibles con mayores grados de quemado o que utilicen combustible reciclado (por ejemplo, los reactores rápidos reproductores, el combustible de óxidos mixtos, etc.).

Así, ya están en marcha distintas iniciativas en el mundo, como el reactor PBMR en Sudáfrica, la Generación IV en Estados Unidos, y diversos proyectos de I+D del Quinto Programa Marco de la Unión Europea, entre otros.

En paralelo, hay que seguir apostando a más largo plazo por la energía nuclear de fusión, como una de las más importantes fuentes de abastecimiento energético en el futuro, y que también minimiza la producción de residuos radiactivos.

PREGUNTA N° 9

*¿Qué políticas pueden permitir a la Unión Europea cumplir los compromisos contraídos en el Protocolo de Kyoto?
¿Qué medidas podrían adoptarse a fin de explotar plenamente el potencial de ahorro energético y reducir a la vez nuestra dependencia externa y las emisiones de CO₂?*

La energía nuclear es una importante opción para garantizar el suministro energético a gran escala y con funcionamiento en base. Las centrales nucleares funcionan 24 horas los 365 días del año, respondiendo satisfactoriamente en el modelo competitivo del mercado eléctrico, pues satisface el 17% del consumo eléctrico mundial, el 25% en los países industrializados, y cerca del 30% en España y en la Unión Europea.

En las centrales nucleares, la electricidad se genera mediante un proceso físico, la fisión nuclear, en el que no existe combustión. En este proceso no se produce la emisión de gases de combustión, como el CO₂ u óxidos de azufre o de nitrógeno, gases contaminantes de la capa de ozono, y principales causantes del cambio climático y de la lluvia ácida.

Las centrales nucleares no provocan el efecto invernadero, contribuyendo a evitar el cambio climático. En concreto, cada año evitan un vertido adicional de 2000 millones de toneladas de CO₂ en el mundo, 300 millones de toneladas en la Unión Europea –equivalente a la emisión de estos gases por la totalidad del parque automovilístico– y 60 millones de toneladas en España.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre *Política Energética* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "El Plan Energético Nacional 1983-1992". Centro de Publicaciones del MINER. Madrid, 1984.
- "Las líneas básicas del Plan Energético Nacional 1991-2000". Centro de Publicaciones del Ministerio de Industria, Comercio y Turismo. Madrid, 1992.
- "Historia de la Energía Nuclear en España". Rafael Caro et Alt. Sociedad Nuclear Española. Madrid, 1995.
- "El Plan Eléctrico Nacional y los emplazamientos de centrales nucleares en coloquios sobre emplazamientos de las centrales nucleares". Boletín Informativo del FAE, N° 43. Madrid, 1997.
- "Resolución de 15 de enero de 2001, de la Dirección General de Política Energética y Minas". Boletín Oficial del Estado de 13 de febrero de 2001.
- "Observaciones al Plan Energético Nacional 1991-2000". Colegio Oficial de Ingenieros de Minas del Noroeste de España. Noviembre 2001.
- "LIBRO VERDE DE LA UNIÓN EUROPEA: Hacia una estrategia europea que garantice el suministro energético". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- "Hechos relevantes para el sector eléctrico en el contexto internacional entre 1996 y 2001". Informe Internacional Energía Eléctrica. Especial N° 100. UNESA. Octubre, 2001.
- Dictamen del Comité consultivo de la Agencia de Abastecimiento de EURATOM sobre el Libro Verde de la Comisión titulado "Hacia una estrategia europea de seguridad del abastecimiento energético". Diario Oficial de las Comunidades Europeas. Noviembre, 2001.

- "Los desafíos inmediatos de la política energética europea: más seguridad nuclear y desarrollo de las energías renovables". Loyola de Palacio. Comisión ITRE del Parlamento Europeo. Bruselas, 2002.
- "Instalaciones nucleares: autorizaciones y conflicto". Barceló, A. Editorial Ariel Derecho. Barcelona, 2002.

Además se pueden consultar las siguientes **direcciones electrónicas**:

- CNE (Comisión Nacional de la Energía): Ente regulador de los sistemas energéticos en España: <http://www.cne.es/>
- UNESA : Asociación Española de la Industria Eléctrica: <http://www.unesa.es/>
- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): Asociación dedicada a la divulgación e información de la energía en general y de la energía nuclear en particular: <http://www.foronuclear.org/>
- IEA (International Energy Agency): Organismo dedicado a la información energética, datos estadísticos y conservación de la energía, entre otros temas. Consultar Casos de Emergencia para el petróleo, gas natural, uranio y carbón en el proceso de Liberalización del Sector Eléctrico: <http://www.iea.org/>
- Comisión Europea: Organismo dedicado entre otros temas a la información europea, gestión de documentos de la UE y publicaciones. Consultar Directiva de la UE sobre Normas Comunes para el Mercado Interior de Electricidad: <http://www.europa.eu.int/>

3.2. MORATORIA NUCLEAR

Los Planes Energéticos Nacionales y la Moratoria Nuclear

El **Plan Energético Nacional de 1983 (PEN-83)** fue aprobado en junio de 1984 por el Congreso de los Diputados ante la necesidad de adecuar la producción eléctrica nacional a la demanda energética y conseguir un ajuste de los precios.

La principal novedad del PEN-83 fue la desaceleración del programa de construcción de centrales nucleares mediante la denominada *parada nuclear*.

Esta decisión estuvo motivada por cuestiones técnicas y por aquellas derivadas de la demanda, así como por los condicionamientos sociales en torno a la oposición popular de la energía nuclear, especialmente en Extremadura y en el País Vasco.

El Plan consideró necesario adaptar el programa nuclear en curso y elegir sólo dos centrales de las siete que en ese momento contaban con autorización de construcción (Lemóniz I-II, Valdecaballeros I-II, Trillo I-II y Vandellós II). De este modo, se alcanzaría la previsión de potencia instalada realizada por el propio Plan que era de 7.600 MW.

La central nuclear de **Lemóniz** se descartó declarándose en el Plan que era la *opción más desfavorable para la seguridad de las personas, al igual que en cuanto al riesgo de daños económicos asociados a un potencial accidente*, por no declarar abiertamente el miedo a las represalias de los grupos terroristas.

Figura 1. Central nuclear de Lemóniz



La central nuclear de **Valdecaballeros** fue descartada ya que la inversión realizada había sido menor, aunque contaba también con una fuerte oposición social e institucional.



Figura 2. Central nuclear de Valdecaballeros

Dada la mayor aceptación social e institucional existentes en las zonas de su emplazamiento, se aprobó la construcción de **Trillo I** y de **Vandellós II**.

En cuanto a los aspectos técnicos, en los dos grupos de Lemóniz, se mantuvo la conservación de la construcción hasta la fecha de la moratoria nuclear. En los dos grupos de Valdecaballeros se llevó a cabo un Plan de Parada previsto en el PEN-83, realizándose sólo tareas de mantenimiento. En la central de Trillo II, al no haberse iniciado la construcción, no se llevó a cabo ninguna tarea de conservación.

En cuanto al régimen financiero de la moratoria nuclear, por Orden Ministerial de octubre de 1983, se estableció que un porcentaje de la tarifa eléctrica sería destinado a la creación de un fondo para hacer frente a las obligaciones financieras derivadas de las inversiones en curso afectadas por la moratoria.

La obligatoriedad jurídica de la moratoria nuclear se incluyó también en el **Plan Energético Nacional de 1991 (PEN-91)**. Este plan establecía una serie de previsiones de la demanda durante el período de su vigencia y apostaba por la diversificación de las fuentes de energía, potenciando el gas y las energías renovables en detrimento de la energía nuclear, el petróleo y el carbón.

Se reconoció además una deuda con las empresas propietarias de las centrales en moratoria por sus activos paralizados de cerca de 3.800 millones de euros a 31 de diciembre de 1989.

La solución a la problemática de la moratoria nuclear llegaría con la aprobación de la **Ley de Ordenación del Sistema Eléctrico Nacional (LOSEN)** de 1994. Esta disposición legal sólo afectaba a ciertas centrales nucleares, dirigiéndose especialmente a establecer compensaciones económicas por los perjuicios causados por la paralización de dichas centrales.

En diciembre de 1996, el Gobierno y las empresas eléctricas suscribieron el *Protocolo para el establecimiento de una nueva regulación del Sistema Eléctrico Nacional*, dando lugar a la **Ley del Sector Eléctrico de 1997**, que introdujo cambios radicales en el sistema vigente hasta entonces.

Esta nueva ley supondría una liberalización completa de la actividad de producción de energía eléctrica, de modo que la construcción de instalaciones nucleares sólo estaría sujeta al régimen de autorización administrativa previa.

Además, establecía el sistema de compensaciones a las empresas propietarias de las centrales nucleares paralizadas definitivamente, fijando una cuantía individual para cada proyecto y un plazo máximo de 25 años para su completo pago.

Compensaciones de los proyectos de centrales nucleares paralizadas definitivamente

La Disposición Octava de la **Ley 40/1994 (LOSEN)** concluyó que los titulares de los proyectos de construcción de las centrales nucleares que quedaron paralizadas definitivamente, deberían percibir una compensación por las inversiones realizadas, deduciéndose para ello un porcentaje de la tarifa eléctrica.

Esta Disposición no afectaba a los terrenos seleccionados para los emplazamientos de las centrales nucleares en moratoria, que seguirían perteneciendo a las empresas propietarias de dichas instalaciones.

La **Orden Ministerial** del Ministerio de Economía de junio de 1996, estableció un *Fondo de Titularización de Activos Resultantes de la Moratoria Nuclear*, como único cesionario de la totalidad del derecho de compensación reconocido a las compañías eléctricas (IBERDROLA, ENDESA, UNIÓN FENOSA y COMPAÑÍA SEVILLANA DE ELECTRICIDAD) en su condición de titulares de los proyectos de construcción de las centrales nucleares de Lemóniz, Valdecaballeros y Trillo II.

La anualidad correspondiente a 2000 y el importe pendiente de compensación, fueron establecidos según la **Resolución de 15 de enero de 2001 de la Dirección General de Política Energética y Minas**.

Para determinar el importe pendiente de compensación a 31 de diciembre de cada año, se realizará una auditoría previa de cada proyecto por separado, que tendrá en cuenta las desinversiones y los gastos ocasionados por los programas de mantenimiento, desmantelamiento y

cierre de las instalaciones de las centrales nucleares paralizadas.

El titular único del derecho de compensación será el *Fondo de Titularización de Activos Resultantes de la Moratoria Nuclear*.

ANUALIDAD	EUROS
C. N. Lemóniz	243.949.726
C. N. Valdecaballeros	223.596.222
C. N. Trillo II	7.050.503
TOTAL	474.596.451
IMPORTE PENDIENTE DE COMPENSACIÓN	EUROS
C. N. Lemóniz	1.603.044.721
C. N. Valdecaballeros	1.429.115.060
C. N. Trillo II	46.425.592
TOTAL	3.078.585.373

Tabla 4. Anualidad correspondiente a 2000 e importe de compensación a 31 de diciembre de 2000

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre *moratoria nuclear* pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Historia de la Energía Nuclear en España". Rafael Caro et Alt. Sociedad Nuclear Española. Madrid, 1995.
- "Subasta de los títulos correspondientes a los activos afectados por la moratoria nuclear". Boletín del Congreso de los Diputados de 22 de octubre de 1996. Serie D. N° 62.
- "Resolución de 15 de enero de 2001, de la Dirección General de Política Energética y Minas". Boletín Oficial del Estado de 13 de febrero de 2001.
- "Observaciones al Plan Energético Nacional 1991-2000". Colegio Oficial de Ingenieros de Minas del Noroeste de España. Noviembre 2001.
- "Instalaciones nucleares: autorizaciones y conflicto". Barceló, A. Editorial Ariel Derecho. Barcelona, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.

Además se pueden consultar las siguientes **direcciones electrónicas**:

- CNE (Comisión Nacional de la Energía): Ente regulador de los sistemas energéticos en España: <http://www.cne.es/>
- UNESA : Asociación Española de la Industria Eléctrica: <http://www.unesa.es/>
- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): <http://www.foronuclear.org/>
- IEA (International Energy Agency): Organismo dedicado a la información energética, datos estadísticos y conservación de la energía, entre otros temas. Consultar *Casos de Emergencia para el petróleo, gas natural, uranio y carbón en el proceso de Liberalización del Sector Eléctrico*: <http://www.iea.org/>
- Comisión Europea: Organismo dedicado entre otros temas a la información europea, gestión de documentos de la UE y publicaciones. Consultar *Directiva de la UE sobre Normas Comunes para el Mercado Interior de Electricidad*: <http://www.europa.eu.int/>

3.3. LIBERALIZACIÓN DEL SECTOR ELÉCTRICO EN ESPAÑA

El 1 de enero de 2003, tuvo lugar la completa liberalización del sector eléctrico. El nuevo sistema está basado en la competencia entre las empresas eléctricas y en la capacidad de los consumidores de elegir suministrador, con el objetivo de mejorar la calidad del servicio y la competitividad de los precios eléctricos.

Este proceso no ha sido un hecho aislado, ya que desde hacía varios años, se habían ido desarrollando una serie de normas y medidas reguladoras tanto en el ámbito nacional como en el internacional, debido a que la aprobación de la Directiva Europea 96/92/CE sobre "*Normas Comunes para el Mercado Interno de Electricidad*" requería la adaptación de la legislación española. Todas estas medidas desembocarían en la **Ley del Sector Eléctrico**, y posteriormente, sentarían las bases de la plena liberalización del sector en España.

En 1996, el MINER (Ministerio de Industria y Energía) y las empresas eléctricas integradas en UNESA (Asociación Española de Electricidad, S.A.) firmaron el **Protocolo para el Establecimiento de una nueva Regulación del Sistema Eléctrico Nacional**, en el que se establecían las bases de operación necesarias para controlar el Mercado Eléctrico Nacional a través de la liberalización del mercado y de un alto grado de competitividad.

La aprobación de la **Ley 54/1997 del Sector Eléctrico, de 27 de noviembre**, representó una completa transformación de la industria eléctrica en España. La nueva estructura reguladora afectaría, en mayor o en menor medida, a las actividades de generación, transporte, distribución, suministro y comercialización de electricidad. La regulación total de la industria eléctrica, parte de la premisa de que la electricidad es un servicio público de carácter esencial para la economía nacional, y por lo tanto, debe proporcionar un servicio con los costes más bajos y los niveles adecuados de calidad.

La presente ley tiene un triple objetivo: garantizar el suministro eléctrico, la calidad de dicho suministro y su realización con el menor coste posible.

El 1 de enero de 1998, se puso en marcha el **nuevo modelo del sistema eléctrico español**. Los elementos fundamentales en los que está basado fueron los siguientes:

- Libertad de construcción de las nuevas centrales de producción de electricidad.
- Competencia entre las empresas productoras de electricidad en un mercado de ofertas.
- Libertad progresiva de los consumidores de elegir el suministrador que deseen y acordar con él las condiciones y el precio del KWh.
- Libertad de comercialización de la electricidad.
- Libertad de acceso a las redes de transporte y distribución de electricidad.
- Libertad de comprar y vender electricidad a empresas y consumidores de otros miembros de la Unión Europea.

Durante el período 1999-2000, se experimentó una aceleración del proceso, que llevó a que aquellos consumidores cualificados con un suministro eléctrico superior a 1.000 voltios pudieran elegir suministrador libremente. En el año 2003, el grado de liberalización fue total.

El establecimiento de la Ley del Sector Eléctrico en España

La firma del *“Protocolo del Establecimiento de un Nuevo Sistema Regulador para el Mercado Eléctrico Nacional”* a finales de 1996, por el antiguo Ministerio de Industria y Energía (MINER) y las empresas eléctricas integradas en UNESA, estableció los plazos, medidas y salvaguardas que deberían ser puestos en práctica durante el **período transitorio** –denominado así ya que el nuevo modelo debía ser implantado de forma gradual, garantizando la viabilidad financiera de las empresas y respetando los derechos derivados de la anterior regulación, teniendo en cuenta la existencia de los costes de transición al régimen del mercado competitivo– hasta alcanzar los objetivos de la liberalización del mercado eléctrico y estableciendo aquellos criterios que deberían regir la estructura del Sector Eléctrico Español.

Otra misión era la de asegurar la competencia entre las empresas que integraban el Sector y la competitividad de las mismas, así como sentar las bases de una retribución adecuada para cada una de las actividades que se realizan en régimen de monopolio natural, y cuya regulación debería contemplar los intereses de los consumidores, de los trabajadores y de los accionistas que conjuntamente sustentan el negocio de la empresa.

El proceso de firma del Protocolo culminó el 28 de noviembre de 1997 con la aprobación en el Parlamento Español del Acta de la Industria Eléctrica (**Ley 54/1997**), que

establecía la electricidad como esencial para el funcionamiento de nuestra sociedad.

Esta ley se asienta en el convencimiento de que no se requiere más intervención estatal que la que la propia regulación específica supone. De esta manera, se abandona la noción de servicio público, sustituyéndola por la expresa garantía de suministro.

Las actividades de generación y suministro serían liberalizadas, mientras que el transporte y la distribución permanecerían reguladas según su régimen de monopolio natural. Posteriormente, los suministradores serán independientes de los distribuidores, a través de la progresiva introducción del acceso de los consumidores en el mercado.

Liberalización del Suministro

La **Ley 54/1997** dispone la liberalización progresiva del suministro eléctrico, y así, los clientes con un determinado volumen de consumo estarán cualificados¹ para poder adquirir la electricidad en el mercado de ofertas directamente o través de comercializadoras. Además, tendrá cabida la liberalización de comercialización para los clientes no acogidos a tarifas, de modo que la retribución será la pactada libremente entre ellos y sus clientes.

La siguiente tabla muestra los tres escenarios que han existido hasta la fecha en España, comparando el grado de liberalización con las Directivas de la Unión Europea.

AÑO	Directiva UE	Ley 54/97	RD 2820/98	RD-Ley 6/99
1998		>15 GWh ² 28%	>15 GWh 28%	>15 GWh 28%
1999	26%		En. >5 GWh 33% Ab. >3 GWh 37% Jul. >2 GWh 39% Oct. >1 GWh 42%	En. >5 GWh 33% Ab. >3 GWh 37% Jul. >2 GWh 39% Oct. >1 GWh 42%
2000	30%	> 9 GWh 31%		Jul. > 1000 voltios ³
2002		> 5 GWh 33%		
2003	32%			
2004		>1 GWh 42%		
2007		100 %	100 %	100 %

Tabla 1. Evolución de la liberalización del sector eléctrico en España (Fuente: UNESA)

¹ CONSUMIDORES CUALIFICADOS: Aquellos que pueden adquirir energía a los suministradores en el mercado. Incluyen las compañías distribuidoras y comercializadoras, además de los titulares de las instalaciones de transporte por ferrocarril (incluyendo metropolitano).

² GWh (gigavatio-hora): se refiere a la potencia eléctrica consumida.

³ Voltio: unidad de tensión eléctrica suministrada.

Como se puede observar en la tabla, el grado de liberalización en España es mayor desde el principio que en las Directivas de la UE. Es por tanto, una de las liberalizaciones más avanzadas a nivel mundial.

El hecho de que a partir del 1 de enero de 2000, aquellos consumidores cualificados con suministro eléctrico superior a 1000 voltios puedan elegir libremente suministrador, nos da una cifra de 65.000 clientes en estas condiciones.

Así pues, el objetivo primordial del nuevo sistema es asegurar que el suministro de electricidad se lleve a cabo en las condiciones adecuadas en beneficio de los consumidores. La *Ley del Sector Eléctrico* señala que “todos los consumidores tendrán derecho al suministro de energía eléctrica, en el territorio nacional, en las condiciones de calidad y seguridad que se establezcan de manera reglamentaria por parte del Gobierno, con la colaboración de las Comunidades Autónomas”. Los consumidores cualificados estarán acogidos a lo que dispongan las cláusulas de sus respectivos contratos.

Los poderes públicos no van a actuar directamente en el nuevo sistema, pero supervisarán todos los procesos, a través de entidades y mecanismos definidos, garantizando el adecuado funcionamiento de las reglas del mercado.

En casos excepcionales, podrían llegar a suspender temporalmente algún mecanismo del mercado, si fuera necesario para garantizar el derecho de todos los consumidores a recibir el suministro en condiciones adecuadas de calidad y seguridad.

Elementos fundamentales del nuevo Sistema Eléctrico

Los elementos fundamentales del nuevo sistema eléctrico español son los siguientes:

- **Libertad de construcción de nuevas centrales de producción de electricidad:** cualquier empresa puede instalar nuevas centrales eléctricas, del tipo, potencia y localización que considere más convenientes, sin otras condiciones que las que la legislación española establece, de manera general, para la puesta en marcha de cualquier otra instalación industrial. La instalación de nuevos grupos de generación eléctrica se considerará liberalizada a todos los efectos, sin perjuicio de la obtención de las autorizaciones previstas en la normativa vigente para la ejecución de la instalación y sujeta a la regulación medioambiental, la suficiencia técnica y económica de la empresa solicitante y de ordenación del territorio establecida por la autoridad competente en cada materia.
- **Competencia en la producción de electricidad a través de un mercado de ofertas:** el funcionamiento diario de las centrales eléctricas estará determinado en el sistema anterior por REE (Red Eléctrica Española), de acuerdo a los criterios marcados por el antiguo MINER. Nin-

guna central puede enviar electricidad a la red si no está incluida en la programación de REE. En el nuevo sistema, desde el 1 de enero de 1998, cada empresa productora comunicará cada día las condiciones de cantidad y precio a las que está dispuesta a vender la electricidad de sus instalaciones en cada una de las veinticuatro horas del día siguiente. Una vez recibidas las ofertas de todos los productores, se definirá, para cada hora del día, la entrada en funcionamiento de las instalaciones de producción en función del precio al que hayan ofrecido sus energías, dando prioridad a las que ofrecen la energía más barata, hasta cubrir la totalidad de la demanda. Las centrales con electricidad a un precio superior al de la última instalación necesaria para atender la demanda de cada hora, no serán seleccionadas. Este sistema de ofertas competitivas es un incentivo para reducir el precio de la electricidad, ya que los generadores tratan de ofrecer su energía al precio más bajo que les sea posible asegurando así que sus centrales sean seleccionadas para funcionar.

