

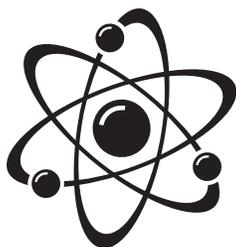


CURSO BÁSICO DE CIENCIA Y TECNOLOGÍA NUCLEAR

JÓVENES
NUCLEARES

Curso Básico de Ciencia y Tecnología Nuclear

Curso Básico de Ciencia y Tecnología Nuclear



JÓVENES NUCLEARES



Círculo Rojo
EDITORIAL

Primera edición: octubre 2024

Depósito legal: AL 2668-2024

ISBN: 978-84-1082-793-6

Impresión y producción: Editorial Círculo Rojo

© Del texto: Jóvenes Nucleares

© Autores: Pau Aragón Grabiél, Kevin Fernández Cosials, Antonio Jiménez Carrascosa, Gonzalo Jiménez Varas, Abel Milena Pérez, Jesús Saiz de Omeñaca Tijero, Luis Serra López, Cristina Trull Hernandis y Carlos Vázquez Rodríguez

© Revisores: Francisco Álvarez Velarde, Azucena Bello Fernández, Alejandro Carrasco Sánchez, Miriam Díaz Hernández, Araceli Dominguez Bugarín, Pablo García García, Elisa Gil Crespo, Juan Carlos Guillamot Ruano, Carles Mesado Meliá, Francisco Suárez Ortiz y Alba Valls.

© Revisor experto: Alfonso Barbas España

© Prologuista: Alfredo García Fernández (@OperadorNuclear)

© Autores multimedia: Sofía Arfinengo del Carpio, Alejandro Carrasco Sánchez, Miriam Díaz Hernández, Cristina R. Domingo Jiménez y Álvaro Peñalosa Serrano.

© Coordinación multimedia: Miriam Díaz Hernández

© Coordinadores: Jesús Saiz de Omeñaca Tijero y Carlos Vázquez Rodríguez

© Co-coordinadores: Pau Aragón Grabiél y Antonio Jiménez Carrascosa

© Maquetación y diseño: Equipo de Editorial Círculo Rojo

Editorial Círculo Rojo

www.editorialcirculo rojo.com

info@editorialcirculo rojo.com

Impreso en España - Printed in Spain

Editorial Círculo Rojo apoya la creación artística y la protección del copyright. Queda totalmente prohibida la reproducción, escaneo o distribución de esta obra por cualquier medio o canal sin permiso expreso tanto de autor como de editor, bajo la sanción establecida por la legislación.

Círculo Rojo no se hace responsable del contenido de la obra y/o de las opiniones que el autor manifieste en ella.

El papel utilizado para imprimir este libro es 100% libre de cloro y, por tanto, ecológico.

Índice

Prólogo	13
Nota de los autores	19
CAPÍTULO 1 - Fundamentos de Física Nuclear	21
1.1 El modelo atómico y la estructura del núcleo	22
1.2 Núcleos inestables y desintegración radiactiva	26
1.2.1 Desintegración alfa.....	28
1.2.2 Desintegraciones beta.....	29
1.3 Reacciones nucleares	31
1.3.1 Fisión nuclear.....	31
1.3.2 Fusión nuclear	35
1.3.3 Otras reacciones, producidas por neutrones libres	37
1.4 Radiación.....	39
1.5 Blindaje.....	41
1.5.1 Radiación alfa	42
1.5.2 Radiación beta	43
1.5.3 Radiación gamma	43
1.5.4 Radiación neutrónica	44
1.6 La reacción en cadena.....	45
1.7 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	47
1.7.1 Para saber más.....	47
1.7.2 Fuentes de información.....	48
CAPÍTULO 2 - Centrales Nucleares	51
2.1 Introducción	52
2.2 Centrales nucleares de fisión.....	53

2.2.1 Fundamentos de funcionamiento.....	53
2.2.2 Contexto histórico del desarrollo de la tecnología nuclear	56
2.2.3 Reactores de agua a presión (PWR).....	58
2.2.4 Reactores de agua en ebullición (BWR).....	62
2.2.5 Equivalencias energéticas.....	64
2.3 El parque nuclear español e internacional.....	65
2.3.1 Pasado y presente del parque nuclear español	65
2.3.2 Parque nuclear internacional	68
2.4 Conclusiones.....	70
2.5 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	70
CAPÍTULO 3 - Combustible Nuclear.....	73
3.1 Introducción	74
3.2 Etapa pre-reactor	76
3.2.1 Minería y producción de concentrados de uranio	78
3.2.2 Primera conversión y enriquecimiento	79
3.2.3 Segunda conversión y fabricación de elementos combustibles	82
3.3 Etapa del reactor	83
3.3.1 Evolución de la composición isotópica	85
3.3.2 Evolución de la geometría	87
3.3.3 Recarga de combustible.....	88
3.4 Retos del combustible actual	89
3.5 Comentarios finales.....	91
3.6 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	91
3.6.1 Fuentes de información.....	91
3.6.2 Para saber más.....	92
CAPÍTULO 4 - Seguridad Nuclear	93
4.1 Introducción	94
4.2 ¿Qué es “suficientemente segura”?.....	98
4.3 El accidente de Three Mile Island (1979)	101
4.4 El accidente de Chernobyl (1986)	105
4.5 El accidente de Fukushima Daiichi (2011).....	107
4.6 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	110
4.6.1 Para saber más.....	110
4.6.2 Fuentes de información.....	112