- **Libertad de los consumidores para elegir el suministrador que deseen:** se reconoce el derecho de los consumidores a elegir el suministrador más conveniente y llegar libremente a un acuerdo sobre el precio y demás condiciones de contratación del servicio. En los primeros años del nuevo sistema, esta posibilidad de elección se realizará de manera progresiva y estará reservada a aquellos clientes que sobrepasen un límite de consumo anual. Posteriormente, se irá ampliando la aplicación de este derecho a todos los demás consumidores.
- **Libertad de comercialización de la electricidad:** el nuevo sistema eléctrico ha permitido la creación de un nuevo tipo de empresas eléctricas llamadas *comercializadoras*, cuya función principal es facilitar el derecho de elección de suministrador por parte de los consumidores cualificados e incrementar la competencia entre las empresas suministradoras. En concreto, se encargarán de las relaciones contractuales, en términos económicos y legales, con los clientes cualificados: contratación de las condiciones de suministro, facturación, cobro y otros servicios. Por otro lado, se encargarán de controlar que las instalaciones de los clientes cumplan las condiciones técnicas y de uso adecuadas, a fin de que su utilización no perjudique la calidad del servicio suministrado.
- **Libertad de acceso a las redes de transporte y distribución de electricidad:** es la alternativa más conveniente para hacer compatible la implantación de criterios de libre mercado con las limitaciones físicas y técnicas propias del transporte y la distribución de la electricidad. Así, todos los agentes del nuevo sistema eléctrico podrán acceder libremente a las redes de transporte y distribución mediante el pago de un peaje establecido por la Administración.

- **Libertad de comprar o vender electricidad a otros miembros de la UE:** en el nuevo sistema, todos los productores, distribuidores, comercializadores y consumidores cualificados podrán adquirir electricidad directamente de cualquier país comunitario, tarea realizada anteriormente por REE. La Administración española sólo negará la autorización correspondiente si el país comunitario en cuestión no reconoce a sus respectivos agentes eléctricos la misma capacidad de contratación. Además, los productores y comercializadores españoles podrán vender directamente electricidad a otros países comunitarios, a menos que dichas operaciones supongan un riesgo para el abastecimiento nacional.

Se aspira así a conseguir una liberalización a todos los niveles: generación, operación, transporte y distribución, estos últimos mediante el acceso de terceros a las redes.

La propiedad de las redes no garantiza su uso exclusivo, la eficiencia económica derivada de la existencia de una única red, raíz básica del llamado *monopolio natural*, es puesta a disposición de los distintos sujetos del sistema eléctrico y de los consumidores.

Los órganos de gestión del funcionamiento del nuevo sistema

Para hacer posible el funcionamiento del nuevo sistema, la Ley del Sector Eléctrico ha dado lugar a la creación de dos nuevos organismos, el *Operador del Mercado* y el *Operador del Sistema*.

El *Operador del Mercado* tiene asignada la **gestión económica** y así, se encargará de la recepción de ofertas de venta y adquisición de energía eléctrica en el mercado diario, de su posterior casación y de la liquidación de las transacciones mercantiles efectuadas. Esta gestión se basa en las decisiones de los agentes económicos en el marco de un mercado mayorista organizado de energía eléctrica.

Para este propósito, se estableció **OMEL (Compañía Operadora del Mercado Español de Electricidad, S. A.)** a finales de 1997. Esta compañía está totalmente privatizada y dentro de sus accionistas se incluyen los agentes del sector eléctrico, las instituciones financieras y algunas compañías desarrolladas en otros campos de actividad económica.

El *Operador del Sistema* fue creado para la **gestión técnica**, función realizada por REE (**Red Eléctrica Española, S.A.**), que a su vez desempeñará la misión de gestor de la red de transporte y continúa siendo el propietario de

gran parte de los activos de la red, con expresa vocación privada. Esta compañía está sujeta a las mismas limitaciones que el *Operador del Mercado*.

El mercado de producción de electricidad

Comenzó su funcionamiento el 1 de enero de 1998. Incluye, por un lado, un sistema de ofertas (mercado diario) en el cual, los agentes generadores están obligados a presentar ofertas por todas sus unidades de producción con potencia instalada superior a 50 MW –para el resto de las unidades es voluntario– y por otro lado, la posibilidad de establecer diferentes tipos de contratos entre los consumidores cualificados y otros agentes.

Según la **Ley 54/1997** se establecen varios tipos de contratos:

- Contratos vinculados al precio derivado del sistema de ofertas.
- Contratos físicos bilaterales de compra-venta de energía eléctrica entre los agentes productores y los consumidores cualificados.

Además, se estudiará la utilización de otros tipos de contratos, tanto físicos como financieros, a la vista de las experiencias internacionales disponibles al respecto y atendiendo a conseguir la máxima flexibilidad en la participación de los agentes involucrados, manteniendo la máxima eficiencia posible en la seguridad y en la operación del sistema eléctrico. Su aplicación estará supeditada a su compatibilidad con el sistema de ofertas.

Todos los generadores se adherirán a las condiciones establecidas por el *Operador del Mercado* y el *Operador del Sistema* para el funcionamiento del despacho y para la liquidación⁴ y pago de la energía.

En casos de emergencia, en los que exista grave **riesgo de desabastecimiento** por indisponibilidad de las centrales o fallos graves en las redes, el sistema de ofertas podrá ser modificado para hacer frente a dichas situaciones. Se establecerá un procedimiento de asignación, reparto y retribución de los costes provocados por las situaciones de emergencia.

A este respecto, se debe mencionar que la demanda energética experimentó en 2003 un incremento del 6%.

La falta actual de una verdadera apertura del mercado europeo puede provocar que el flujo de electricidad procedente de Francia se reduzca, como ocurrió en 2001, donde tuvo lugar una reducción de aproximadamente 2.200 GWh, con una pérdida de suministro del 27,9%. Las

⁴ LIQUIDACIÓN: Operación consistente en asignar a los grupos de generación que hayan funcionado o hayan estado disponibles en cada período de programación, el precio de la energía y la capacidad correspondiente, determinando pagos y cobros concretos que deben realizar los diferentes agentes.

demás interconexiones eléctricas (Portugal, Andorra y Marruecos) supusieron más una exportación que una captación de electricidad. Todo esto unido a las necesidades de inversión en redes eléctricas, dio lugar a una falta de cobertura en las necesidades de consumo nacional, de manera que al crecer la demanda, tuvieron lugar los conocidos "apagones" del 2001 en Cataluña. Tras ellos, UNESA advirtió de la posible existencia de nuevos problemas en el suministro eléctrico, lo que implicaba una urgente búsqueda de soluciones para asegurar el mantenimiento del suministro y evitar nuevos apagones en años posteriores.

En 2003, las empresas de UNESA continuaron aplicando su plan previsto de nuevas inversiones, alcanzando un total de 4.249 millones de euros según datos provisionales. Del total acumulado, 2.637 millones de euros correspondían a *generación* y los 1.612 millones de euros restantes a *distribución*. Estas inversiones representan un incremento del 14% con respecto al año 2002.

A lo largo del 2004, se mantendrá esta trayectoria con una inversión total prevista que superará los 4.000 millones de euros. Así, se aseguran nuevas inversiones cercanas a los 9.500 millones de euros hasta 2005 por parte de las principales compañías del sector.

Esto representará un importante paso para la construcción de un mercado interior europeo de electricidad, después de haber establecido un marco regulatorio de aplicación común en toda la Unión Europea, que garantice la igualdad de competencia y una adecuada interconexión de redes, que permita los intercambios comerciales de energía entre los países de una forma estable.

Capacidad de gestión y disponibilidad de las empresas eléctricas

El nuevo sistema permitirá una mayor capacidad de iniciativa empresarial, de modo que las empresas eléctricas tendrán más libertad de gestión de sus recursos humanos, técnicos y económicos, y en la toma de decisiones.

En contrapartida, tendrán que contribuir al proceso de liberalización y competencia, en un entorno más incierto y arriesgado. En cualquier caso, las empresas eléctricas españolas han demostrado siempre su capacidad de gestión, ya que cuentan con significativos resultados obtenidos en este campo a lo largo de los últimos años.

En cuanto al orden de funcionamiento de los grupos de generación, se establecerá en función de la oferta que estas empresas eléctricas efectúen para cada uno de ellos individualmente. Todos aquellos que estén disponibles realizarán sus ofertas de la manera que se haya establecido en el desarrollo del Protocolo, contemplando la antelación mínima con la que deben realizarse las ofertas, el horizonte de las mismas y el período de programación y régimen de operación.

La programación de los grupos se realizará partiendo de la oferta más barata hasta igualar la demanda, sin perjuicio de las posibles restricciones técnicas que pudieran existir en la red o de otras alteraciones excepcionales en el orden establecido en el funcionamiento.

La energía generada en cada período de programación será retribuida al coste marginal del sistema eléctrico basado en la oferta realizada por el último grupo de gene-

	ENERGÍA ELÉCTRICA (millones de kWh)		
	2002	2003	Variación
PRODUCCIÓN	246.164	262.203	6,5
CONSUMO PROPIO	11.222	11.199	-0,2
PRODUCCIÓN NETA	234.942	251.004	6,8
EXPORTACIONES	7.824	6.725	-13,7
IMPORTACIONES	12.265	10.202	-16,8
ENERGÍA DISPONIBLE PARA MERCADO	233.314	247.408	6,0
CONSUMO NETO	215.168	228.104	6,0

Tabla 2. Datos de producción y consumo de energía eléctrica en 2002 y 2003 (Fuente: UNESA)

ración cuya puesta marcha haya sido necesaria para atender la demanda.

Se reconocerá a todos los grupos de generación existentes y de nueva construcción integrados en el sistema de ofertas definido, el derecho a ser retribuidos por la garantía de potencia que presten efectivamente al sistema. La repercusión de este coste de garantía de potencia se determinará en euro/KWh.

El Gobierno se reservará el derecho de establecer las medidas necesarias para garantizar la seguridad de suministro de energía eléctrica. Además, todos los generadores se adherirán a las condiciones establecidas por el *Operador del Mercado y el Operador del Sistema* para el funcionamiento del despacho y para la liquidación y pago de la energía.

Planificación energética

La Dirección General de Política Energética y Minas del Ministerio de Economía, elaboró un documento titulado **"Planificación y Desarrollo de las Redes de Transporte Eléctrico y Gasista 2002-2011"**, que pretende servir de base de partida para la futura planificación energética de España.

El documento está enfocado a considerar conjuntamente los sistemas eléctricos y gasista, además de apostar por la generación distribuida, por el gas como la primera fuente de energía primaria en España en detrimento del carbón, el mantenimiento de la actual capacidad de generación de origen nuclear, y la renovación de la apuesta por las energías renovables.

Se considera que, en un marco global de crecimiento de la demanda energética del 3,4% anual, la demanda eléctrica crecerá el 3,7%, que el gas pasará a representar el 22,5% del consumo final de energía en 2010 (actualmente es el 12,2%), y que la producción nuclear quedará congelada en su nivel actual, alrededor de 27%, lo cual puede provocar una reducción de su importancia relativa en el balance energético.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Liberalización del Sector Eléctrico Español* se pueden consultar las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Energía 1997". FORO NUCLEAR. Madrid, 1997.
- "Energía 1998". FORO NUCLEAR. Madrid, 1998.
- "Energía 2002". FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- "El sistema eléctrico español: regulación y competencia". Ariño Ortiz, G. y López de Castro, L. Editorial Montecorvo. Madrid, 1999.
- "Instalaciones nucleares: autorizaciones y conflicto". Barceló, A. Editorial Ariel Derecho. Barcelona, 2002.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- CNE (Comisión Nacional de la Energía): Ente regulador de los sistemas energéticos en España: <http://www.cne.es/>
- UNESA : Asociación Española de la Industria Eléctrica <http://www.unesa.es/>
- UNIPEDE-EURELECTRIC: Asociación para la defensa de los intereses de la Industria Eléctrica Europea <http://www.unipede.org/>
- OMEL (Compañía Operadora del Mercado Español de Electricidad, S. A.): Compañía destinada a la gestión económica del mercado de electricidad: <http://www.omel.es/>
- REE (Red Eléctrica de España): Transporte de energía eléctrica: <http://www.ree.es/>
- FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear Española): Asociación dedicada a la divulgación e información de la energía en general y de la energía nuclear en particular. <http://www.foronuclear.org/>
- IEA (International Energy Agency): Organismo dedicado a la información energética, datos estadísticos y conservación de la energía, entre otros temas. Consultar Casos de Emergencia para el petróleo, gas natural, uranio y carbón en el proceso de Liberalización del Sector Eléctrico <http://www.iea.org/>
- Comisión Europea: Organismo dedicado entre otros temas a la información europea, gestión de documentos de la UE y publicaciones. Consultar Directiva de la UE sobre Normas Comunes para el Mercado Interior de Electricidad <http://www.europa.eu.int/>

3.4. REGLAMENTACIÓN SOBRE INSTALACIONES RADIATIVAS Y LEGISLACIÓN

Los comienzos de la legislación nuclear española

Al principio de la década de los 60, los estudios y conocimientos adquiridos, permitieron afianzar la participación de la energía nuclear en el abastecimiento energético, por lo que el Estado decidió crear por Decreto-Ley de 22 de octubre de 1951, la *Junta de Energía Nuclear* (JEN), encomendándole misiones específicas para el desarrollo de la nueva tecnología.

Disposiciones posteriores fueron regulando actividades de desarrollo, de formación de personal, de protección contra las radiaciones ionizantes y de la minería de uranio.

Desde su creación, se proyectó su actuación como Centro Nacional de Investigación encargado de los problemas de seguridad en las instalaciones nucleares y radiactivas, y de protección contra las radiaciones ionizantes, todo ello en el campo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear.

La pirámide legislativa española parte de dos leyes básicas:

- **Ley 25 de 1964 sobre Energía Nuclear:** instituye la JEN, actualmente Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), como organismo oficial encargado de realizar, fomentar y coordinar investigaciones, estudios y trabajos conducentes al desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y a la promoción de una industria nacional de materiales y equipos nucleares.
- **Ley 15 de 1980 sobre la creación del Consejo de Seguridad Nuclear:** deroga parte de la primera, de manera que algunas competencias de la JEN pasan al CSN.

Además de estas dos leyes básicas se han desarrollado nuevas leyes necesarias para regular el uso pacífico de la energía nuclear y las radiaciones ionizantes:

- **Ley 40/1994, de 30 de diciembre,** de Ordenación del Sistema Eléctrico Nacional.
- **Ley 54/1997, de 27 de noviembre,** del Sector Eléctrico, que modifica algunos artículos de la Ley de Energía Nuclear y establece el Fondo para la financiación del segundo ciclo de combustible nuclear.
- **Ley 14/1999, de 4 de mayo,** de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN.

Para el desarrollo de dichas leyes fueron dictados algunos decretos que aprueban y dan carácter de obligado cumplimiento a los correspondientes reglamentos:

- **Decreto 2864 de 1968** sobre Cobertura de Riesgos Nucleares.

- **Decreto 1891 de 1991** sobre Instalaciones de Aparatos de Rayos X.
- **Decreto 2869 de 1972** con el Reglamento sobre Instalaciones Nucleares Radiactivas.
- **Real Decreto 53 de 1992** con el Reglamento sobre Protección Sanitaria contra Radiaciones Ionizantes.

Ley 25/1964 de la Energía Nuclear

Publicada en el *BOE de 4 de mayo de 1964*, recoge los principios fundamentales sobre el desarrollo de la energía nuclear y sobre la protección contra el peligro de las radiaciones ionizantes.

El primero de sus quince capítulos define el propósito de la Ley consistente en:

- Fomentar el desarrollo de las aplicaciones pacíficas de la energía nuclear y regular su puesta en práctica dentro del territorio nacional.
- Proteger vida, salud y haciendas frente a los peligros de la energía nuclear y los efectos nocivos de las radiaciones ionizantes.
- Regular la aplicación de los compromisos internacionales suscritos por España sobre energía nuclear y radiaciones ionizantes.

Corresponde velar por el cumplimiento de esta ley al Ministerio de Economía, a través de la Dirección General de Política Energética y Minas con el asesoramiento y colaboración del CIEMAT, dentro del cual se crea el Instituto de Estudios Nucleares encargado de promover y coordinar la investigación y enseñanza relacionadas con la energía nuclear.

La Ley define el concepto de las instalaciones nucleares y radiactivas y trata de las autorizaciones administrativas necesarias para su construcción, puesta en marcha y operación, todo lo cual viene desarrollado en el reglamento sobre dichas instalaciones aprobado en 1972. Trata también de las medidas de seguridad y protección contra las radiaciones ionizantes que se desarrollan en el reglamento correspondiente aprobado en 1982.

Contiene preceptos sobre cobertura exigible en materia de responsabilidad civil por riesgos nucleares que se desarrollan en el reglamento aprobado en 1968, así como riesgos radiactivos que a su vez se desarrollan en los reglamentos anteriores, y establece también que el que intencionada-

mente expusiera a personas a radiaciones ionizantes, poniendo con ello en peligro su vida, salud o bienes, será sancionado con pena de reclusión menor.

Además, el que sin debida autorización ponga en explotación una instalación generadora de radiaciones ionizantes o haga uso de isótopos radiactivos será a su vez sancionado con la pena de prisión menor.

Trata también de las sanciones administrativas que deben aplicarse a la infracción de los preceptos legales sobre condiciones de seguridad técnica o sanitaria del personal que haya de manipular isótopos radiactivos, así como de los referentes a las condiciones de explotación de las instalaciones generadoras de radiaciones ionizantes. Dichas sanciones pueden consistir en la anulación de licencias, permisos o concesiones, en la suspensión de las mismas por el tiempo preciso para remediar las alteraciones advertidas o en multas.

Reglamentación nuclear española

El **Reglamento sobre Instalaciones Nucleares y Radiactivas**, se aprobó por Decreto 2869/1972 y fue publicado en el BOE de 24 de octubre, y revisado por Real Decreto 1836/1999 y publicado en el BOE de 3 de diciembre.

El documento desarrollaba los principios contenidos en la **Ley de Energía Nuclear (25/64)** y establecía la debida regulación del régimen de autorizaciones administrativas, prueba, puesta en marcha y operación de las instalaciones, personal y documentación de las mismas, inspección y fabricación de equipos para la producción y manipulación de isótopos radiactivos y para la generación de radiaciones ionizantes.

Las novedades más significativas del Real Decreto 1836/1999 fueron, la transferencia de competencias al Estado de las Autonomías, la regulación del trámite de desmantelamiento y la clausura de las instalaciones.

El **Reglamento Nacional de Transportes de Mercancías Peligrosas por carretera**, se aprobó por Real Decreto 2115/98, **por ferrocarril**, por Real Decreto 2225/98, **por vía marítima**, por Real Decreto 145/89, y **por vía aérea**, en el BOE nº 23 (91) y nº 164 (97).

El **Reglamento de Cobertura de Riesgos Nucleares**, se aprobó por Decreto 2177/67 complementado por el Decreto 2864/68, sobre **Señalización de la Cobertura Exigible**, en materia de responsabilidad Civil por Riesgos Nucleares, estableciendo la cobertura de responsabilidad por daños nucleares ocasionados por las instalaciones o por el transporte de sustancias radiactivas.

El **Plan Básico de Emergencia Nuclear**, fue aprobado por Orden Ministerial y publicado en el BOE de 14 de abril de 1989, dando lugar a los Planes Provinciales de Emergencia Nuclear en aquellas zonas donde existan centrales nucleares.

Autorizaciones

Las instalaciones industriales, de investigación y médicas que utilizan materiales radiactivos, se clasifican en:

- **Instalaciones nucleares**, que se dividen en cuatro categorías:
 - Centrales nucleares.
 - Reactores nucleares.
 - Fábricas que emplean combustible nuclear para producir sustancia nucleares y fábricas en las cuales se realiza el tratamiento de sustancias nucleares.
 - Instalaciones de almacenamiento de sustancias nucleares.
- **Instalaciones radiactivas**, que se dividen en tres categorías:
 - Primera categoría: fábricas de producción de uranio y sus compuestos, fábricas de producción de elementos de combustible de uranio natural e instalaciones industriales de irradiación.
 - Segunda categoría: instalaciones de manipulación y almacenamiento de nucleidos radiactivos, instalaciones de rayos X y aceleradores de partículas e instalaciones donde se utilicen fuentes de neutrones.
 - Tercera categoría: instalaciones de manipulación y almacenamiento de nucleidos radiactivos de actividad superior a los de la anterior categoría.

Cuando la instalación radiactiva forme parte de una industria, el solicitante de aquella deberá disponer de una **autorización**. Las instalaciones radiactivas de primera categoría requieren autorizaciones: previa, de construcción y de puesta en marcha. Las de segunda categoría: de construcción y de puesta en marcha. Las de tercera categoría: de puesta en marcha.

La **autorización previa** supone un reconocimiento oficial del objetivo propuesto y del emplazamiento elegido. La solicitud debe dirigirse al Ministerio competente del Gobierno acompañada de los siguientes documentos:

- Declaración sobre las necesidades que se tratan de satisfacer y justificación de la instalación.
- Memoria descriptiva, con la información básica de la instalación y descripción de los elementos fundamentales que la componen.
- Estudio económico previo con el planteamiento relativo a las inversiones financieras y costes previos.
- Descripción del emplazamiento elegido con los motivos que han aconsejado su elección, describiendo los terrenos circundantes, la distribución de la población y las características geológicas y meteorológicas de la zona.

- Esquema preliminar de la organización prevista por el solicitante para superar el proyecto y garantizar la calidad durante la construcción.

La **autorización de construcción** debe presentarse acompañada por la siguiente documentación:

- Proyecto general de la instalación.
- Relación de elementos y equipos que hayan de ser importados.
- Estudio preliminar de seguridad, con información de los riesgos derivados del funcionamiento de la instalación.
- Estudio económico del mercado e incidencias de la explotación cuando se trate de instalaciones de primera categoría.

Cuando la instalación esté próxima a su construcción final y para obtener la **autorización de puesta en marcha**, se presentará la petición, señalando la fecha de comienzo del funcionamiento y la siguiente documentación:

- Memoria descriptiva de la instalación en la que se describirá, el emplazamiento y los detalles constructivos del suelo, paredes, ventilación, equipamiento, etc., justificándose en su caso la elección de los radionucleidos o generadores de radiación que serán empleados en la instalación y los sistemas de recogida y eliminación de residuos radiactivos sólidos, líquidos y gaseosos que pudieran producirse, tanto en funcionamiento normal como en caso de accidente.
- Estudio de la seguridad con análisis y evaluación de los riesgos que pudieran derivarse del funcionamiento en régimen normal de la instalación o en caso de accidente.
- Verificación de la instalación conteniendo una descripción de las pruebas o ensayos que han de efectuarse.
- Reglamento de funcionamiento, describiendo los métodos de trabajo y reglas de manipulación para disminuir en lo posible la probabilidad de dispersión de material radiactivo, la formación de aerosoles y la contaminación del ambiente. Se describirán también las medidas de protección, la ropa protectora a utilizar, las normas de almacenamiento de las fuentes radiactivas, los métodos de transporte dentro y fuera del establecimiento, los medios y normas de descontaminación del personal y otras medidas complementarias de precaución. Se incluirá además, la relación prevista de personal, la organización proyectada y la definición de responsabilidades que corresponda a cada puesto de trabajo.
- Plan de emergencia nuclear, conteniendo una descripción de las medidas de protección previstas para el caso de un posible accidente.

El **Consejo de Seguridad Nuclear** procederá a emitir el dictamen preceptivo sobre la seguridad de la instalación.

Licencias de personal

El personal que opere una instalación radiactiva o que dirija su operación deberá estar provisto de una licencia específica del Consejo de Seguridad Nuclear. Existen dos clases de licencias:

- **Licencia de operador** que capacita, bajo la inmediata dirección de un supervisor, para el manejo de los dispositivos de control de la instalación o la manipulación ordinaria de las sustancias radiactivas autorizadas.
- **Licencia de supervisor** que capacita para dirigir el funcionamiento de una instalación radiactiva y las actividades de sus operadores.

Los operadores y supervisores de operación deben ser licenciados universitarios con una formación mínima de tres años en una especialidad científica o técnica, debiendo tener una experiencia mínima de dos años de trabajo en centrales nucleares para los operadores, y de tres años para los supervisores.

El desarrollo de los planes de entrenamiento de los se basa en los conocimientos y habilidades necesarias para desarrollar su trabajo tanto en condiciones normales como en caso de emergencia que tienen una duración de dos a tres años.

Estos *planes de entrenamiento* incluyen:

- Conocimiento teórico sobre las distintas disciplinas académicas, tales como física y tecnología nuclear, electrónica, sistemas de control, etc.
- Conocimiento teórico-práctico sobre los distintos componentes, sistemas, estructuras y edificios que componen una central nuclear.
- Estudio técnico y práctico en simulador (12 horas) de los distintos modos de operación, normal y de emergencia, de todos los sistemas y de la central en su conjunto.
- Prácticas reales en la propia central de forma programada y supervisada realizando tareas similares a las que se desarrollarán en su puesto de trabajo.

Durante el entrenamiento se evaluará de forma continua el aprovechamiento de los alumnos mediante pruebas periódicas y excluyentes, es decir, ninguno puede pasar al módulo siguiente si no ha superado el anterior. La calificación mínima requerida es del 80% sobre 100%.

Ambas licencias serán personales e intransferibles y podrán ser únicamente aplicables a una instalación determinada por un plazo de validez de dos años.

La solicitud para la concesión de las referidas licencias deberá dirigirse al Consejo de Seguridad Nuclear, acompañada por el duplicado de la siguiente documentación:

- Información sobre la formación académica o profesional del solicitante y sobre su experiencia.

- Certificado del titular de la instalación en el que consten las misiones que se van a asignar al solicitante y para las cuales ha de aplicarse la licencia.
- Cuantos documentos se consideren oportunos para demostrar la formación y experiencia del solicitante y su capacidad para desempeñar las misiones que van a ser asignadas.

El reentrenamiento de ambas licencias se efectuará en ciclos de dos años, durante los cuales deben realizar 20 horas anuales de entrenamiento en simulador, practicando operaciones infrecuentes y emergencias, y 100 horas de estudio planificado que incluye el repaso de materias anteriores más modificaciones de diseño de la central, procedimientos y estudio y análisis de la experiencia operativa propia y ajena.

El **supervisor**, como responsable de funcionamiento de la instalación, está obligado a cumplir y hacer cumplir las especificaciones, el Reglamento y las normas de funcionamiento contenidas en los manuales de operación.

Además, debe tener plena autoridad para detener el funcionamiento de la instalación radiactiva si estima que se han reducido significativamente las debidas condiciones de seguridad.

Por su parte, el **operador** está autorizado para proceder en la misma forma cuando en similar circunstancia le sea imposible informar al supervisor con la prontitud requerida.

Toda persona que, sin necesitar licencia, trabaje en una instalación radiactiva, deberá estar familiarizada con las normas de protección contra radiaciones y conocer su actuación en caso de emergencia.

Los jefes de servicio de Protección Radiológica necesitan también una licencia para operar en las centrales. Además de estar en posesión de una licenciatura universitaria en una especialidad científica o técnica y una experiencia de cinco años en actividades relacionadas con protección radiológica, deben entrenarse durante seis meses en la central, y recibir un curso que cubre distintas áreas.

El CSN tras la evaluación del expediente y examen, concede la licencia con validez indefinida, siempre que el licenciado continúe en su puesto.

El Reglamento señala cómo, antes de la puesta en marcha y en base a la documentación presentada por el titular de la autorización, el CSN especificará el número mínimo de empleados con licencia de operador y supervisor que tendrá la instalación. Además, podrá exigirse la designación de un Jefe de Servicio de Protección contra las Radiaciones en las instalaciones que por su importancia lo requieran.

Funcionamiento de las instalaciones

El titular de la autorización de una instalación radiactiva está obligado a llevar un Diario de Operaciones, numera-

do y sellado por el CSN, donde se refleje de forma clara y concreta toda la información referente a la operación de la instalación, fecha y hora de cada puesta en marcha, incidencias de cualquier tipo, comprobaciones, niveles de radiación, operaciones de mantenimiento, almacenamiento de residuos radiactivos, descarga de los mismos al exterior, etc. Deberá figurar el nombre y firma del supervisor de servicios, anotando los correspondientes relevos o sustituciones.

El titular de la autorización de una instalación radiactiva está obligado a presentar a los órganos competentes del Gobierno y al CSN, en el primer trimestre de cada año, un Informe Anual en el que se resuma la actividad de la instalación en el año anterior y las incidencias que hayan tenido lugar en ella.

Ley sobre la creación del Consejo de Seguridad Nuclear

En el mes de abril de 1980, las Cortes Generales aprobaron la creación del Consejo de Seguridad Nuclear bajo la Ley 15/1980.

Esta ley derogaba y modificaba algunas disposiciones de la ley anterior, separando de la Junta de Energía Nuclear las misiones que tenía encomendadas en relación con la seguridad de las instalaciones nucleares y radiactivas.

El CSN es un organismo independiente de la Administración del Estado, debiendo informar de sus actividades y decisiones al Ministerio competente del Gobierno y periódicamente al Congreso y al Senado.

Este organismo deberá realizar las inspecciones y auditorías que estime necesarias para el cumplimiento de su misión y se le autoriza a delegar algunas de sus funciones en las Comunidades Autónomas.

La Ley establecía las tres categorías de las instalaciones radiactivas y atribuía al CSN la tramitación de expedientes para la concesión de autorizaciones que, en caso favorable, deberán ser propuestas al Ministerio competente del Gobierno. Este requerirá para su autorización definitiva los informes correspondientes de la Comunidad Autónoma y municipios afectados, sin que la misma pueda ser denegada por razones de seguridad, cuya apreciación corresponde al Consejo.

El Consejo colabora con el Gobierno en la elaboración y revisión de la reglamentación en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, informa sobre la concesión o retirada de autorizaciones, inspecciona la construcción, puesta en marcha y explotación de las instalaciones, controla los niveles de radiación y el vertido de productos radiactivos en las proximidades de instalaciones nucleares y radiactivas, participa en la confección de planes de emergencia y promueve la realización de trabajos de investigación.

Para poder llevar a cabo sus fines, el Consejo cuenta, además de con los recursos que le son asignados en los presupuestos, con una tasa por los servicios que prestan los licenciarios de las instalaciones nucleares y radiactivas que autoriza y supervisa.

El más reciente informe semestral estableció la nueva *Ley 14/99 de Tasas y Precios Públicos por servicios prestados por el CSN* en su disposición adicional 4ª modificaba el artículo 11 de la Ley 15/80 de Creación del CSN, de la siguiente manera:

“El CSN elevará anualmente, al Congreso de los Diputados y al Senado, un informe sobre el desarrollo de sus actividades”.

El CSN se encarga además de evaluar los permisos de renovación de las centrales nucleares españolas. También elabora informes aclaratorios sobre los riesgos radiológicos que pudieran existir ocasionados por incidentes contaminantes.

Directivas de la CE sobre Protección Radiológica

Son tres las Comunidades Europeas a las que generalmente se considera englobadas bajo las siglas de la CEE: la Comunidad del Carbón y del Acero (CECA), la Comunidad Económica y la Comunidad de Energía Atómica o EURATOM.

Desde su fundación, en 1958, EURATOM tuvo, entre otras misiones (abastecimiento de materiales fisionables, control de instalaciones nucleares y radiactivas, etc.) la de fijar normas básicas de protección sanitaria contra los peligros de las radiaciones ionizantes, a fin de que cada Estado miembro pudiera establecer las propias disposiciones legislativas, reglamentarias y administrativas en armonía con las disposiciones análogas de los demás Estados miembros.

Dichas normas básicas, aprobadas por el Consejo de febrero de 1959, fueron posteriores y sucesivamente modificadas por la Directiva 75/579 EURATOM en febrero de 1976, por la 80/836 en julio de 1980 y por la 84/466 en 3 de septiembre de 1984.

Cada una de dichas directivas supondría una revisión y modificación parcial de las anteriores, a la vista de la evolución de los conocimientos científicos y de la experiencia acumulada en relación con la protección frente a las radiaciones ionizantes.

La última de las citadas directivas consideraba específicamente que los valores fijados en las anteriores para la clasificación de los radionucleidos en los cuatro grupos de radiotoxicidad muy alta, alta, moderada y baja no eran del todo conformes con los conocimientos científicos más recientes, aparte de que en la directiva de 1980 no

habían sido establecidos los cálculos correspondientes a algunos radionucleidos.

En la directiva de septiembre de 1984 el Consejo de la Comunidad prestó especial atención a los problemas de radioprotección ligados a la utilización de las radiaciones ionizantes con fines de diagnóstico médico, por considerar que tal aplicación constituye, con mucho, la mayor fuente de irradiación artificial de la población.

Esta preocupación la comparten expresamente la *Organización Mundial de la Salud* (OMS), la *Comisión Internacional de Protección Radiológica* (ICRP) y el Comité Científico de las Naciones Unidas para el estudio de los efectos de las radiaciones ionizantes.

El Consejo de la Comunidad tiene en cuenta los importantes progresos y las nuevas posibilidades aportadas a la medicina por la aplicación de las radiaciones ionizantes, sobre todo por las nuevas técnicas de la medicina nuclear, por la terapia mediante fotones y partículas de alta energía y por la tomografía asistida por ordenador, que dan lugar a una expansión constante del uso de dichas radiaciones y del correspondiente parque de instalaciones.

Frente a tales circunstancias, el Consejo considera que, sin disminuir los beneficios que de ello se derivan para la salud de la población, se debe frenar la multiplicación inútil de las instalaciones y procurar que los profesionales posean la competencia y experiencia necesarias para evitar las exposiciones inapropiadas y excesivas a la radiación. Así, además de reducir las dosis colectivas de radiación absorbida, se contribuye a la mejora de la calidad y eficacia de los actos radiológicos médicos.

3.5. ORGANISMOS Y ASOCIACIONES NUCLEARES

INTERNACIONALES

En 1953, después de valorar las necesidades de análisis industrial y de información pública en una sociedad abierta, nació en Estados Unidos el *Atomic Industrial Forum* y, en 1954, el *Fund for Peaceful Atomic Development*.

En Europa, una corriente similar provocó la creación, en Francia, de la *Asociación Técnica para la Producción y Utilización de la Energía Nuclear* (ATEN), el 3 de junio de 1955. El 7 de junio del mismo año se creó la *Asociación Belga para el Desarrollo Pacífico de la Energía Nuclear* y el 9 de julio, la *Asociación Luxemburguesa*.

Tres años después, el 12 de noviembre de 1958, nació el *Forum Italiano para la Energía Nuclear*. Casi un año después, el 26 de mayo de 1959, se creó el *Deutsches Atomforum*, mientras que el *Reactor Centrum Nederland* consagraba una sección de su organización a las actividades de coordinación industrial e información exterior.

Con la creación de EURATOM surgió la necesidad de una coordinación en el marco de la industria nuclear europea, por lo que en los primeros meses de 1958 se iniciaron los contactos entre los Miembros de la Comunidad, alcanzando un acuerdo de reunión para su coordinación, que tuvo lugar, el 4 de mayo de 1959 en Bruselas.

Como consecuencia del desarrollo de diversos contactos entre los representantes de los "seis" se convocó la Asamblea General Constituyente de FORATOM, el 12 de julio de 1960. En la actualidad, está integrado por 16 asociaciones europeas de la industria nuclear.

La *Asociación Suiza para la Energía Atómica* se adhirió de inmediato a los fundadores, a pesar de no ser país miembro de la CEE, y con ello abrió la justificación de adhesión de las organizaciones de países no firmantes del Tratado de Roma.

Después de diversos contactos mantenidos por FORATOM entre industriales españoles, se estableció una comisión organizadora que recabó adhesiones de la industria española.

Los miembros de esta Comisión asistieron a la Asamblea General de FORATOM, celebrada en París en enero de 1962. En ella se admitió el *Forum Atómico Español* como miembro de la Comisión. Además, en esta misma Asamblea se admitieron las organizaciones austriaca y portuguesa.

El 6 de junio DE 1962 se celebró la Asamblea constitutiva del *Forum Atómico Español*, aprobándose sus estatutos.

En 1963 ingresó en FORATOM la organización noruega, en 1964, la inglesa y en 1965, la finlandesa y la danesa, y posteriormente la sueca.

Comunidad Europea de Energía Atómica (EURATOM)

Sus principales características vienen fijadas por el Artículo primero de su Tratado Consultivo, según el cual: "*la Comunidad tiene por misión el contribuir, mediante el establecimiento de las condiciones necesarias para la formación y el rápido incremento de las industrias nucleares, a la elevación del nivel de vida en los Estados Miembros y al desarrollo de los intercambios con los países*".

El Artículo segundo establece como misiones de EURATOM:

- Desarrollar la investigación y asegurar la difusión de los conocimientos técnicos.
- Establecer normas de seguridad uniformes para la protección sanitaria de la población y de los trabajadores y velar por su aplicación.
- Facilitar las inversiones y asegurar, estimulando las iniciativas de las empresas, la realización de las instalaciones fundamentalmente necesarias para el desarrollo de la energía nuclear en la Comunidad.
- Velar por el aprovisionamiento regular y equitativo de todos los usuarios de la Comunidad en minerales y combustibles nucleares.
- Garantizar, mediante los adecuados controles, que los materiales nucleares no se desvíen a otros fines distintos de su destino inicial.
- Ejercitar el derecho de propiedad que le está reconocido sobre los materiales fisionables especiales.
- Asegurar amplios mercados y el acceso a los mejores medios técnicos mediante la creación de un mercado común de materiales y equipos especializados, la libre circulación de los capitales para inversiones nucleares y la libertad de empleo de los especialistas en el interior de la Comunidad.
- Establecer con otros países y con las organizaciones internacionales todos los vínculos susceptibles de promover el progreso de la utilización pacífica de la energía nuclear.

Desde que se fundaron las tres Comunidades (CECA, CEE y EURATOM) han tenido lugar los siguientes hechos, provocando una profunda evolución de EURATOM:

- Fusión de los órganos rectores de las tres Comunidades.
- Ampliación de la Comunidad.
- Modificación del sistema de control de los materiales nucleares.

- Modificación del sistema de aprovisionamiento.
- El Consejo.
- La Comisión.
- El Parlamento.
- El Tribunal de Justicia.

Los dos órganos propios de EURATOM son:

- El *Comité Científico y Técnico*: es un órgano consultivo de la Comisión, en el que España tiene tres representantes.
- La *Agencia de Aprovisionamiento*: es un órgano sometido al control de la Comisión en el que España tiene cinco representantes.

Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)

Es el organismo nuclear intergubernamental más importante a nivel mundial, y fue creado por las Naciones Unidas en 1956. Tiene su sede en Viena. El OIEA está regido por una Asamblea General, que se reúne una vez al año y en la que cada Estado Miembro tiene un voto, pudiendo asistir como observadores representantes de la ONU y de otros organismos internacionales. Según datos de 2003, forman parte de este organismo 137 estados miembros.

El presupuesto del Organismo es abonado por los Estados Miembros mediante una cuota que se fija de acuerdo con la renta nacional de cada país, con la excepción de los países de baja renta per capita que pagan una cuota reducida. Existe, además, una cuota voluntaria que cada país, destinada a la asistencia técnica.

Las labores que desarrolla este Organismo pueden dividirse en las siguientes:

- *Suministro de materiales fisionables, equipos e instalaciones a los Estados Miembros*: teniendo en cuenta las necesidades de aquellas regiones menos desarrolladas.
- *Asistencia Técnica*: mediante el envío de expertos, concesión de becas y organización de cursos para personal de los países en desarrollo.
- *Fomento de los usos pacíficos de la energía nuclear*: el organismo favorece la investigación y actúa de intermediario en el suministro de materiales fisionables, equipos, instalaciones o expertos entre los Estados Miembros.
- *Realización de investigaciones*: mediante contratos de investigación con laboratorios de los Estados Miembros o por medio de trabajos efectuados en los laboratorios dependientes del propio Organismo.
- *Intercambio de formación*: ya que el organismo es el mayor difusor mundial de la ciencia y de la técnica nucleares, mediante la organización de simposios, cursos, seminarios y paneles de trabajo y la edición de publicaciones.

- *Formulación de recomendaciones sobre seguridad nuclear y protección radiológica*: a través de su propio personal y la colaboración de los estados Miembros, realiza estudios sobre seguridad nuclear, protección radiológica, garantía de calidad, tratamiento y evacuación de desechos radiactivos, etc. Estos estudios se publican en forma de recomendaciones y normas que sirven en multitud de casos para que los Estados Miembros redacten su propia reglamentación nacional. Después de los accidentes de Three Mile Island y de Chernobyl, esta labor fue intensificada.
- *Establecimiento de normativa y aplicación de salvaguardias*: Los Estados Miembros, a través de convenios bilaterales o de acuerdos multilaterales, se suelen exigir unos a otros que los materiales nucleares o las instalaciones que se suministran entre sí no sean empleadas con fines que no sean pacíficos y encargan al Organismo la vigilancia del cumplimiento de estos acuerdos.

Agencia de Energía Nuclear (NEA)

Es un organismo semiautónomo creado en 1957 dentro de la *Organización de Cooperación y Desarrollo Económico* (OCDE) con sede en París. En la actualidad, la *Agencia de Energía Nuclear* está integrada por 28 países.

Su objetivo principal es la promoción del desarrollo de la energía nuclear entre sus Estados Miembros, dedicando especial atención a la seguridad nuclear y a la radioprotección, así como a los estudios económicos y técnicos.

Bajo la autoridad de un Director General posee cuatro Direcciones Técnicas: ciencias y técnicas nucleares, desarrollo tecnológico, seguridad nuclear y protección radiológica y gestión de residuos radiactivos.

La NEA ha concedido una gran atención a este último tema de la gestión de residuos, en particular, al fondeo de residuos radiactivos en el mar.

Además, ha creado las siguientes empresas dependientes de ella:

- *EUROCHEMIC*, creada en 1957 a través de un convenio de 13 países con el fin de estudiar la reelaboración del combustible irradiado.
- El *reactor de Halden* (Noruega) de agua pesada en ebullición y uranio natural, creado en 1958 por 11 países europeos, a los que se adhirió Japón.
- El *reactor Dragon* de alta temperatura refrigerado por gas, en Winfrith (Reino Unido), cuya creación se acordó en 1950.

Además de estas empresas, la NEA ha creado varios servicios comunes, de los cuales, los más importantes son, la Biblioteca de Programas de Cálculo, en Ispra, y el Centro de Compilación de Datos Neutrónicos.

Al pertenecer España a la NEA, sus recomendaciones son de obligado cumplimiento en nuestro país.

Comisión Internacional de Protección Radiológica (ICRP)

Este organismo fue constituido en 1928, bajo la denominación de *Comisión Internacional para la Protección frente a los Rayos X*. Su objetivo era el estudio de una normativa para la protección radiológica en el manejo de instalaciones de rayos X y radiología con fines médicos. Sus miembros eran originalmente médicos y biólogos, y en la actualidad siguen predominando estas profesiones entre ellos.

En 1950, la Comisión amplió sus cometidos a las instalaciones nucleares y radiactivas, incorporándose físicos, químicos, ingenieros, etc., y cambió su nombre original por el de Comisión Internacional de Protección Radiológica.

Posee cuatro comités subordinados, cuyos trabajos se refieren a:

- Efectos de las radiaciones.
- Definición de límites secundarios de la carga corporal.
- Protección Radiológica en medicina.
- Implantación de las recomendaciones que ella formula.

Aunque esta institución no tiene un carácter intergubernamental, es tan grande su solvencia científica y el prestigio de su imparcialidad, que sus recomendaciones son recogidas por todos los organismos internacionales y por las reglamentaciones nacionales.

Relacionados con la ICRP están el Comité Científico de las Naciones Unidas para el Estudio de los Efectos de las Radiaciones Atómicas (UNSCEAR) y el Comité de Efectos Biológicos de las Radiaciones Ionizantes (BEIR).

A pesar de la creación de esta organización pionera, muy poco países emprendieron una acción legislativa en este campo hasta después de la II Guerra Mundial, momento a partir del cual se empieza a sopesar la posibilidad de utilizar la energía nuclear en diversas actividades no bélicas. Así se impone la regulación y el control de las sustancias radiactivas naturales y artificiales, y la implantación de las primeras normas legales de protección radiológica.

Actualmente, las normas dictadas por la ICRP se suelen implantar en sus propias legislaciones, lo que origina un elevado nivel de homogeneidad de las mismas.

Institute of Nuclear Power Operations (INPO)

El INPO fue fundado en diciembre de 1979 por las compañías eléctricas americanas propietarias de las centrales nucleares. El objetivo principal estaba basado en la mejora de la seguridad y la fiabilidad de las instalaciones, y en la promoción de la excelencia en la operación de las centrales nucleares.

Con posterioridad al accidente de la central nuclear de Three Mile Island (TMI) en 1979, se creó en Estados Unidos una comisión, denominada *Kemeny Commission*, cuya misión sería analizar las causas del accidente. Las recomendaciones de la citada comisión derivaron en la creación del INPO, cuyas *tareas principales* serían:

- Realizar un sistemático análisis de la experiencia operativa, de modo que ésta fuera tema de intercambio rápido y eficaz entre la industria nuclear a nivel internacional.
- Establecer un instituto autorizado que pudiera certificar la formación del personal de las centrales y el mantenimiento de sus conocimientos y habilidades a lo largo de toda su vida laboral en las instalaciones nucleares.
- Fortalecer la responsabilidad de la dirección a todos los niveles y mejorar la explotación general de la industria nuclear.

Este organismo es independiente de las centrales nucleares y del organismo regulador de la industria nuclear americana, *Nuclear Regulatory Comisión (NRC)*. Sin embargo, mantiene acuerdos de colaboración y de intercambio de información técnica tanto con la NRC como con otras organizaciones, como *Nuclear Energy Institute (NEI)*. Las centrales nucleares españolas pertenecen al programa internacional de INPO desde 1981.

World Association of Nuclear Operators (WANO)

La WANO fue fundada en 1989 por las compañías eléctricas propietarias de las centrales nucleares de todo el mundo. Su principal objetivo es alcanzar los más altos niveles de seguridad y fiabilidad en la operación de las centrales nucleares a través del intercambio de información técnica entre sus miembros.

Después del accidente de la central nuclear de Chernobyl en 1986, se demostró que la cooperación internacional y de intercambio de información era fundamental. Los beneficios de una asociación de este tipo radican en que la aportación a la comunidad nuclear de la información de cada uno de sus miembros es fundamental para la actualización de conocimientos técnicos sobre la prevención de riesgos.

Al igual que INPO, es una organización independiente de cualquier organismo gubernamental y de otros organismos reguladores. Sin embargo, tiene firmados acuerdos de colaboración y de intercambio de información técnica con el *Organismo Internacional de Energía Atómica (OIEA)*.

Esta asociación opera a través de cuatro centros regionales establecidos en Atlanta, Moscú, Tokio y París, cuyas operaciones están coordinadas por el centro de Londres. La distribución de los miembros de WANO depende de su posición geográfica o de sus conocimientos técnicos.

NACIONALES

Foro de la Industria Nuclear Española (FORO NUCLEAR)

El *Foro de la Industria Nuclear Española* es una asociación de carácter civil, que goza de plena personalidad jurídica. Desde 1962, agrupa a las empresas españolas relacionadas con los usos pacíficos de la energía nuclear, velando por la integración y coordinación de sus intereses dentro de los más altos niveles de seguridad y fiabilidad en la explotación de las centrales nucleares.

Los miembros que integran el FORO NUCLEAR se dividen en cinco grupos:

- Empresas eléctricas.
- Centrales nucleares.
- Empresas de explotación de instalaciones nucleares y radiactivas, fabricantes de componentes y suministradores de sistemas nucleares.
- Empresas de ingeniería, de servicios nucleares y radiológicos, entidades para el desarrollo tecnológico nuclear y empresas de obra civil y montaje.
- Asociaciones y entidades públicas y privadas.

Entre los objetivos del FORO NUCLEAR destacan los siguientes:

- Coordinación de actividades para difundir y unir capacidades en las metas de la industria relacionada con el uso pacífico de la energía nuclear como sector.
- Potenciar la imagen pública de la energía nuclear, ofreciendo información objetiva y puntual a la opinión pública sobre el sector nuclear.
- Fomentar la educación y formación en temas relacionados con la energía nuclear, colaborando con otras instituciones.
- Colaborar con los miembros en la identificación de oportunidades comerciales y estimular la participación de la industria nuclear española en conferencias y otros eventos nacionales e internacionales.
- Constituir un punto de conexión en la industria nuclear para promover la postura del sector en propuestas legislativas nacionales e internacionales.

Sociedad Nuclear Española (SNE)

Fundada el 16 de enero de 1974, la *Sociedad Nuclear Española* es una asociación científica y técnica integrada por profesionales independientes que desarrollan su actividad en el uso pacífico de la energía nuclear, y que tiene como misión la promoción de la tecnología nuclear.

En estos momentos, la SNE agrupa a más de mil trescientos socios individuales, pertenecientes a empresas rela-

cionadas con todas las áreas de la producción energética de origen nuclear (eléctricas, ingenierías, industria, servicios y montaje), organismos oficiales, universidades y centros médicos y de investigación.

Cuenta, además, con 80 socios colectivos, entre organismos, entidades y empresas, públicas y privadas. La Asamblea General, constituida por los socios, ostenta la máxima representación de la Sociedad.

La Junta Directiva, por delegación de la Asamblea, es el órgano ejecutivo y sus cargos son elegibles por un período de mandato definido en los estatutos y son no retribuidos.

El trabajo de la Sociedad está organizado a través de las comisiones, en las que participan los socios de forma voluntaria y desinteresada. Actualmente funcionan siete comisiones de trabajo, en las que participan más de setenta profesionales de la SNE.

La Sociedad Nuclear Española es además socio fundador de la *Sociedad Nuclear Europea* (ENS), cuyos objetivos son muy similares a los de la primera, y en la que se encuentran interesadas todas las asociaciones similares de los países de Europa Occidental.

Con la colaboración de organismos y entidades de diversos países, como Estados Unidos, Canadá, Japón, el OIEA, la NEA y WANO, la SNE organiza reuniones de carácter internacional relacionadas con la tecnología nuclear, la seguridad en las instalaciones nucleares y la protección radiológica.

Sociedad Española de Protección Radiológica (SEPR)

La *Sociedad Española de Protección Radiológica* (SEPR) fue creada el 24 de abril de 1980 y está afiliada a la *International Radiation Protection Association*, que agrupa actualmente a veintisiete sociedades nacionales y representa a una treintena de países. Los objetivos de la SEPR son los siguientes:

- Agrupar a las personas físicas y jurídicas cuyas actividades profesionales se desenvuelven en el campo de la protección radiológica.
- Promover la difusión y el intercambio de la información científica y técnica relacionada con la ciencia y la práctica de la protección contra las radiaciones.
- Promover la educación en las disciplinas que soportan la ciencia y práctica de la protección radiológica.
- Asesorar en el desarrollo de la legislación y normativas profesionales sobre protección contra radiaciones.
- Organizar reuniones, congresos, conferencias y exposiciones sobre sus diversas actividades y editar publicaciones sobre protección radiológica.

Otras asociaciones nucleares

En España, existe también la *Sociedad Española de Medicina Nuclear*, dedicada a los temas de las aplicaciones médicas de la energía nuclear, que desarrolla una activa labor en el campo de su competencia.

Los expertos en derecho nuclear se agrupan en la *Asociación Internacional de Derecho Nuclear*, de la cual forman parte un buen número de profesionales españoles.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre las distintas asociaciones y organizaciones nucleares pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- AGENCIA INTERNACIONAL DE ENERGÍA ATÓMICA: <http://www.iaea.org/worldatom/>
- CSN (Consejo de Seguridad Nuclear): <http://www.csn.es/>
- FORATOM (European Atomic Energy Forum): <http://www.foratom.org>
- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- IAEA (International Atomic Energy Agency): <http://www.iaea.org/worldatom/>
- ICRP (International Commission on Radiological Protection): <http://www.icrp.org/>
- INSC (The International Nuclear Safety Centre): <http://www.insc.anl.gov/>
- NEA (Nuclear Energy Agency): <http://www.nea.fr/> y <http://www.oecdnea.org/>
- NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization Economic for Co-operation and Development): <http://www.oecdnea.org/>
- NEI (Nuclear Energy Institute): <http://www.nei.org/>
- NRC (U.S. Nuclear Regulatory Commission): <http://www.nrc.gov/>
- SEMN (Sociedad Española de Medicina Nuclear): <http://www.semn.es/>
- SEPR (Sociedad Española de Protección Radiológica): <http://www.sepr.es/>
- SOCIEDAD ESPAÑOLA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA: <http://www.sepr.es/>
- SOCIEDAD NUCLEAR ESPAÑOLA: <http://www.sne.es/>
- SOCIEDAD NUCLEAR EUROPEA: <http://www.euronuclear.org/>
- WANO TOKYO CENTRE: <http://www.wano-tc.or.jp>

3.6.

ORGANISMOS RELACIONADOS CON LA GESTIÓN, TRATAMIENTO Y ALMACENAMIENTO DE RESIDUOS RADIACTIVOS

Creación de ENRESA

Mediante *Real Decreto 1522/84 de 4 de julio*, el Gobierno autoriza la creación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos, S.A. (ENRESA), una empresa pública (80%

CIEMAT y 20% SEPI) e independiente de los productores de residuos, creada para realizar la gestión de todos los residuos radiactivos producidos en España y el desmantelamiento de instalaciones nucleares.

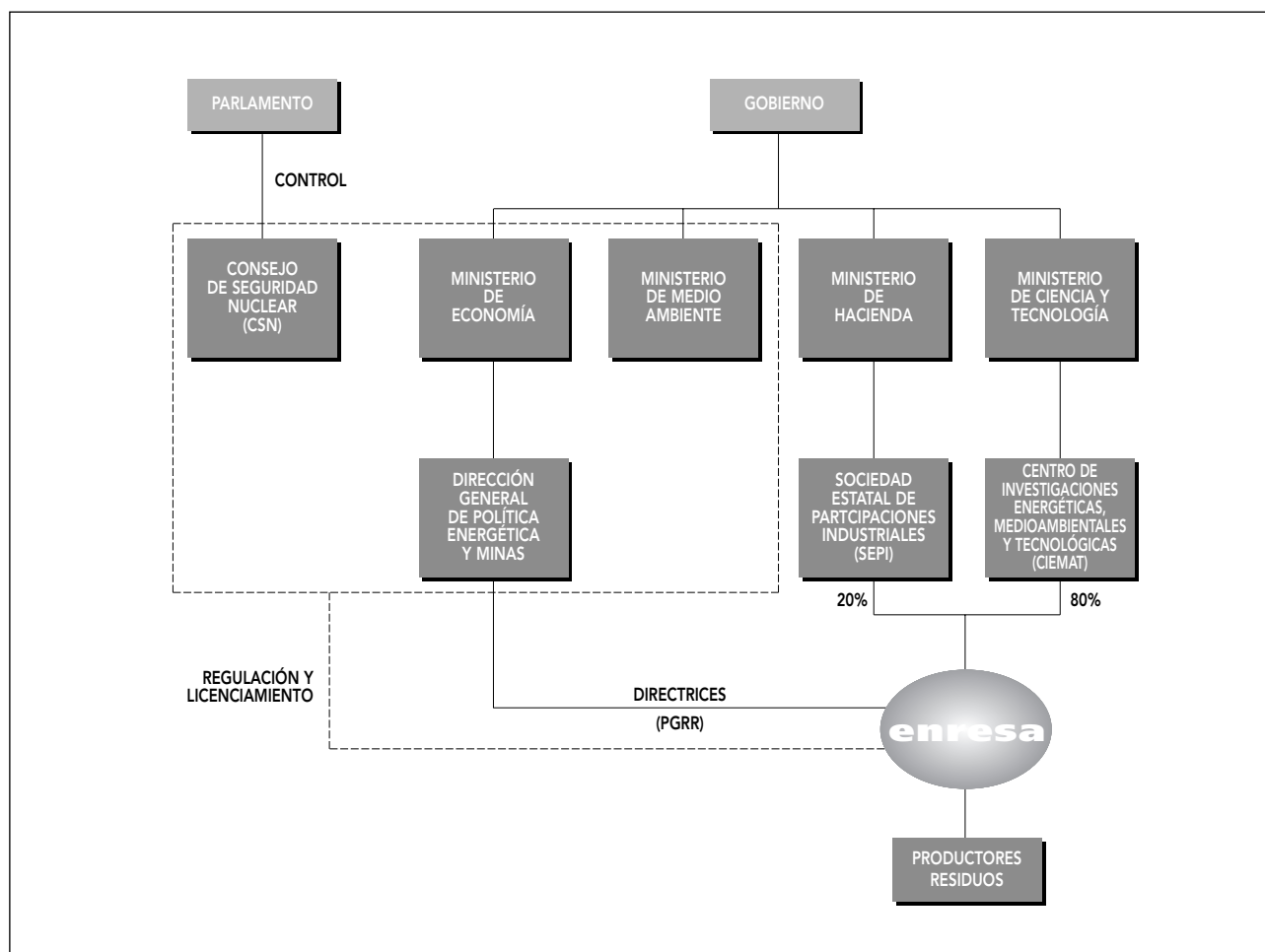


Figura 1. Esquema organizativo de ENRESA en 2003

Funciones de ENRESA

ENRESA tiene los siguientes cometidos:

1. Tratar y acondicionar los residuos radiactivos.
2. Buscar emplazamientos, diseñar, construir y operar los centros para el almacenamiento de residuos de baja, media y alta radiactividad.
3. Gestionar las operaciones derivadas de las instalaciones nucleares y radiactivas.
4. Establecer sistemas para la recogida, transferencia y transporte de los residuos radiactivos.
5. Actuar en caso de emergencias nucleares, como apoyo a los servicios de Protección Civil.
6. Acondicionar de forma definitiva y segura los estériles originados en la minería y en la fabricación de concentrados.
7. Asegurar la gestión a largo plazo de toda la instalación que sirva como almacenamiento de residuos.
8. Efectuar los estudios técnicos y económico-financieros necesarios que tengan en cuenta los costos diferidos derivados de la gestión de los residuos radiactivos, al objeto de establecer la política económica adecuada.

Los aspectos de sus actividades relacionados con la Seguridad Nuclear o la Protección Radiológica son supervisados y controlados por el CSN, organismo independiente del Gobierno y controlado por el Parlamento. Precisamente, el CSN y ENRESA colaboran desde hace algún tiempo en proyectos de ciencia y tecnología, cuyo objetivo es la gestión segura de los residuos radiactivos a largo plazo y el desmantelamiento de las instalaciones.

El fin último de esta gestión es proteger a las personas y al medio ambiente de las radiaciones que emitan los radionucleidos contenidos en los residuos radiactivos, minimizando tanto sus potenciales efectos como los costes de esa protección a las generaciones futuras.

Los costes derivados de las actividades de gestión de residuos radiactivos son financiados por los generadores de dichos residuos, y tienen que cubrir los gastos originados en todas las etapas de dicha gestión, aunque éstas se realicen después de haber finalizado la vida útil de las centrales nucleares o de cualquier instalación generadora.

En el sector nucleoelectrico esta financiación se hace a través de una cuota porcentual, del 0,8% aproximadamente, sobre la recaudación por venta de toda la energía eléctrica que se consume en el país.

En el caso de las instalaciones radiactivas, se establece una tarifa, por la prestación del servicio, que debe ser abonada en el momento de la recogida de residuos.

El importe actualizado de las cantidades recaudadas, incluyendo los intereses generados, garantiza el pago de

los gastos de gestión, que alcanzarán su máximo cuando se lleve a cabo el tratamiento definitivo de los residuos de alta actividad.

Objetivos alcanzados

Desde su creación, ENRESA ha estado trabajando en la gestión de los residuos radiactivos, cubriendo importantes etapas, entre las que pueden destacarse las siguientes:

- **Centro de Almacenamiento de Residuos de Baja y Media Actividad de El Cabril:** entró en funcionamiento en 1992, con la misión de tratar, acondicionar y albergar los residuos de baja y media actividad procedentes de todas las instalaciones nucleares y radiactivas españolas. Este centro vigila mucho el cuidado del entorno y trata de minimizar la generación de sus propios residuos, lo cual, le valió en 1997 la certificación AENOR a su Sistema de Gestión Medioambiental. Una vez se complete su fase de almacenamiento, pasará a la fase de vigilancia, quedando libre para cualquier uso transcurridos 300 años.
- **Gestión temporal de combustible gastado:** en España, el combustible gastado se encuentra almacenado en las piscinas dispuestas a tal efecto dentro de las propias centrales nucleares, permitiendo así su enfriamiento y reducción de actividad. ENRESA ha colaborado con las instalaciones en la ampliación de la capacidad de dichas piscinas. El único caso especial en España de almacenamiento de combustible gastado fuera de las piscinas de combustible se da en la central nuclear de Trillo, de modo que en 2003 empezaron a utilizarse contenedores situados fuera del recinto de contención para almacenar los elementos de combustible gastado, mediante el llamado *almacenamiento en seco*.
- **Retirada de pararrayos radiactivos:** ENRESA desmontó y retiró más de 20.000 unidades. El material radiactivo de estos equipos fue enviado al Reino Unido, donde se ha reciclado para otros usos industriales y médicos.
- **Desmantelamiento y clausura de la Fábrica de Uranio de Andujar:** esta fábrica de concentrados de uranio estuvo en funcionamiento desde 1959 hasta 1981. ENRESA desmanteló todas sus instalaciones y acondicionó los materiales residuales, confinándolos, a largo plazo, para impedir cualquier interacción con el medio ambiente.
- **Restauración ambiental de antiguas minas de uranio:** ENRESA colaboró con la Empresa Nacional de Uranio en la restauración de la mina de La Haba en Badajoz, y en la actualidad colabora en la de Sahelices El Chico, en Salamanca.
- **Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I:** la central nuclear de Vandellós I fue retirada de servicio en 1989, comenzando la fase de desmantelamiento en 1998,

previa Autorización del Gobierno a partir de un informe favorable por parte del Consejo de Seguridad Nuclear. En junio de 2003, ENRESA finalizó las tareas de desmantelamiento de la central.

Futuro de la gestión de residuos radiactivos

Entre los proyectos más importantes de ENRESA hay que destacar los siguientes:

- **Almacenamiento temporal de combustible gastado:** mediante el sistema de contenedores de almacenamiento en seco, en funcionamiento en la central nuclear de Trillo. Es una solución necesaria en el caso de que se fuese completando la capacidad de las piscinas de las centrales nucleares.
- **Gestión final del combustible gastado:** hay dos líneas de investigación, el *Almacenamiento Geológico Profundo (AGP)*, que consiste en el confinamiento del combustible gastado o de los residuos de alta actividad en formaciones geológicas estables a gran profundidad, y la *Separación y Transmutación (ST)*, que trata de separar químicamente los elementos de larga vida del combustible gastado y transformarlos en elementos de corta vida fácilmente gestionables. Existen programas internacionales de investigación y desarrollo sobre estas dos líneas, en los que los científicos españoles están participando activamente.

Proyectos de colaboración internacional

ENRESA colabora en proyectos internacionales como el objetivo de ampliar conocimientos, contrastar experiencias y conseguir una mejora de la economía de los recursos invertidos.

A través de las actividades internacionales, ENRESA comparte y contrasta experiencias con otros países que tienen programas similares, contribuye a la homogeneización de normas y prácticas empleadas en la gestión de residuos radiactivos y del combustible gastado, así como en el desmantelamiento de centrales nucleares.

Además, participa en proyectos nucleares de OIEA (Organismo Internacional de Energía Atómica) y de AEN/OCDE (Agencia de la Energía Nuclear/Organismo para la Cooperación y el Desarrollo Económico), y colabora en todas aquellas actividades de gestión de residuos radiactivos promovidas por la Comisión de la Unión Europea, de las cuales hay que destacar las siguientes:

- Los *Programas Marco de I+D* de mejora de los conocimientos técnicos y científicos en el área de almacenamiento de residuos radiactivos.
- Participación en el *Grupo de Trabajo Permanente sobre Transporte Seguro de Material Radiactivo*.
- Participación en el *Comité de Seguimiento del Cumplimiento de la Directiva 92/3/EURATOM* sobre supervisión y control de envíos de residuos radiactivos entre los Países Miembros.
- Cooperación con terceros países dentro de los *Programas PHARE* y *TACIS* de asistencia a los países que forman la Comunidad de Estados Independientes y a los países de Europa Central y del Este. ENRESA ha constituido con otros cinco organismos europeos (ANDRA de Francia, COVRA de Holanda, DBE de Alemania, NIREX del Reino Unido y ONDRAF de Bélgica) el Consorcio Europeo CASIOPEE, que trabaja tanto de asesor en la preparación de proyectos de asistencia técnica a los países del Este, como realizando aquellos de carácter institucional.

PAÍS	ORGANISMO	TIPO	FUNCIÓN	FINANCIACIÓN
ALEMANIA	BfS DBE	GUBERNAMENTAL PRIVADA	PARCIAL	TARIFAS
ARGENTINA	CNEA	GUBERNAMENTAL	PARCIAL	PRESUPUESTO
BÉLGICA	ONDRAF	PÚBLICA	INTEGRAL	TARIFAS
BRASIL	CNEN	GUBERNAMENTAL	PARCIAL	PRESUPUESTO
CANADÁ	AECL	PRIVADA	PARCIAL	PRESTAMOS
CUBA	CPHR	GUBERNAMENTAL	INTEGRAL	PRESUPUESTO
ESPAÑA	ENRESA	PÚBLICA	INTEGRAL	CANON SOBRE ELECTRICIDAD + TARIFAS
ESTADOS UNIDOS	OCRWM	GUBERNAMENTAL	PARCIAL	CANON SOBRE ELECTRICIDAD
FINLANDIA	POSIVA	PRIVADA	PARCIAL	PROVISIONES
FRANCIA	ANDRA	PÚBLICA	INTEGRAL	TARIFAS + PRÉSTAMOS
HOLANDA	COVRA	PÚBLICA	INTEGRAL	TARIFAS
ITALIA	NUCLECO	SEMI-PÚBLICA	PARCIAL	TARIFAS
JAPÓN	RANDEC JNFL NUMO	GUBERNAMENTAL PRIVADA PRIVADA	PARCIAL PARCIAL PARCIAL	TARIFAS TARIFAS CANON SOBRE ELECTRICIDAD
MEXICO	ININ CFE	GUBERNAMENTAL GUBERNAMENTAL	PARCIAL PARCIAL	PRESUPUESTO FONDO
REINO UNIDO	NIREX	PÚBLICA	PARCIAL	PRÉSTAMOS
SUECIA	SKB	PÚBLICA	INTEGRAL	CANON SOBRE ELECTRICIDAD
SUIZA	NAGRA	PRIVADA	PARCIAL	PRÉSTAMOS

Tabla 1. Organizaciones Internacionales Responsables de la Gestión de Residuos Radiactivos

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la gestión de los residuos radiactivos pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas** de ENRESA

(<http://www.enresa.es/>):

- "Objetivos alcanzados y proyectos de futuro". Madrid, 1997.
- "Plan de I+D 1999-2003". Madrid, 1999.
- "El Cabril: Centro de almacenamiento de baja y media actividad". Madrid, 1999.
- "V Plan General de Residuos Radiactivos". Madrid, 1999.
- "Origen y gestión de residuos radiactivos". Ilustre Colegio Oficial de Físicos. Madrid, 2000.
- "Sistema de gestión medioambiental del centro de almacenamiento de El Cabril". Madrid, 2000.
- "Restauración de antiguas minas de Uranio". Madrid, 2000.
- "Programa de Vigilancia Radiológica Ambiental del centro de almacenamiento El Cabril". Madrid, 2000.
- "Desmantelamiento de la central nuclear de Vandellós I – Memoria de actividades 1998-1999". Madrid, 2000.
- "Plan de Investigación y Desarrollo Tecnológico para la gestión de residuos radiactivos (1999-2003)". Madrid, 2000.
- "El transporte de residuos de baja y media actividad". Madrid, 2000.
- "Fábrica de Uranio de Andújar". Madrid, 2000.
- "FEBEX: Experimento a escala real para un almacenamiento de residuos de alta actividad". Madrid, 2001.
- "Tecnología al servicio del medio ambiente". Madrid, 2001.
- "Cooperación internacional". Madrid, 2001.
- Ponencia ENRESA "Desmantelamiento de C. N. Vandellós I". Informe SNE "Las Centrales Nucleares Españolas en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.



ASPECTOS SOCIOECONÓMICOS

4.1. PRODUCCIÓN Y DEMANDA DE ENERGÍA. AHORRO ENERGÉTICO

Evolución histórica y situación actual del consumo energético

El concepto de consumo energético tomó forma como tal a partir del siglo XVII, con la 1ª Revolución Industrial. El carbón, que hasta este instante se empleaba como materia prima para usos domésticos, comenzó a ser introducido en los procesos industriales. Con la invención de la máquina de vapor, se empezó a relacionar proporcionalmente la producción de energía con su uso, de modo que el aumento de consumo energético implicaba un aumento de la producción para poder sostener este consumo.

Con la 2ª Revolución Industrial, en la segunda mitad del siglo XIX, la relación energía-producción se hizo más palpable, desarrollándose otros sectores como el petroquímico y el del automóvil.

La aparición de nuevos materiales (acero, cobre, aluminio, plásticos, etc.), de nuevos métodos de producción, el abaratamiento de la producción de acero, y la incorporación de países como Alemania, Rusia y Japón, a los ya avanzados tecnológicamente, Reino Unido y Estados Unidos, aceleraron aún más el consumo de recursos naturales. Las fuentes de energía más empleadas en esta época fueron la hidráulica y los combustibles fósiles.

Hay que añadir a estos avances, la aparición de la electrificación, desarrollándose las primeras aplicaciones industriales en 1879 con la fundación de la compañía Edison Company, que desarrollaba el alumbrado en algunas ciudades norteamericanas.

A comienzos del siglo XX, tuvo lugar la industrialización básica de los países escandinavos, de los países colonizados y de los demás países europeos, entre los que aparece España.

Con la 1ª Guerra Mundial, se produjo un estancamiento del desarrollo tecnológico en Europa, a excepción de la industria bélica, provocando un parón en el consumo de los recursos naturales. Sin embargo, el desenlace de la 2ª Guerra Mundial, dio lugar a un aumento del consumo energético y de materiales en todo el mundo, a pesar de que las consecuencias a nivel económico y científico, fueron desastrosas.

La aparición de la energía nuclear, cuyas aplicaciones inmediatas fueron de tipo bélico, comenzó a ser empleada para usos energéticos a partir de 1960, aunque dada su baja aceptación social, no se pensó en ella como una sustituta del petróleo.

En 1973, tuvo lugar la primera gran crisis del petróleo, que afectó principalmente a aquellos países industrializa-

dos con gran dependencia petrolífera exterior. Para eliminar o controlar esta dependencia comenzó la búsqueda de otras fuentes de energía. Así, cuando llegó la segunda crisis en 1979, los países estaban más preparados para afrontar sus consecuencias.

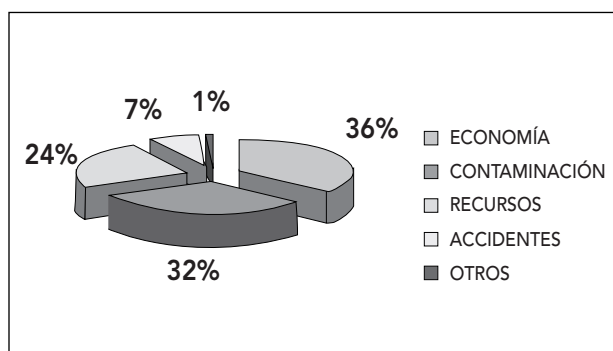
Más de dos décadas después de esta segunda crisis, los países industrializados siguen dependiendo del petróleo y sus derivados, a pesar de la existencia de otras fuentes de energía como el carbón, la hidráulica, la nuclear y las energías renovables. Considerando además, que las reservas de petróleo y de carbón, no son recursos naturales inagotables, se debe racionalizar su consumo, ya que el ritmo actual desembocaría en una escasez energética irreversible.

Hay muchas formas de intentar solucionar la problemática energética actual, pero de todas ellas, el *ahorro energético* es la mejor forma de consumir energía. Por ello, cualquier medida orientada a potencia el ahorro energético debe tener como objetivos fundamentales los siguientes:

- Reducción del impacto, sobre los ecosistemas, de las actividades de extracción, explotación y transformación.
- Reducción de la explotación de los recursos naturales escasos al mínimo posible.
- Reducción del coste que para las empresas y la economía supone la tarifa energética.
- Reducción del riesgo derivado de accidentes que puedan surgir de las actividades relacionadas con las operaciones necesarias para obtener recursos energéticos.

La modernización y el desarrollo de la economía han propiciado en los últimos años un crecimiento espectacular en la demanda y el uso de la energía.

Figura 1. Factores impulsores del ahorro energético



En 2003, el *consumo neto de electricidad* ha experimentado un crecimiento del 6%, muy por encima del previsto inicialmente (3,4%). El crecimiento de la demanda peninsular en el período 1999-2003 ha alcanzado un valor de aproximadamente el 43%.

Así, cabe destacar como ejemplo del fuerte incremento de la demanda peninsular, el máximo histórico alcanzado a principios del mes de marzo de 2004, donde las bajas temperaturas registradas propiciaron un valor de 38.040 MW. Este valor supuso 3.000 MW más que la demanda máxima alcanzada en verano, cercana a los 34.990 MW.

La punta de la demanda alcanzada entonces fue cubierta con generación térmica y nuclear (22.360 MW), hidráulica (10.061 MW), régimen especial¹ (5.707 MW) y con un saldo internacional de -89 MW.

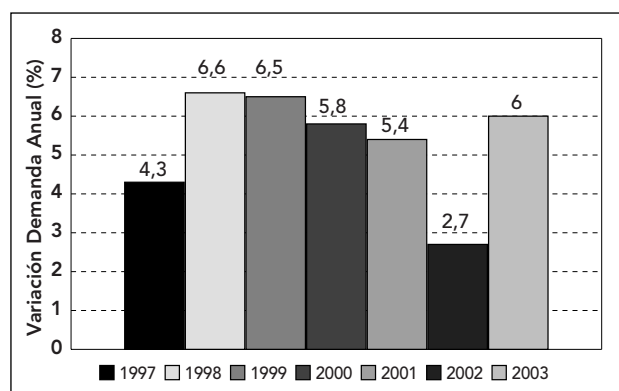


Figura 2. Evolución del consumo de electricidad en España
(Fuente: UNESA/REE)

Estructura y evolución de la producción de electricidad

La producción total de electricidad experimentó un incremento del 6,5% en 2003, alcanzando un valor de 262.249 millones de kWh. El *Régimen Ordinario*², que contribuyó con un 80% del total producido, registró un incremento del 5,7%, y el *Régimen Especial*, con el 20% restante, aumentó en un 9,7%.

Cabe destacar el incremento de la producción hidráulica, que alcanzó el 65% en el conjunto del Régimen Ordinario y Especial, así como el ligero descenso de la producción de origen nuclear en un 1,9%, consecuencia del mayor número de centrales nucleares que efectuaron su recarga de combustible en 2003 (8 centrales nucleares frente a 5 en recarga en 2002). También es destacable el crecimiento de la producción eólica, que registró un incremento del 20%.

¹ Ver GLOSARIO DE TÉRMINOS.

² Ver GLOSARIO DE TÉRMINOS.

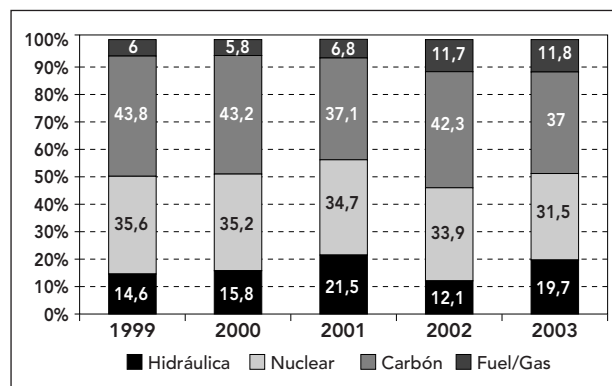


Figura 3. Estructura de la producción eléctrica bruta en España
(Fuente: UNESA)

Los intercambios extrapeninsulares de electricidad en 2003 con Francia, Portugal, Andorra y Marruecos, se contabilizaron con un saldo importador de 1.142 millones de kWh, lo que representó una disminución del 79% con respecto al 2002.

A finales de 2003, la potencia instalada en España alcanzó un total de 66.286 MW, a los que el Régimen Ordinario contribuyó con el 78% y el Régimen Especial con el 22% restante. Este valor representó un incremento del 6,4% frente a la potencia instalada a finales de 2002. De la nueva potencia puesta en servicio, son destacables los 1.800 MW correspondientes a los ciclos combinados de gas.

La potencia instalada en *Régimen Especial* alcanzó los 14.808 MW, lo que representó un incremento del 17% con respecto a 2002.

	Potencia instalada (MW) en 2002	Potencia instalada (MW) en 2003
COGENERACIÓN	5.858	5.997
ENERGÍAS RENOVABLES	6.372	8.369
Solar	5	6
Eólica	4.580	6.214
Hidráulica	1.491	1.680
Biomasa	296	469
RESIDUOS	441	441
TOTAL	12.671	14.808

Tabla 1. Potencia total instalada en Régimen Especial
(Fuente: UNESA)

Según el **tipo de fuente de energía**, la mayor contribución a la estructura de producción eléctrica en 2003, fue

la registrada por el carbón, con un 28%, seguido de la energía nuclear, las energías renovables y residuos, todas ellas con un 24%. Los productos petrolíferos contribuyeron con un 8% y el gas con un 16%.

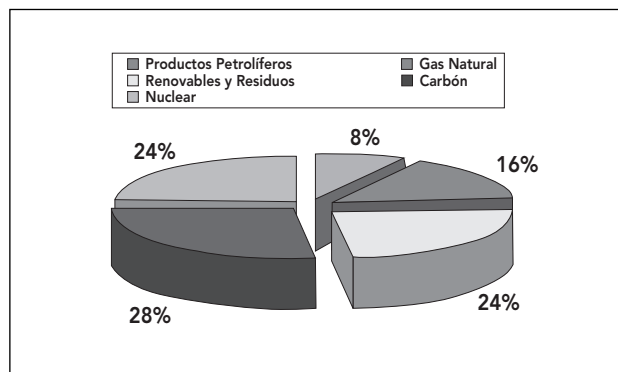


Figura 4. Producción de energía eléctrica según tipo de fuente de energía en 2003 (Fuente: UNESA)

A la vista de estos datos, es destacable el aumento experimentado por el gas natural y las energías renovables y residuos, y el descenso del carbón, la energía nuclear y los productos petrolíferos con respecto a los datos obtenidos en 2002.

	Estructura de la Producción en 2002	Estructura de la Producción en 2003
CARBÓN	34	28
ENERGÍA NUCLEAR	26	24
ENERGÍAS RENOVABLES Y RESIDUOS	16	24
PRODUCTOS PETROLÍFEROS	11	8
GAS NATURAL	13	16

Tabla 2. Comparativa de la Estructura de la Producción según fuentes de energía en 2002 y 2003. (Fuente: UNESA)

Transporte de energía eléctrica

La energía eléctrica no se puede almacenar. Por este motivo, su producción debe igualarse a su consumo de forma precisa e instantánea. Para llevar la electricidad desde las centrales de producción a las áreas de consumo, es necesario disponer de un elemento de transporte.

La empresa especializada en el transporte de la energía eléctrica es *Red Eléctrica Española (REE)*, que además es

la responsable de la operación del sector eléctrico y de la gestión de la red de transporte. Así, asegura el desarrollo y ampliación de la red de alta tensión con criterios homogéneos, realizando el mantenimiento necesario para asegurar la fiabilidad y disponibilidad requerida y garantizar el acceso a terceros a la red de transporte.

La *red de transporte* es el conjunto de líneas, parques, transformadores y otros elementos eléctricos con tensiones superiores o iguales a 220 kV, y aquellas instalaciones, cualquiera que sea su tensión, que cumplan las funciones de transporte, de interconexión internacional y de interconexión con los sistemas eléctricos españoles insulares y extrapeninsulares.

Las instalaciones principales están constituidas por los sistemas de control eléctrico, encargados de dirigir y supervisar el funcionamiento del sistema, por las líneas de transporte de muy alta tensión y las subestaciones.

TENSIÓN	Kilómetros		% VARIACIÓN
	31/DIC/2002	31/DIC/2003	
A 400 kV	16.031	16.560	3,3
A 220 kV	16.205	16.242	0,2
A 132-110 kV	20.706	20.914	1,0
TOTAL	52.942	53.716	1,5

Tabla 3. Líneas de transporte de ALTA TENSIÓN peninsulares (Fuente: UNESA / REE)

Glosario de términos

- **Consumos en bombeo:** energía empleada en las centrales hidráulicas de bombeo para elevar el agua desde el vaso inferior al vaso superior, para su posterior turbinaación.
- **Consumos en generación:** energía utilizada por los elementos auxiliares de las centrales, necesaria para el funcionamiento de las instalaciones de producción.
- **Control de tensión:** servicio complementario que tiene por objeto garantizar el adecuado control de la tensión de los nudos de la red de transporte de forma que la operación del sistema se realice en las condiciones de seguridad y fiabilidad requeridas, y el suministro de energía a los consumidores finales se efectúe con los niveles de calidad exigibles y las unidades de producción puedan funcionar en las condiciones establecidas para su operación normal.
- **Demanda b. c. (barras de central):** energía inyectada en la red procedente de las centrales de régimen ordinario, régimen especial y del saldo de los intercambios

internacionales y entre comunidades. Para el traslado de esta energía hasta los puntos de consumo habría que sustraer las pérdidas de transporte y distribución.

- **Garantía de potencia:** retribución que tiene por objeto proporcionar una señal económica para la permanencia e instalación de capacidad de generación en el sistema eléctrico, con el objeto de conseguir un nivel de garantía de suministro adecuado.
- **Intercambios entre comunidades:** recoge el saldo de aquellas líneas de la red de transporte que tiene sus extremos en Comunidades Autónomas distintas, indicando el signo del saldo el carácter importador o exportador de la energía circulada. No se recogen los movimientos de energía realizados a nivel de la red de distribución.
- **Intercambios internacionales:** saldo neto de la energía importada / exportada por el sistema eléctrico nacional. Esta energía es asignada a las Comunidades Autónomas que disponen de interconexiones con los países vecinos.
- **Mercado de producción:** es el integrado por el conjunto de transacciones comerciales de compra y venta de energía y de otros servicios relacionados con el suministro de energía eléctrica.
- **Mercado diario:** es el mercado en el que se llevan a cabo las transacciones de compra y venta de energía eléctrica para el día siguiente.
- **Régimen especial:** instalaciones abastecidas por fuentes de energía renovables, residuos y cogeneración. Estas energías tienen un tratamiento económico especial. Comprende la energía producida por todas las instalaciones acogidas al Real Decreto 2818/1998 de 23 de diciembre y al Real Decreto 2366/1994 de 9 de diciembre.
- **Régimen ordinario:** instalaciones obligadas a ofertar en el mercado de producción, excluidas las mayores de 50 MW que pertenecen al régimen especial.
- **Tasa de disponibilidad de la red de transporte:** indica el porcentaje de tiempo total en que cada elemento de la red de transporte ha estado disponible para el servicio, ponderado por la potencia nominal de cada instalación, una vez descontadas las indisponibilidades por motivos de mantenimiento preventivo y correctivo, indisponibilidad fortuita u otras causas, como la construcción de nuevas instalaciones, renovación y mejora.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre la *Producción y Demanda de Energía Eléctrica, el Consumo y el Ahorro Energético*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "Energía 2002". FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "El Sistema Eléctrico Español: Informe 2002". REE. Madrid, 2002.
- "La industria eléctrica: Avance Estadístico 2002". UNESA. Madrid, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- "El Sistema Eléctrico Español: Avance del Informe 2003". REE. Madrid, 2003.
- "La industria eléctrica: Avance Estadístico 2003". UNESA. Madrid, 2003.
- "El sector eléctrico y perspectivas" (UNESA). Jornadas sobre las centrales nucleares en 2003: Experiencias y Perspectivas. Madrid, 2004.
- "Gestión del Sistema Eléctrico Español" (REE). Jornadas sobre las centrales nucleares en 2003: Experiencias y Perspectivas. Madrid, 2004.

Además, pueden consultarse las siguiente **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- UNESA (Asociación Española de Electricidad): <http://www.unesa.es/>
- REE (Red Eléctrica de España): <http://www.ree.es/>
- CNE (Comisión Nacional de la Energía): <http://www.cne.es/>
- UNIPEDE-EURELECTRIC: Asociación para la defensa de los intereses de la Industria Eléctrica Europea: <http://www.unipede.org/>
- OMEL (Compañía Operadora del Mercado Español de Electricidad, S. A.): <http://www.omel.es/>

4.2.

COSTES DE LA ENERGÍA SEGÚN TIPO DE COMBUSTIBLE. COSTES DE ENERGÍA NUCLEOELÉCTRICA SEGÚN COSTES DE OPERACIÓN Y MANTENIMIENTO

Coste de la energía eléctrica

El **coste real de la energía eléctrica** producida por una central en explotación, es la repercusión sobre cada kWh, de la amortización de la inversión de la central durante el proceso de producción eléctrica, del coste del combustible consumido y de los gastos de operación y mantenimiento necesarios. Durante el año 2003, el precio de la electricidad registró un valor medio anual de 3,726 céntimos de euro por kWh.

La **inversión** realizada por una central eléctrica se amortiza a lo largo de su vida de operación. Además, suele crearse un fondo de financiación para llevar a cabo el desmantelamiento de la central una vez haya finalizado dicha vida de operación. La **amortización anual** se calcula a partir del número de años de funcionamiento de la central y de la tasa de capitalización del dinero, suponiendo que esta amortización es uniforme en el tiempo, y que el número de horas anuales de funcionamiento también es constante a lo largo de su vida.

De este modo, la repercusión de los costes de inversión sobre el coste del kWh es directamente proporcional al coste de potencia unitaria instalada e inversamente proporcional al número de horas de funcionamiento anual de la central eléctrica.

En cuanto a la repercusión **del combustible** en el precio del kWh generado, se calcula dividiendo el coste total del combustible consumido por la central durante un año de operación (coste de las materias primas energéticas, costes de los procesos de transformación, etc.) por la cantidad de energía producida durante ese año de funcionamiento.

El coste de combustible por kWh generado no varía apreciablemente con el tamaño de la central, aunque sí se aprecian diferencias en cuanto al coste según el tipo de combustible empleado en cada central eléctrica.

Además, hay que tener en cuenta los costes derivados de la emisión de gases y de los riesgos ligados a la producción de energía eléctrica. En Europa destaca la realización del estudio **ExternE**, acometido por la Comisión Europea en 1995 y actualizado entre 1997 y 1998, que constituye la referencia más seria en materia de medición de las externalidades asociadas a la producción de electricidad. En dicho estudio se cuantifican los fenómenos físicos ligados a la construcción y al funcionamiento de las centrales eléctricas y se evalúan los impactos medioambientales de los riesgos derivados de su funcionamiento. Los resultados finales obtenidos muestran oscilaciones importantes como se observa en la Tabla 1.

TIPO DE CENTRAL	céntimos euro / kWh
CARBÓN	2-15
PETRÓLEO	3-11
GAS NATURAL	1-4
EÓLICA	0-0,25
HIDRÁULICA	0-1
NUCLEAR	0,2-0,7

Tabla 1. Comparación de costes de generación eléctrica según tipo de central (Proyecto ExternE) (Fuente: Comisión Europea)

En la actualidad, la nueva inversión en generación eléctrica está basada en la construcción de ciclos combinados con turbinas de gas y vapor, ya que los **costes de operación y mantenimiento** son muy bajos en comparación con otras instalaciones.

Coste de la generación de electricidad de origen nuclear

En la actualidad, hay 440 reactores nucleares en funcionamiento en todo el mundo, con una potencia instalada de 361.844 MWe, que producen el 16% de la electricidad mundial consumida, y 31 reactores en construcción repartidos en 11 países, con una potencia prevista de 25.487 MWe. Hay varias tendencias en el sector nuclear mundial: Estados Unidos con el alargamiento de la vida de las centrales, Finlandia con la construcción de su quinto reactor nuclear, Francia con el desarrollo de la tecnología del reactor nuclear EPR o la elevada apuesta de construcción de nuevos reactores en países asiáticos como China, India, Japón y Corea. Por otro lado, países como Alemania o Bélgica han aprobado sendos proyectos de abandono progresivo de la energía nuclear.

En el año 2003, la **producción de energía eléctrica de origen nuclear en España** alcanzó cerca de 61.900 millones de kWh, valor algo inferior a los máximos obtenidos en años anteriores. La energía nuclear representó así el 24% de la producción total de electricidad peninsular.

Las tendencias internacionales de apertura a la competencia de los mercados eléctricos, se orientan hacia la **optimización del coste de producción del kWh**. La reducción de costes es de gran importancia en un mercado competitivo, y por ello, las centrales en operación deben actuar

sobre dos frentes: el **aumento de la producción y la disminución de los gastos en Operación y Mantenimiento**.

Uno de los métodos de **incremento de la producción** es el **aumento de potencia de las centrales**. Esta tendencia se inició en la década de los 90 en países como Estados Unidos y Suecia. En España, el plan de aumento de potencia estableció que la potencia de las instalaciones nucleares se fuera incrementando de manera progresiva a partir de 1995, y así, en la actualidad, la **potencia total instalada de las nueve unidades españolas es 7.896,44 MW**.

El aumento de la producción también se ve influenciado por la disminución del número de paradas automáticas, la reducción del tiempo de retorno a potencia cuando éstas tienen lugar, así como la reducción de la duración de las paradas para recarga.

Para conseguir una importante **reducción de los gastos de Operación y Mantenimiento (O+M)**, se han iniciado mejoras en los procesos de gestión de las centrales nucleares, optimizando la organización y el tamaño de las plantillas propias y contratando servicios exteriores.

	1995	1996	1997	1998	1999	2000	2001	2002
Operación y Mantenimiento	0,865	0,817	0,787	0,709	0,667	0,652	0,713	0,721
Combustible	0,590	0,540	0,510	0,460	0,410	0,382	0,362	0,343
COSTE TOTAL GENERACIÓN	1,465	1,357	1,297	1,169	1,077	1,034	1,075	1,064

Tabla 2. Evolución del coste de generación del kWh nuclear en España (céntimos de €/kWh neto) (Fuente: UNESA)

En España, el coste de Operación y Mantenimiento ha registrado un valor, en 2002, de 0,721 céntimos de euro/kWh neto frente a los 0,713 céntimos de euro/kWh neto del año anterior. Este ligero incremento se vio compensado con la reducción experimentada por los costes medios de combustible nuclear, que alcanzaron los 0,343 céntimos de euro/kWh. Así, el **coste medio de generación del kWh nuclear** ha continuado descendiendo hasta situarse en un valor de 1,064 céntimos de euro/kWh neto.

Para poder encajar la *viabilidad económica de la opción nuclear* en España, hay que tener en cuenta la inversión de construcción de las instalaciones. El coste total estimado de construcción de una central nuclear tipo de 1.000 MW es de aproximadamente 1.500 millones de euros. Estas cifras están en el rango de las que se manejan en el mundo.

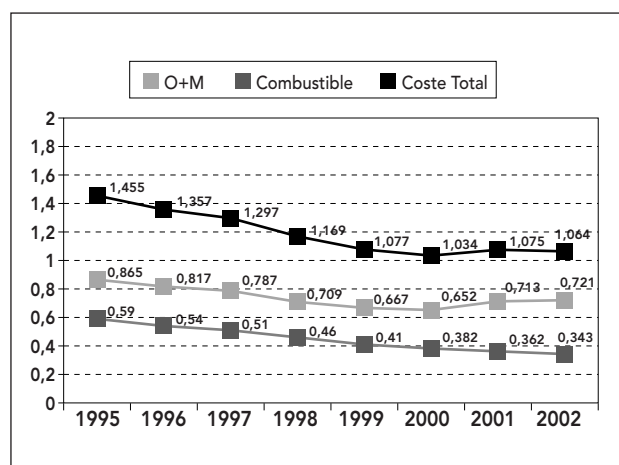
En Finlandia, el Parlamento aprobó en mayo de 2002, la construcción de un quinto reactor nuclear. El estudio realizado sobre el coste de una nueva central de poco más de 1.000 MW de potencia concluyó en un coste total de generación de 21,43 euros/MWh nuclear frente a 24,06 euros/MWh para el carbón y 26,08 euros/MWh para el gas. Estos valores fundamentaron la decisión de cubrir el incremento de la demanda de energía con una nueva central nuclear.

De este modo, la compañía eléctrica finlandesa TVO seleccionó al consorcio AREVA-Siemens para la construcción de su quinta central nuclear, que estará dotada de un reactor EPR de 1.600 MW, y que entrará en funcionamiento en 2009.

Así, el coste total de generación nuclear finlandés se distribuye en 11,88 euros/MWh en costes de capital, en 2,86 euros/MWh en costes de combustible y en 6,69 euros/MWh en costes anuales de operación y mantenimiento.

En conclusión puede decirse que, en la actualidad, las centrales nucleares en funcionamiento demuestran conti-

Figura 1. Evolución del coste medio de generación del kWh de origen nuclear en España.
(Fuente: UNESA)



nuamente su competitividad en los mercados eléctricos liberalizados en Europa. El coste de producción se ha ido reduciendo progresivamente hasta situarse hoy en día en el intervalo de 0,90 a 1,2 cént€/kWh en mercados que funcionan con precios de generación en el intervalo de 2,4 a 3,6 cént€/kWh, por lo que las centrales nucleares constituyen el medio de generación de energía eléctrica más barato.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más información sobre *los costes de energía según tipo de combustible y los costes de operación y mantenimiento de una central nuclear*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**:

- "La energía nuclear 1996-2000: del estancamiento al realismo". Informe Internacional Energía Eléctrica. Especial N° 100. UNESA. Octubre, 2001.
- "Energía 2002". FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- "Operación del Sistema Eléctrico: Avance del Informe 2003". REE. Madrid, 2003.
- "Costes de la producción eléctrica nuclear". Nota Técnica. FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- "El Sector Eléctrico y Perspectivas" (UNESA). Jornada sobre las Centrales Nucleares Españolas en 2002: Experiencias y Perspectivas. Madrid, 2003.
- "El Sector Eléctrico y Perspectivas" (UNESA). Jornada sobre las Centrales Nucleares Españolas en 2003: Experiencias y Perspectivas. Madrid, 2004.

Además, pueden consultarse las siguiente **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- UNESA (Asociación Española de Electricidad): <http://www.unesa.es/>
- REE (Red Eléctrica de España): <http://www.ree.es/>

4.3. INFLUENCIA ECONÓMICA DE UNA CENTRAL NUCLEAR EN SU ENTORNO

La selección del emplazamiento de una central nuclear

La selección de los emplazamientos para instalar centrales nucleares obedece a criterios técnicos (baja sismicidad de la zona, hidrología adecuada que garantice la refrigeración exterior, condiciones climáticas, etc.), políticos y sociales (baja densidad de población).

Las empresas propietarias han dedicado una gran cantidad de recursos con el objetivo de conseguir que el uso de la tecnología nuclear como fuente energética sea aceptada socialmente. A pesar de los estudios sociales, las campañas mediáticas de propaganda, las políticas de puertas abiertas, etc., las centrales nucleares siguen estando estigmatizadas y rechazadas. Muchos proyectos de desarrollo energético nuclear han sido paralizados contrariando las opiniones técnicas especializadas debido a la contestación social.

En la actualidad, resulta complicado decidir la instalación de una central nuclear o de un almacén de residuos radiactivos de baja y media actividad o de un almacén de combustible

irradiado, sin informar previamente de los planes y sin contar con la aprobación de los residentes locales, comarcales y el apoyo del gobierno de la Comunidad Autónoma.

La construcción de una central nuclear

Esta etapa tiene una duración variable, en función del tipo de instalación, estabilidad social, condicionamientos políticos y económicos.

Los años de inicio de la construcción de las primeras centrales nucleares, en los años sesenta y setenta, se caracterizaron por una importante emigración rural que afectó a las llamadas "comarcas nucleares".

Con la construcción de las centrales, las zonas de influencia se reaniman demográficamente, mejorando notablemente las comunicaciones por carretera. Los trabajos de construcción, montaje y puesta en marcha suponen la creación de alrededor de 5.000 puestos de trabajo directos y muchos indirectos en el sector servicios (transportes, construcción, hostelería, etc.) durante varios años.

Los ayuntamientos de las zonas cercanas a la central ven aumentados sus ingresos y la posibilidad de utilizar materiales y equipos de construcción propiedad de la central para renovar infraestructuras, pavimentar calles, construir polideportivos, restaurar monumentos locales, etc.

La explotación de una central nuclear

La central dispone de un personal fijo, bien sea de plantilla o de empresas contratistas (que puede oscilar entre 250 personas para la central más pequeña y 900 personas para las de dos unidades) más los contratados para la parada de recarga que las centrales efectúan cada 12, 18 o 24 meses y que tiene una duración media aproximada de 25 días.

Un gran porcentaje, tanto del personal fijo como del contratado para recargas, procede de la zona. En total, el impacto económico del personal de las centrales en los municipios y pueblos vecinos, se estima en unos 18 millones de euros por unidad nuclear y en unos 20.000 puestos de trabajo.

Un cierre de las centrales nucleares produciría un considerable deterioro en la capacidad tecnológica adquirida y en el desarrollo y perfeccionamiento futuro, tanto en el

CENTRAL	TITULAR
JOSE CABRERA	UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (100%)
SANTA Mª DE GAROÑA	NUCLENOR GENERACIÓN (100%)
ALMARAZ I	IBERDROLA GENERACIÓN (53%) ENDESA GENERACIÓN (36%) UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (11%)
ALMARAZ II	IBERDROLA GENERACIÓN (53%) ENDESA GENERACIÓN (36%) UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (11%)
ASCO I	ENDESA GENERACIÓN (99%) ENDESA PUERTOS (1%)
ASCO II	ENDESA GENERACIÓN (85%) IBERDROLA GENERACIÓN (15%)
COFRENTES	IBERDROLA GENERACIÓN (100%)
VANDELLOS II	ENDESA GENERACIÓN (72%) IBERDROLA GENERACIÓN (28%)
TRILLO	UNIÓN FENOSA GENERACIÓN (34,5%) IBERDROLA GENERACIÓN (48%) HIDROCANTÁBRICO GENERACIÓN (15,5%) NUCLENOR GENERACIÓN (2%)

Tabla 1. Tanto por ciento de participación en las centrales nucleares de las empresas eléctricas españolas (Fuente: FORO NUCLEAR)

campo energético como en otras áreas (medicina, agricultura, minería, industria, etc.). El cierre definitivo de las centrales nucleares españolas se estima en más de 15.000 millones de euros.

Los municipios nucleares se agrupan en la asociación **AMAC**, cuyo principal objetivo es velar por la seguridad de todos y cada uno de ellos, reivindicando el buen funcionamiento de los Planes de Emergencia Nuclear (aprobados en 1989) en caso de accidente, a la Dirección General de Protección Civil.

Al mismo tiempo, esta asociación trata de reducir al máximo los desequilibrios socioeconómicos causados por la implantación de una instalación nuclear en su territorio.

En todos los municipios afectados por la existencia de una central nuclear, hay un gran trasvase de la actividad económica, ya que el sector agrícola, que ocupaba el trabajo de la mayor parte de la población, ha perdido puestos en favor del sector servicios o de la industria.

La asociación AMAC pretende fomentar el desarrollo local y regional, sentando las bases necesarias para la creación de empresas externas en la zona, favoreciendo la creación de puestos de trabajo en las zonas menos favorecidas.

Todas las actuaciones que den lugar a una revalorización de los recursos de la zona, se promueven en colaboración con entidades nacionales e internacionales. Así, los países socios de la AMAC en el extranjero son: ARICEN en Francia y KSO en Suecia.

Ingresos económicos de los ayuntamientos de la zona

Los ingresos directos que reciben anualmente los ayuntamientos del entorno de las centrales nucleares españolas resultan de la suma de los correspondientes a las siguientes partidas:

- **Impuesto de Bienes Inmuebles (IBI):** recaudado por los municipios donde se encuentran las instalaciones de la central nuclear.
- **Impuesto de Actividades Económicas (IAE):** su importe total depende de la potencia instalada/producida anual y se reparte entre los ayuntamientos del entorno en un radio de influencia de la central de 10 km, correspondiendo aproximadamente al municipio o municipios que tengan en su término municipal instalaciones de la central el 66% y a los otros el 34%, de acuerdo con unos coeficientes basados en la superficie municipal y la población.
- **Canon de ENRESA (Empresa Nacional de Residuos, S. A.):** se distribuye entre los ayuntamientos de los diversos municipios del área de influencia de las centrales nucleares españolas (BOE de 22 de Agosto de 1998 y BOE del 1 de

diciembre de 1998). Es una compensación económica debida al almacenamiento de combustible irradiado en las centrales.

- **Tasas y otros impuestos (permisos de obra, etc.).**

MUNICIPIOS QUE RECIBEN IMPUESTO DE BIENES INMUEBLES	
CENTRAL NUCLEAR	MUNICIPIO
JOSÉ CABRERA	Almonacid de Zorita
SANTA Mª DE GAROÑA	Valle de Tobalina
ALMARAZ	Almaraz Romangordo Saucedilla Serrejón
ASCÓ	Ascó
COFRENTES	Cofrentes
VANDELLOS II	Vandellós
TRILLO	Cifuentes Trillo

Tabla 2. Municipios que reciben Impuesto de Bienes Inmuebles (IBI)

Actividades patrocinadas por las centrales en su entorno

Las centrales nucleares españolas tienen como objetivo contribuir a la divulgación de sus actividades para favorecer un mejor conocimiento de las mismas ante la opinión pública. Por ello, se viene impulsando una política de transparencia informativa considerada necesaria para que la población vea las instalaciones como centros productores de energía eléctrica beneficiosos para el entorno y colabora en actividades de la zona, integrándose en la vida diaria de los municipios, mediante aportaciones principalmente económicas.

CENTRAL NUCLEAR DE ALMARAZ

Lleva a cabo las siguientes actividades de colaboración y patrocinio con los pueblos de la zona:

- **Concurso fotográfico "Naturaleza en Extremadura":** donde se propicia la conexión con periodistas de la zona que formarán el jurado del mismo. Consiste en una exposición itinerante que favorece la optimización de la relación de la central con el entorno.
- **Media Maratón Navalморal - Central de Almaraz:** donde participan cerca de 600 atletas de carácter nacional.



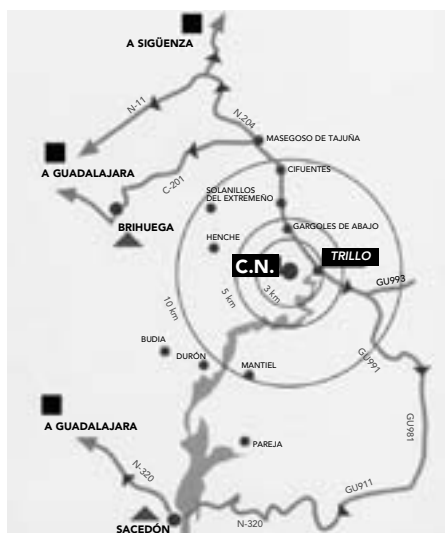
Figura 1. Situación geográfica de C.N. Almaraz (Fuente: AMAC)

CENTRAL NUCLEAR DE TRILLO

Las actividades de colaboración y patrocinio de la central con los pueblos de la zona son:

- Premio “Nueva ALCARRIA”.
- Jornadas Micológicas en Cifuentes, Guadalajara.
- Encuentros Culturales: Ciclo de conferencias con el contenido y la presencia de importantes figuras de la cultura y la sociedad.

Figura 2. Situación geográfica de C.N. Trillo I (Fuente: AMAC)



CENTRAL NUCLEAR DE SANTA MARÍA DE GAROÑA

Es destacable la colaboración con asociaciones culturales y recreativas de la zona mediante las siguientes actividades:

- **Acción Social:** a través de la colaboración con **asociaciones** (el 80% de la zona más próxima) y patrocinando **actos culturales y juveniles**. Puede decirse que la central goza de una buena vecindad, ya que al participar en estas iniciativas sociales y recreativas contribuye a elevar el nivel de vida de la comarca.

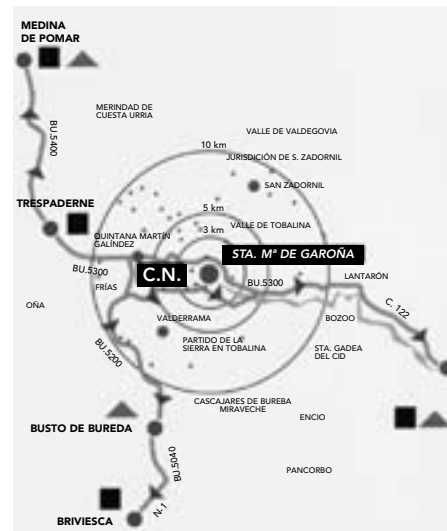


Figura 3. Situación geográfica de C.N. Santa M^a de Garoña
(Fuente: AMAC)

CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES

Las actividades y aportaciones de la central son las siguientes:

- Relaciones con la comunidad: Por un lado, se llevan a cabo **reuniones mensuales** del Portavoz y el Jefe de la Central con los responsables del entorno, para presentar los hechos más significativos, incidencias operativas y otras actividades de la central. Además, a finales de cada año, se hace una reunión con las autoridades locales, comentando de igual modo los hechos relevantes de la central, los proyectos de la empresa y de la instalación, el funcionamiento del centro de información, la producción y algunos aspectos técnicos de la planta, que constituyen el Informe de Autoridades Locales.
- Acción Social: en la central se llevan a cabo una serie de iniciativas, como son el **Concurso de Redacción** para escolares sobre La Energía y sobre La Energía Nuclear de Cofrentes, dotados con **becas de estudios** y premios para los colegios. También debe mencionarse el **Concurso de Pintura sobre El Valle de Ayora** donde se encuentra ubicada la central. Estas acciones se realizan con el entorno más próximo a la instalación. Tam-

ha llevado a fomentar esta serie de **apoyos** a entidades **sociales y deportivas** de la zona, también tiene contratados trabajos con la **Universidad de Tarragona** e incluso los terrenos de alrededor (y propiedad de la central) son aprovechados con los **cultivos** típicos de la zona.



Figura 4. Situación geográfica de C.N. Cofrentes (Fuente: AMAC)

CENTRAL NUCLEAR DE VANDELLÓS II

La central colabora en las siguientes actividades:

- **Acción Social**: agrupa todos los **patrocinios culturales, deportivos**, etc. y las inversiones de la **Fundación ENDESA** a través de la central de apoyo a restauración de edificios importantes, **mejora de infraestructuras** en los pueblos del entorno de la central. También se realizan **convenios** con los **ayuntamientos** y los consejos comarcales para dar apoyo a sus inquietudes y necesidades, a sus planes de desarrollo, colaborando en lo que haga falta.

A map of the area around Tivassa, showing the location of C.N. and Vandellòs. The map includes labels for TIVASSA, PRATDIP, A TARRAGONA, MONT - ROIG - DEL CAMP, C.N., and VANDELLÒS. It also shows the E-30 and E-15 roads.

- Estancias de Prácticas: sobre todo durante el verano, realizan prácticas en la Central alumnos **universitarios**, normalmente de la zona, contribuyendo así a dar una oportunidad a sus comienzos en el ámbito profesional.

CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA

Las actividades que cuentan con la colaboración de la central son las siguientes:

- Relaciones con el entorno: a través del patrocinio de múltiples actividades como el **Concurso de Dibujo** o el **Convenio con Institutos de Enseñanza Secundaria**, donde se ha desarrollado un Aula de Energía y Medio Ambiente colaborando con documentación y visitas a la central, se integra perfectamente en su entorno regional. En la actualidad, no hay excesiva animadversión hacia la Central, incluso los grupos ecologistas han dejado de aparecer por la instalación. La central ofrece también una considerable **colaboración en infraestructuras** de los pueblos más próximos, en sus **festejos populares**, y en cualquier actividad que proporcione una buena relación basada en la confianza.



Figura 7. Situación geográfica de C.N. José Cabrera (Fuente: AMAC)

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener más datos destacables y cualquier otra información sobre *el entorno de las centrales nucleares españolas*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**, clasificadas por la central nuclear de origen:

CC. NN. ALMARAZ-TRILLO

- C. N. Almaraz: Centrales nucleares: Su funcionamiento. Su seguridad. Su necesidad.
- El Embalse de Arrocampo.
- Información sobre la sustitución de los generadores de vapor en la central nuclear de Almaraz I y II.
- Política Medioambiental C. N. Almaraz-Trillo.
- C. N. Almaraz: Monográfico.
- C. N. Trillo: Monográfico.
- Gestión del Combustible gastado de C. N. Trillo: Proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento temporal para su combustible gastado.
- ALCARRIA ALTA. No. 160, 161, 162 y 163: "La Unión Europea ante su futuro energético", " Almacenamiento en seco del combustible gastado en C. N. Trillo I", "Recarga 2001 en C. N. Trillo I", "Máximo registro histórico de producción nucleoelectrónica de las centrales nucleares españolas".

CC. NN. ASCÓ-VANDELLÓS II

- Central Nuclear Ascó - Vandellós II: Formación específica de protección radiológica.
- C. N. Ascó: Monográfico.
- C. N. Vandellós II: Monográfico.

C. N. SANTA Mª DE GAROÑA

- C. N. Sta. Mª de Garoña: Monográfico.
- Dossier C. N. Sta. Mª de Garoña y entrevista a Javier Olaso (Revista SNE).

C. N. COFRENTES

- C. N. Cofrentes: Monográfico.
- Valle de Ayora – Cofrentes.

- La Energía Nuclear – C.N. Cofrentes.
- El Medio Ambiente y la C. N. Cofrentes.
- Revista EL VALLE. No.17, Junio 2001.

C. N. JOSÉ CABRERA (ZORITA)

- C. N. José Cabrera y su Entorno: Monográfico.
- C. N. José Cabrera (UNIÓN FENOSA).

Otras **referencias bibliográficas** de interés:

- "AMAC: Memoria de diez años de historia". AMAC. Madrid, 1998.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "222 Cuestiones sobre la energía". FORO NUCLEAR. Madrid, 2001.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR: <http://www.csn.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A.I.E.: <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E.: <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>
- UNESA: <http://www.unesa.es/>
- REE: <http://www.ree.es/>
- AMAC: amac.madrid@amac.es

4.4. LOS CENTROS DE INFORMACIÓN DE LAS INSTALACIONES NUCLEARES

Las centrales nucleares españolas propician la comunicación y la transparencia informativa en todo lo relacionado con su actividad, ya que son conscientes de que todo cuanto sucede en una instalación nuclear es objeto de atención informativa.

Para cumplir estos objetivos, las instalaciones nucleares españolas disponen de **centros de información** abiertos al público, permitiendo así que cualquier persona pueda conocer directamente qué es una central nuclear y cómo funciona o ampliar sus conocimientos sobre la tecnología nuclear y sus diversas aplicaciones.

Los centros de información, a través de sus maquetas, paneles explicativos y fotografías, explican de forma divulgativa los principios básicos de la energía nuclear, su aplicación energética en las centrales nucleares y los tipos de reactores nucleares que hay en España, sin olvidar los aspectos medioambientales relacionados con la energía nuclear y su destacada contribución a reducir la emisión de gases contaminantes que favorecen el efecto invernadero.

El colectivo de estudiantes de enseñanza media y universitaria es el más interesado en realizar estas visitas a instalaciones nucleares para conocer los aspectos técnicos y radiológicos de su funcionamiento.

Las asociaciones culturales y civiles, los profesionales de diferentes ámbitos, así como los distintos organismos locales, nacionales e internacionales y los medios de comunicación nacionales e internacionales, también muestran gran interés por conocer las instalaciones.

Los centros de información de las centrales nucleares españolas

Los centros de información de las centrales nucleares Almaraz-Trillo tienen como objetivo contribuir a la divulgación de sus actividades para favorecer un mejor conocimiento de las mismas ante la opinión pública. Por ello, se viene impulsando una política de transparencia informativa considerada necesaria para que la población vea las instalaciones como centros productores de energía eléctrica beneficiosos para el entorno.

C. N. JOSÉ CABRERA

La **C. N. José Cabrera**, no dispone de un centro de información construido para tal fin, pero dispone de una Sala de Conferencias, donde se recibe a las visitas y se proyecta un vídeo sobre la energía nuclear en España, la contribución de las centrales nucleares al mercado eléctrico español y el funcionamiento y características principales de la propia instalación. Las visitas recibidas proceden en general del entorno de la central, pertenecientes a institutos de enseñanza secundaria, universidades, autoridades lo-

cales, particulares y diversas asociaciones, a los que se proporciona detallada documentación de la central.

C. N. SANTA M^a DE GAROÑA

La **C. N. Santa M^a de Garoña** se suma a la tendencia actual de la industria nuclear de llevar a cabo un notable esfuerzo de comunicación y acercamiento a la opinión pública. El plan de trabajo desarrollado está destinado a promover la mayor aceptación pública de la energía nuclear como fuente del abastecimiento energético y, en especial, de la propia instalación.

El **centro de información** se inauguró en 1992, y ya ha sido visitado por más de 100.000 personas desde entonces, ya que su capacidad permite acoger a 180 personas diarias. Se encuentra situado en un edificio anexo a la central y fue diseñado para promover una mayor aceptación de la producción eléctrica de origen nuclear y de la central de Santa M^a de Garoña en particular, buscando también un mayor conocimiento de la instalación y de la propia empresa por parte de los habitantes del entorno.

El visitante, a través de un recorrido detallado, se enfrenta sucesivamente con los distintos aspectos de la realidad energética como las fuentes de suministro, las alternativas de abastecimiento, los costes de la energía, etc.

El diseño modular del Centro permite una gran versatilidad en los recursos y que éstos sean fácilmente actualizables y sustituibles. En el primer módulo, el visitante contempla los lugares más significativos que rodean la instalación, conociendo su historia, sus monumentos y sus tradiciones.

En el siguiente módulo, se explican las distintas fuentes de energía, su transformación y el consumo energético en actividades de la vida cotidiana, prestando especial atención a la relación entre consumo energético y bienestar. También se analizan las alternativas de abastecimiento energético y el impacto producido por cada una de ellas.

Así, se propone la tecnología nuclear como alternativa energética, explicando su fundamento físico, la descripción del proceso de fisión nuclear y se analizan las salvaguardias más importantes a tener en cuenta a la hora de diseñar y construir una central nuclear. Por último, se hace una descripción del ciclo de combustible nuclear, prestando especial atención a la gestión y almacenamiento de residuos radiactivos.

Posteriormente, se muestra una maqueta de la central y a través de sistemas interactivos se explica cómo opera el reactor, los principios básicos de la protección radiológica y el seguimiento de la vigilancia radiológica ambiental en los alrededores de la instalación.

Para finalizar la visita, se proyecta la película “Garoña, proyecto vivo”. En ella se pretende dar un repaso a la historia y los hitos más significativos de la central, así como a las actualizaciones tecnológicas más importantes incorporadas a la planta. Se incide de forma particular en lo referente al equipo humano y el impacto social en el entorno.

Figura 1. Centro de información de C. N. Santa M^a de Garoña



Las visitas son en su mayoría estudiantes de educación secundaria, universitarios y asociaciones culturales y recreativas. Su política de puertas abiertas se refleja en los más de 20.000 visitantes anuales del Centro de Información, cuya procedencia mayoritaria es Castilla-León y País Vasco.

El secreto del éxito de las visitas a esta instalación es ofrecer la visita al Centro de Información y al entorno de la planta como un “paquete turístico” de un día de excursión donde, además, se incluye la visita a los pueblos y paisajes de la zona. De este modo, se integra aún más a la instalación en su entorno, fomentando el turismo y dinamismo económico de la zona.

C. N. ALMARAZ

El **centro de información de C. N. Almaraz**, inició la recepción de visitas en febrero de 1977 –cuatro años antes de que la central entrara en funcionamiento– con el fin de contribuir al conocimiento y divulgación de la información nuclear entre la población, y familiarizar a los ciudadanos con el aprovechamiento de la energía nuclear para la producción de energía eléctrica.



Figura 2. Centro de información de C. N. Almaraz

Para conseguir estos objetivos, el centro dispone de unas instalaciones que muestran al visitante *maquetas y paneles* que aportan datos de interés general: consumo mundial de energía eléctrica, consumo y producción nacionales, aportación de las centrales nucleares españolas, etc. También existe un esquema móvil en el que se puede observar el funcionamiento de los distintos equipos de la central, así como una maqueta de toda la instalación.

Además, en sala de proyecciones se ofrece al visitante la posibilidad de ver transparencias y vídeos divulgativos sobre la energía nuclear y los diferentes tipos de centrales nucleares, con especial incidencia en los sistemas de protección radiológica y seguridad que se aplican en esta

tecnología. A la información recibida en el centro se añade un conjunto de folletos divulgativos sobre la energía nuclear y la central nuclear de Almaraz.

La mayor parte de los visitantes son alumnos de colegios, institutos, universidades y otros centros docentes. También hay visitas de asociaciones ciudadanas, de corporaciones municipales y de personalidades del mundo de la política, la cultura o la ciencia, entre las que se encuentran expertos de todos los países. Además, si se estima oportuno se acompañan las proyecciones con una visita a la planta.

C. N. ASCÓ

El **centro de información de C. N. Ascó**, abrió sus puertas en 1982. Las visitas son guiadas y disponen de paneles explicativos, maquetas y elementos interactivos. La visita comienza con una proyección audiovisual sobre la energía nuclear en general y de la central nuclear en particular, atendiendo cualquier duda con una explicación posterior y proporcionando al visitante toda la documentación necesaria para que su visión de la energía nuclear y de las actividades de la central sea más clara.

Posteriormente, se hace un recorrido por los paneles explicativos, que comprenden desde aspectos históricos de la energía nuclear, fundamentos de la fisión nuclear, seguridad nuclear, conceptos de protección radiológica y vigilancia medioambiental hasta los planes de emergencia, acompañando a los visitantes por el interior de la planta aproximándoles así a la realidad cotidiana del personal, sistemas y equipos de la central.

Las visitas proceden de cursos de enseñanza secundaria, formación profesional, universitarios, asociaciones de la zona, organismos oficiales, políticos, grupos de empresas, etc. Para dar una cierta calidad a las explicaciones y conseguir una atención personalizada se programan grupos reducidos.

C. N. COFRENTES

El **centro de información** de la central, que abrió sus puertas en mayo de 1978, es una de sus herramientas más importantes para la divulgación de la energía nuclear, y en particular de la propia instalación. Las visitas son programadas según la zona de origen, si son instituciones, centros de enseñanza secundaria o universidades, etc. Se proponen grupos reducidos para posibilitar las explicaciones personalizadas y el contacto directo en todo momento.

La visita comienza con una proyección audiovisual sobre Energía Nuclear, el funcionamiento de una central nuclear, los residuos radiactivos, la protección radiológica, la segu-

ridad de la Central Nuclear de Cofrentes, las energías del futuro y el ciclo del combustible nuclear.

A continuación, los visitantes realizan un recorrido por los distintos paneles, maquetas y elementos interactivos, donde se explican los orígenes de la energía nuclear, los fundamentos de la fisión nuclear y la tecnología de reactores, las características de la propia central, el ciclo del combustible, los distintos tipos de centrales existentes en el mundo y la gestión, tratamiento y almacenamiento de los residuos radiactivos. Las visitas más frecuentes proceden de institutos de enseñanza secundaria, de universidades, de diversas asociaciones de la zona y de otras provincias cercanas.

C. N. TRILLO

El **centro de información de C. N. Trillo** abrió sus puertas en noviembre de 1981. Se encuentra ubicado sobre una pequeña colina conocida como "Cerrillo Alto", desde donde se domina una magnífica perspectiva de todos los edificios de la central. Presenta una estructura modular constituida por tres bloques octogonales.

En su interior, la información, que sigue un orden explicativo, aparece dividida en cuatro zonas perfectamente diferenciadas: en la primera, la Sala de Exposiciones, se recoge en una serie de paneles, maquetas, gráficos y proyecciones, distintos aprovechamientos energéticos históricos y actuales, desembocando en una descripción de los aspectos más importantes de la energía nuclear, propiedades y características fundamentales, ciclo de combustible, desarrollo y tipo de centrales en el mundo, así como su distribución y funcionamiento, dedicando un amplio espacio para la evolución y desarrollo de la energía nuclear en España.

La *segunda sala está dedicada a la propia central*, con una visión detallada de la instalación, funcionamiento, sistemas de seguridad, impacto en la zona de influencia, etc.

Toda la información contenida en estos dos espacios está dividida en bloques informativos con distintos lenguajes explicativos, ya que cada colectivo que visita el centro tiene una forma de pensar y unos conocimientos diferentes. La exposición es fundamentalmente didáctica, fomentando la participación del visitante. Cada visita cuenta con el apoyo de personas que intervienen orientando el recorrido.

En la tercera zona, la Sala de Proyecciones, se proporciona información adicional al visitante sobre aspectos más concretos o como resumen de la exposición anteriormente realizada. Para ello, la sala está equipada con un amplio fondo documental cinematográfico sobre temas nucleares, aplicaciones pacíficas, ciclo y transporte de combustible, etc.

Por último, la *cuarta zona* está destinada a una amplia terraza-mirador, desde donde se pueden contemplar todos los edificios que configuran la central. A la información recibida en el centro se añade un conjunto de folletos divulgativos sobre la energía nuclear y la central de Trillo.

C. N. VANDELLÓS

En **C. N. Vandellós II**, no existe actualmente un centro de información como tal, más bien debe denominarse "centro de recepción", ya que las visitas son recibidas en una *Sala de Audiovisuales*, donde se proyecta una película sobre la energía nuclear, acompañada de otros vídeos de la central, de su construcción y de su primera recarga, seguida de una detallada explicación por parte del responsable de este singular centro.

El "plato fuerte" de la visita a la central es que termina siempre con una visita al interior de la planta, lo que para ellos es su mejor centro de información, ya que los visitantes entran en contacto directo con todos los componentes y situaciones expuestas durante la proyección audiovisual, aclarando así cualquier duda que pueda quedar. Además, se les proporciona un dossier de documentación de la instalación.

La media de visitantes por año se mantiene entre 2000 y 2500 personas de todos los ámbitos –centros de enseñanza secundaria, universitarios, diversas asociaciones de la zona– que proceden fundamentalmente de la propia comunidad, aunque también es visitada por colectivos del resto de España.

Los centros de información de los organismos y empresas relacionados con el sector nuclear

CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR (CSN)

El CSN es el único organismo español con competencias en seguridad nuclear y protección radiológica. Se encarga de velar por la seguridad en las centrales nucleares y en las instalaciones radiactivas de uso médico o industrial.

El **Centro de Información** del CSN es un centro interactivo que pretende acercar a los visitantes el conocimiento sobre las radiaciones, qué son, para qué se usan, qué riesgos tienen, y cuál es la función del organismo encargado de la seguridad nuclear y la protección radiológica. Fue inaugurado en octubre de 1998, y alentado por el impulso del Parlamento, el centro es una vía de información del CSN a los ciudadanos.

A través de un recorrido guiado por módulos, se pueden conocer con detalle diversos aspectos relacionados con las radiaciones. En la vida diaria, se emplean las radiaciones con una enorme frecuencia, tanto relacionadas con la

salud y la medicina, en diagnóstico y en terapia, como también en la industria y la investigación.

El **Centro de Información** dispone de 4 ámbitos:

Ámbito 1 – La radiación natural: donde se dan a conocer los principales hechos históricos de la energía nuclear y los personajes más relevantes de la historia de la física nuclear, así como la estructura atómica y las radiaciones. De este modo, el visitante se adentra en el mundo de las radiaciones, y en concreto de la radiación natural, cómo se mide, qué unidades de emplean, qué tipos hay, etc.

Ámbito 2 – La radiación artificial: donde se explican los fundamentos de la energía nuclear de fisión y su aplicación en las centrales nucleares, presentando además las características de las centrales nucleares españolas. También se explica el ciclo de combustible y las distintas fases que atraviesa el mineral de uranio hasta llegar a ser una pastilla que formará parte del elemento de combustible. Por otro lado, destaca la presentación de las aplicaciones industriales de los radioisótopos, las aplicaciones médicas y otros usos.

Ámbito 3 – Riesgos y servidumbres: donde se explican la noción de riesgo, la relación entre la radiactividad y los seres vivos, los riesgos y servidumbre de la gestión nuclear, los residuos radiactivos, los riesgos potenciales de la radiación y la escala de radiación artificial.

Ámbito 4 – El CSN: donde se explica qué es el CSN, cuál es su política de comunicación, su estructura interna, sus criterios de seguridad y actuaciones. También se da a conocer su política de protección radiológica y de vigilancia ambiental, los planes de emergencia y sus proyectos de investigación y desarrollo actuales.

El centro de información recibe visitas de todo tipo, institutos de enseñanza secundaria, universidades, personal docente, grupos de empresas, particulares y políticos, proporcionándoles numerosa documentación. Alrededor de 10.000 alumnos visitan cada año este Centro.

Figura 3. Centro de Información del CSN



Los paneles no son sólo comprensibles para estudiantes de enseñanza secundaria, son atractivos periodísticamente e incluso muy completos para entendidos en la materia. Tienen tres niveles de lectura: el titular, un primer párrafo muy resumido y dos o tres párrafos más, con información adicional.

Después de recorrer todos los ámbitos, finaliza la visita con la proyección de un vídeo explicativo de la energía nuclear y sus aplicaciones y de la estructura interna y funciones del CSN.

La intención de este centro no es conseguir que los visitantes se conviertan en expertos en radiaciones, seguridad nuclear o protección radiológica. La idea básica que los visitantes deberían sacar después de la visita es que las radiaciones forman parte de la vida desde siempre, aunque fueran descubiertas hace relativamente poco, que se usan para múltiples actividades, incluida la producción de la energía eléctrica, que tienen riesgos, y que hay un organismo que se encarga de hacer que esos riesgos no sean peligrosos. Se trata de permitir que cada uno tenga su propia opinión y para ello lo mejor es tener información.

EMPRESA NACIONAL DE RESIDUOS RADIATIVOS (ENRESA)

El **Centro de Visitas de Madrid**, pone a disposición del público información sobre las actividades y proyectos que se llevan a cabo en el campo de la gestión de los residuos radiactivos, tanto en España como en el resto de los países más avanzados.

La exposición está planteada para un amplio espectro de público, siendo no obstante su principal público los alumnos de segundo ciclo de la ESO, bachillerato y niveles equivalentes.

Los contenidos de esta exposición, constituidos por una combinación de maquetas, sistemas audiovisuales y programas interactivos, buscan la participación del visitante, dándole la posibilidad de adquirir una idea clara acerca de temas tales como la radiactividad, sus orígenes y aplicaciones, los residuos radiactivos que se producen en los diferentes procesos y las soluciones que en la actualidad se están adoptando para aislarlos, de forma segura, del medio ambiente.

La visita comienza en una *Sala de Proyección*, donde el visitante a través de una película puede conocer algo más sobre la radiactividad, sus aplicaciones, sus riesgos, la propia misión de ENRESA, y por supuesto, el origen, gestión, tratamiento y almacenamiento de los residuos radiactivos.

Posteriormente, se pasa al *Centro de Visitas*, donde libremente, el visitante recorre el espacio destinado a este fin. Algunos de los elementos importantes que se pueden conocer son: la cámara de niebla, el detector de radiactividad,

las maquetas de bidones de almacenamiento de residuos de baja y media actividad de El Cabril, la maqueta de un contenedor de almacenamiento en seco como los que se emplean en la C. N. Trillo I, una piscina de almacenamiento y una maqueta del proyecto de almacenamiento geológico profundo para residuos de alta actividad.

ENRESA dispone además de varios centros de información distribuidos por diversos puntos del territorio nacional:

- **Centro de Información de El Cabril:** fue creado con el objetivo de informar sobre las actividades de ENRESA y difundir el conocimiento de las tareas de gestión de los residuos radiactivos generados en España. La información proporcionada por el centro es completamente accesible para todos los públicos, ya que los contenidos de las salas de exposición combinan maquetas, sistemas audiovisuales y equipos informáticos interactivos. De este modo, se acerca al público la gestión de los residuos radiactivos y las investigaciones que se están desarrollando en este campo.



Figura 4. Centro de Información de El Cabril (Córdoba)

- **Centro de Información de la Fábrica de Uranio de Andujar (FUA):** este centro tiene por misión poner a disposición de la opinión pública, toda la información relacionada con la Clausura de la antigua Fábrica de Concentrados de Uranio de Andujar (FUA). Esta información es accesible a todos los colectivos sociales de Andujar y de la comarca, siendo los principales objetivos los alumnos de enseñanza secundaria y bachillerato. El centro cuenta con maquetas, paneles y medios audiovisuales, que explican las actividades desarrolladas en el Plan de Clausura de la FUA.
- **Centro de Información Móvil:** este centro fue creado con el objetivo de hacer llegar la información de todas las actividades de ENRESA a los diferentes municipios de la geografía española.

REFERENCIAS Y CONSULTAS

Para obtener información sobre la *Comunicación en materia de energía nuclear*, pueden consultarse las siguientes **referencias bibliográficas**, clasificadas por la central nuclear de origen:

CC. NN. ALMARAZ-TRILLO

- C. N. Almaraz: Centrales nucleares: Su funcionamiento. Su seguridad. Su necesidad.
- El Embalse de Arrocampo.
- Información sobre la sustitución de los generadores de vapor en la central nuclear de Almaraz I y II.
- Política Medioambiental C. N. Almaraz-Trillo.
- C. N. Almaraz: Monográfico.
- C. N. Trillo: Monográfico.
- Gestión del Combustible gastado de C. N. Trillo: Proyecto de ampliación de la capacidad de almacenamiento temporal para su combustible gastado.
- ALCARRIA ALTA. No. 160, 161, 162 y 163: "La Unión Europea ante su futuro energético", " Almacenamiento en seco del combustible gastado en C. N. Trillo I", "Recarga 2001 en C. N. Trillo I", "Máximo registro histórico de producción nucleoelectrónica de las centrales nucleares españolas".

CC. NN. ASCÓ-VANDELLÓS II

- Central Nuclear Ascó - Vandellós II: Formación específica de protección radiológica.
- C. N. Ascó: Monográfico.
- C. N. Vandellós II: Monográfico.

C. N. SANTA Mª DE GAROÑA

- C. N. Sta. Mª de Garoña: Centro de Información.
- C. N. Sta. Mª de Garoña: Monográfico.
- Dossier C. N. Sta. Mª de Garoña y entrevista a Javier Olaso (Revista SNE).

C. N. COFRENTES

- C. N. Cofrentes: Monográfico.
- Valle de Ayora – Cofrentes.
- La Energía Nuclear – C.N. Cofrentes.
- El Medio Ambiente y la C. N. Cofrentes.

C. N. JOSÉ CABRERA (ZORITA)

- C. N. José Cabrera y su Entorno: Monográfico.
- C. N. José Cabrera (UNIÓN FENOSA).

Otras **referencias bibliográficas** de interés:

- "El Libro de la Energía". 3ª Edición. Forum Atómico Español (FORO NUCLEAR). Madrid, 1992.
- "Las Centrales Nucleares Españolas". CSN. Madrid, 1999.
- "Energía 2002". FORO NUCLEAR. Madrid, 2002.
- "Energía 2003". FORO NUCLEAR. Madrid, 2003.
- Informe SNE "Las Centrales Nucleares en 2003: Situación Actual y Perspectivas". Madrid, 2004.

Además pueden consultarse las siguientes **direcciones electrónicas**:

- FORO NUCLEAR: <http://www.foronuclear.org/>
- CONSEJO DE SEGURIDAD NUCLEAR: <http://www.csn.es/>
- ENRESA: <http://www.enresa.es/>
- ALMARAZ-TRILLO A.I.E.: <http://www.cnat.es/>
- ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E.: <http://www.anacnv.com/>
- CENTRAL NUCLEAR DE COFRENTES: IBERDROLA GENERACIÓN: <http://www.iberdrola.es/>
- CENTRAL NUCLEAR DE JOSÉ CABRERA: UNIÓN FENOSA GENERACIÓN: <http://www.uef.es/>



ANEXO I. PÁGINAS WEB DE INTERÉS

1. ALMARAZ-TRILLO A.I.E. <http://www.cnat.es>
2. AMAC <http://www.amac.es>
3. ASCÓ-VANDELLÓS II A.I.E. <http://www.anav.es>
4. ASES (American Solar Energy Society Boulder):
Energía solar, paneles fotovoltaicos y células
fotoeléctricas <http://www.ases.org>
5. ASOCIACIÓN EURATOM - CIEMAT PARA LA
FUSIÓN NUCLEAR <http://www-fusion.ciemat.es>
6. BNFL Inc (British Nuclear Fuel)
<http://www.bnflinc.com>
7. British Energy <http://www.british-energy.com>
8. CEA (Commissariat à l'Energie Atomique)
<http://www.cea.fr>
9. Centre for Photovoltaic Devices and Systems:
Producción de energía solar y células fotovoltaicas
<http://www.pv.unsw.edu.au>
10. CERN (European Laboratory for Particle Physics)
<http://www.cern.ch>
11. CIEMAT (Centro de Investigaciones Energéticas,
Medioambientales y Tecnológicas)
<http://www.ciemat.es>
12. COAPSA-4 VALLÉS <http://www.coapsa.com>
13. COGEMA <http://www.cogema.fr>
14. COMISIÓN EUROPEA (UE) <http://www.europa.eu.int>
15. CREST (Center for Renewable Energy and
Sustainable Technology): Energías renovables,
eficiencia energética y desarrollo sostenible
<http://www.crest.org>
16. CSN (Consejo de Seguridad Nuclear) <http://www.csn.es>
16. Departamento de Física Atómica, Molecular y
Nuclear. Universidad de Sevilla.
<http://www.cica.es/aliens/dfamnus>
18. DOMINGUIS <http://www.dominguis-gts.com>
19. E. T. S. de Ingenieros de Minas. Universidad
Politécnica de Madrid <http://www.minas.upm.es>
20. E. T. S. de Ingenieros Industriales. Universidad
Politécnica de Madrid <http://www.etsii.upm.es>
21. EDF (Electricité de France) <http://www.edf.fr>
22. EMPRESARIOS AGRUPADOS <http://www.empre.es>
23. ENDESA <http://www.endesa.es>
24. ENRESA (Empresa Nacional de Residuos Radiactivos)
<http://www.enresa.es>
25. ENSA (Equipos Nucleares) <http://www.ensa.es>
26. ENUSA (Empresa Nacional de Uranio)
<http://www.enusa.es>
27. EREN (Energy Efficiency and Renewable Energy
Network. U.S. DOE) <http://www.eere.energy.gov>
28. EURONUCLEAR (Sociedad Nuclear Europea)
<http://www.euronuclear.org>
29. FORATOM (European Atomic Energy Forum)
<http://www.foratom.org>
30. FORO NUCLEAR (Foro de la Industria Nuclear
Española) <http://www.foronuclear.org>
31. FRAMATOME <http://www.framatome-anp.com>
32. GENERAL ELECTRIC COMPANY <http://www.ge.com>
33. GHESA <http://www.ghesa.es>
34. HIDROELÉCTRICA DEL CANTÁBRICO <http://www.h-c.es>
35. IAEA (International Atomic Energy Agency)
<http://www.iaea.org>
36. IBERDROLA <http://www.iberdrola.es>
37. ICRP (International Commission on Radiological
Protection) (Comisión Internacional de Protección
Radiológica) <http://www.icrp.org>
38. IDAE (Instituto para la Diversificación y Ahorro de
Energía) <http://www.idae.es>
39. IEA (International Energy Agency): Organismo
dedicado a la información energética, datos
estadísticos y conservación de la energía, entre otros
temas. Consultar Casos de Emergencia para el
petróleo, gas natural, uranio y carbón en el proceso
de Liberalización del Sector Eléctrico
<http://www.iea.org>
40. INITEC <http://www.initec.es>
41. INSC (The International Nuclear Safety Centre)
<http://www.insc.anl.gov>

42. Instituto de Fusión Nuclear. Universidad Politécnica de Madrid <http://www.denim.upm.es>
43. ISES (The International Solar Energy Society, Germany) <http://www.ises.org>
44. ITER (International Thermonuclear Experimental Reactor) <http://www.iter.org>
45. JAIF (Japan Atomic Industrial Forum) <http://www.jaif.or.jp/english/index.html>
46. LAINSA: <http://www.lainsa.com>
47. Ministerio de Economía y Hacienda <http://www.meh.es>
48. NEA/OECD (Nuclear Energy Agency/Organization Economic for Co-operation and Development) <http://www.nea.fr> <http://www.oecdnea.org>
49. NEI (Nuclear Energy Institute) <http://www.nei.org>
50. NRC (U. S. Nuclear Regulatory Commission) <http://www.nrc.gov>
51. NUCLENOR <http://www.nuclenor.org>
52. OMEL (Compañía Operadora del Mercado Español de Electricidad, S. A.): Compañía destinada a la gestión económica del mercado de electricidad <http://www.omel.es>
53. PTTC (Petroleum Technology Transfer Council, USA) <http://www.pttc.org>
54. REE (Red Eléctrica de España): Transporte de energía eléctrica <http://www.ree.es>
55. RESES-CA (Renewable Energy and Sustainable Energy Systems in Canada, Independent Power Producer's Society (IPPSO) and the Solar Energy Society of Canada, Inc. (SESCI) <http://www.newenergy.org>
56. SEI (Solar Energy International) <http://www.solarenergy.org>
57. SEMN (Sociedad Española de Medicina Nuclear) <http://www.semn.es>
58. SEPR (Sociedad Española de Protección Radiológica) <http://www.sepr.es>
59. SIEMSA ESTE <http://www.gamesa.es>
60. SNE (Sociedad Nuclear Española) <http://www.sne.es>
61. STUK (Radiation and Nuclear Safety Authority – Finland) <http://www.stuk.fi>
62. TAMOIN POWER SERVICES <http://www.tamoin.com>
63. TECNATOM <http://www.tecnatom.es>
64. TEPCO (Tokyo Electric Power Company) <http://www.tepco.co.jp/index-e.html>
65. TVO (Teollisuuden Voima Oy – Finnish Nuclear Electricity) <http://www.tvoy.fi>
66. UIC (Uranium Information Centre) <http://www.uic.com.au>
67. UNESA: Asociación Española de la Industria Eléctrica <http://www.unesa.es>
68. UNIÓN FENOSA <http://www.unionfenosa.es>
69. WANO <http://www.wano.org.uk>
70. WESTINGHOUSE ELECTRIC COMPANY <http://www.westinghouse.com>
71. WNA (World Nuclear Association) <http://www.world-nuclear.org>

ANEXO II. UNIDADES Y CONSTANTES FÍSICAS FUNDAMENTALES

MAGNITUD	UNIDAD	SÍMBOLO
CANTIDAD DE MATERIA	mol	mol
INTENSIDAD DE CORRIENTE	amperio	A
INTENSIDAD LUMINOSA	candela	cd
LONGITUD	metro	m
MASA	kilogramo	kg
TEMPERATURA	grado Kelvin	K
TIEMPO	segundo	s

Tabla 1. Unidades fundamentales del Sistema Internacional

MAGNITUD	UNIDAD	SÍMBOLO	DIMENSIÓN
CAPACIDAD ELÉCTRICA	faradio	F	C/V
CARGA ELÉCTRICA	culombio	C	A·s
CONDUCTANCIA	siemens	S	A/V
INDUCCIÓN MAGNÉTICA	tesla	T	Wb/m ²
ENERGÍA/TRABAJO	julio	J	N·m
FLUJO MAGNÉTICO	weber	Wb	V·s
FRECUENCIA	hercio	Hz	s ⁻¹
FUERZA	newton	N	m·Kg/s ²
INDUCTANCIA	henrio	H	Wb/A
POTENCIA	vatio	W	J·s
PRESIÓN	pascal	Pa	N/m ²
RESISTENCIA ELÉCTRICA	ohmio	Ω	V/A
TENSIÓN ELÉCTRICA/VOLTAJE	voltio	V	W/A

Tabla 1. Unidades fundamentales del Sistema Internacional

MAGNITUD	UNIDAD	SÍMBOLO
ACELERACIÓN	metro por segundo cuadrado	m/s ²
ÁREA	metro cuadrado	m ²
DENSIDAD	kilogramo por metro cúbico	Kg/m ³
MOMENTO/TORQUE	newton por metro	N·m
VELOCIDAD	metro por segundo	m/s
VOLUMEN	metro cúbico	m ³

Tabla 3. Otras unidades derivadas del Sistema Internacional

MAGNITUD	UNIDAD	SÍMBOLO	DIMENSIÓN
ÁNGULO	grado	°	($\pi/180$) radian
ÁREA	hectárea	ha	10 ⁴ m ²
ENERGÍA	caloría	cal	1 cal=4,184 J
ENERGÍA	ergio	erg	1 erg=10 ⁻⁷ J
ENERGÍA ELÉCTRICA	Kilowatio-hora	KW-h	3,6x10 ⁶ J
ENERGÍA NUCLEAR	electrón-voltio	eV	1,6x10 ⁻¹⁹ C·V
FUERZA	dina	dyn	1 dina= 10 ⁻⁵ N
INDUCCIÓN MAGNÉTICA	gauss	G	1 G=10 ⁻⁴ teslas
LONGITUD	micra	μ	10 ⁻⁶ m
LONGITUD	angstrom	Å	10 ⁻¹⁰ m
MASA	unidad de masa atómica	u.m.a.	1 u.m.a.=1,66x10 ⁻²⁷ Kg 1 u.m.a.= 931,5 MeV/c ²
MASA	megaelectrónvoltio por velocidad de la luz cuadrado	MeV/c ²	1 MeV/c ² =1,78x10 ⁻³⁰ Kg
POTENCIA	Caballo de Vapor	CV	1 CV=735,5 W
PRESIÓN	bar	bar	10 ⁵ Pa
PRESIÓN	atmósfera	At	1 At=1,013x10 ⁵ Pa
SECCIÓN EFICAZ	barn	b	10 ⁻²⁸ m ²
TEMPERATURA	grado Celsius	° C	T(°C)=T(K) -273,16
TIEMPO	hora	h	3.600 s
TIEMPO	minuto	m	60 s
VOLUMEN	litro	l	10 ⁻³ m ³

Tabla 4. Otras unidades en uso en el Sistema Internacional

MAGNITUD	UNIDAD		FACTOR CONVERSIÓN
	Sistema Tradicional	Sistema Internacional	
ACTIVIDAD	Curio (Ci)	Becquerelio (Bq) 1 Bq=1 d.p.s.	1 Ci=3,7x10 ¹⁰ Bq
EXPOSICIÓN	Roentgen (R)	Culombio por kilogramo (C/Kg)	1 R= 2,58 x 10 ⁻⁴ C/Kg
DOSIS ABSORBIDA	Rad (rad)	Gray (Gy)	1 rad=10 ⁻² Gy
DOSIS EQUIVALENTE	Rem (rem)	Sievert (Sv)	1 rem=10 ⁻² Sv

Tabla 5. Magnitudes radiológicas en el Sistema Tradicional y en el Sistema Interna

CONSTANTE	SÍMBOLO	VALOR
VELOCIDAD DE LA LUZ	c	≈ 3x10 ⁸ m/s
CARGA DEL ELECTRÓN	e	1,602189x10 ⁻¹⁹ C
CONSTANTE BOLTZMANN	k	1,38066x10 ⁻²³ J/K
CONSTANTE PLANCK	h	6,62628x10 ⁻³⁴ J·s
CONSTANTE GRAVITACIÓN	G	6,6726x10 ⁻¹¹ N·m ² /Kg ²
Nº AVOGADRO	N _A	6,022045x10 ²³ mol ⁻¹
CONSTANTE UNIVERSAL DE LOS GASES	R	8,3144 J/mol·K
CONSTANTE DE RYDBERG	R _∞	1,0973732x10 ⁷ m ⁻¹
RADIO DE BOHR	a ₀	5,291771x10 ⁻¹¹ m
MASA DEL NEUTRÓN	m _n	1,008665 u.m.a. 1,675x10 ⁻²⁷ Kg 939,6 MeV/c ²
MASA DEL PROTÓN	m _p	1,007277 u.m.a. 1,672x10 ⁻²⁷ Kg 938,3 MeV/c ²
MASA DEL ELECTRÓN	m _e	5,48x10 ⁻⁴ u.m.a. 9,108x10 ⁻³¹ Kg 0,511 MeV/c ²

Tabla 6. Constantes físicas fundamentales

FACTOR MULTIPLICADOR	PREFIJO	SÍMBOLO
10^{18}	exa	E
10^{15}	penta	P
10^{12}	tera	T
10^9	giga	G
10^6	mega	M
10^3	kilo	k
10^2	hecto	h
10^1	deca	da
10^{-1}	deci	d
10^{-2}	centi	c
10^{-3}	mili	m
10^{-6}	micro	μ
10^{-9}	nano	n
10^{-12}	pico	p
10^{-15}	femto	f
10^{-18}	atto	a

Tabla 7. Prefijos para múltiplos y submúltiplos de las unidades del Sistema Internacional

MAGNITUD	SÍMBOLO	SIGNIFICADO
kcal/kg	—	Aplicada a un combustible, nos indica el número de kilocalorías que se obtendrían en la combustión de 1 kg de dicho combustible.
Tonelada equivalente de carbón	tec	Representa la energía liberada por la combustión de una tonelada de carbón de hulla.
Tonelada equivalente de petróleo	tep	Representa la energía liberada por la combustión de una tonelada de crudo de petróleo.

Tabla 8. Medida de la calidad energética de las distintas fuentes de energía



C/ Boix y Morer, 6 • 28003 Madrid

Tel. 91 553 63 03 • Fax 91 535 08 82

correo@foronuclear.org

www.foronuclear.org

SOCIOS DEL FORO DE LA INDUSTRIA NUCLEAR ESPAÑOLA

CENTRAL NUCLEAR ALMARAZ
CENTRAL NUCLEAR ASCÓ
CENTRAL NUCLEAR COFRENTES
CENTRAL NUCLEAR JOSÉ CABRERA
CENTRAL NUCLEAR TRILLO 1
CENTRAL NUCLEAR VANDELLÓS II
COAPSA-4 VALLÈS S.L.
DOMINGUIS, S.L.
EMPRESARIOS AGRUPADOS, A.I.E.
ENDESA
ENUSA Industrias Avanzadas, S.A.
EQUIPOS NUCLEARES, S.A.
FRAMATOME ANP España
GENERAL ELECTRIC INTERNATIONAL, INC.
GHESA, Ingeniería y Tecnología, S.A.
HIDROELÉCTRICA DEL CANTÁBRICO, S.A.
IBERDROLA, S.A.
INITEC, S.A.
LAINSA, Logística y Acondicionamientos Industriales, S.A.
LAINSA, Servicios Contra Incendios, S.A.
NUCLENOR
PROINSA
SIEMSA ESTE S.A.
TAMAIN POWER SERVICES - TPS
TECNATOM, S.A.
UNESA – Asociación Española de la Industria Eléctrica
UNIÓN FENOSA, S.A.
WESTINGHOUSE TECHNOLOGY SERVICES, S.A.

SOCIOS ADHERIDOS DEL FORO DE LA INDUSTRIA NUCLEAR ESPAÑOLA

AEC - Asociación Española para la Calidad
AMAC - Agrupación de Municipios afectados por las Centrales Nucleares
CÁMARA OFICIAL DE COMERCIO, INDUSTRIA Y NAVEGACIÓN DE BARCELONA
E.T.S. INGENIEROS DE CAMINOS DE MADRID
E.T.S. INGENIEROS DE MINAS DE MADRID
E.T.S. INGENIEROS INDUSTRIALES DE BARCELONA
E.T.S. INGENIEROS INDUSTRIALES DE BILBAO
E.T.S. INGENIEROS INDUSTRIALES DE MADRID
E.T.S. INGENIEROS INDUSTRIALES DE VALENCIA
E.T.S. INGENIEROS NAVALES DE MADRID
INSTITUTO DE LA INGENIERÍA DE ESPAÑA
SERCUBE



www.foronuclear.org