CAPÍTULO 5 - Protección Radiológica.....	113
5.1 Interacción de las radiaciones con el organismo.....	114
5.1.1 Irradiación y contaminación. Vías de incorporación.....	114
5.1.2 Interacción de las radiaciones ionizantes con el tejido biológico y efectos.....	116
5.1.3 Clasificación de las radiaciones según su procedencia	119
5.2 Detección y medida de las radiaciones.....	121
5.2.1 Magnitudes y unidades	121
5.2.2 Aparatos de medida.....	123
5.3 Prevención del riesgo.....	125
5.3.1 Principios básicos de PR.....	125
5.3.2 Limitación de dosis	130
5.3.3 Legislación	131
5.4 Aplicaciones	134
5.4.1 Protección radiológica operacional	134
5.4.2 NORM y transporte	136
5.5 Conclusiones.....	140
5.6 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	140
5.6.1 Fuentes de información.....	140
5.6.2 Para saber más.....	142
CAPÍTULO 6 - Residuos Radiactivos	143
6.1 Concepto y generación de residuos radiactivos	144
6.2 Clasificación de los residuos radiactivos.....	146
6.3 Gestión de residuos en ciclo abierto y cerrado	148
6.4 Gestión de residuos radiactivos en España.....	150
6.5 Almacenamiento definitivo de residuos radiactivos.....	160
6.6 Transporte de material radiactivo.....	163
6.7 Residuos nucleares en perspectiva.....	165
6.8 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	167
6.8.1 Fuentes de información.....	167
6.8.2 Para saber más.....	169
CAPÍTULO 7 - La energía Nuclear del Siglo XXI.....	171
7.1 Introducción	172
7.2 Seguridad	174
7.3 De residuos a recursos	177

7.4 La construcción y sus costes	180
7.5 Flexibilidad	182
7.6 Aplicaciones no eléctricas	185
7.7 El calentamiento global, el gran problema de nuestra época	187
7.8 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	188
CAPÍTULO 8 - Otras Aplicaciones de la Ciencia y Tecnología Nuclear ..	191
8.1 Introducción	192
8.2 Aplicaciones basadas en el conocimiento de la fuente	193
8.3 Aplicaciones basadas en la interacción radiación-medio	199
8.4 Aplicaciones basadas en la detección de la radiación	204
8.5 Conclusiones.....	207
8.6 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	208
CAPÍTULO 9 - El Papel de la Energía Nuclear en un Mix Energético Sostenible	211
9.1 Las condiciones de contorno del panorama energético	212
9.2 Eligiendo pareja de baile	217
9.3 Gigantes y aerogeneradores	224
9.4 Referencias, bibliografía y otros recursos.....	225
Epílogo	227
Glosario	229
Glosario de acrónimos	247



Prólogo

«Vivimos en una sociedad exquisitamente dependiente de la ciencia y la tecnología, en la cual prácticamente nadie sabe nada acerca de la ciencia o la tecnología.»

Carl Sagan.

A lo largo de la historia, pocas tecnologías han sido tan temidas, maldicidas, desconocidas e injustamente tratadas como la nuclear. No cabe duda de que arrasar dos ciudades, acabando con la vida de cientos de miles de personas, no es la mejor carta de presentación para cualquier avance científico y tecnológico. Los bombardeos nucleares estadounidenses sobre las ciudades japonesas de Hiroshima y Nagasaki en 1945 pusieron fin a la Segunda Guerra Mundial en el Pacífico e inauguraron una nueva etapa en la historia de la humanidad, revelando al mundo el enorme poder encerrado en el núcleo del átomo.

Durante la Guerra Fría, la tecnología nuclear militar se convirtió en un actor fundamental en el tablero geopolítico. Estados Unidos, seguido rápidamente por la Unión Soviética, el Reino Unido, Francia y China, desarrollaron miles de armas nucleares, creando un macabro equilibrio de poder basado en la disuasión mutua. El Tratado de No Proliferación Nuclear (NPT, por sus siglas en inglés), en vigor desde 1970, intentó frenar la expansión de estas armas, aunque otros países no firmantes del tratado como India, Pakistán y Corea del Norte también realizaron pruebas nucleares. Además, aunque nunca se ha confirmado ni desmentido oficialmente, es un secreto a voces que Israel también posee armas nucleares.

A pesar de su terrible estreno, la tecnología nuclear encontró rápidamente aplicaciones pacíficas. Apenas una década después de la primera explosión nuclear, el mundo empezó a aprovechar la energía nuclear para generar electricidad. Las primeras centrales nucleares, Obninsk en Rusia (1954) y Calder Hall en el Reino Unido (1956), marcaron el inicio de una nueva era en la producción de energía eléctrica. Desde entonces, las aplicaciones civiles y militares de la energía nuclear han seguido caminos diferentes, compartiendo en la actualidad solo su origen común y el hecho de que se basan en la fisión de núcleos pesados como los del uranio y el plutonio.

Si estigmatizáramos todas las tecnologías que tuvieron un origen militar, como ha ocurrido con la nuclear, perderíamos una parte importante de nuestra calidad de vida, incluso de nuestra salud. La historia nos muestra que muchas de las innovaciones tecnológicas que utilizamos hoy en día surgieron en contextos militares, y su impacto positivo en nuestra vida cotidiana es innegable. La comida enlatada, desarrollada durante la Primera Guerra Mundial para conservar los alimentos y garantizar que los soldados tuvieran acceso a comida nutritiva en el campo de batalla, se ha convertido en una parte esencial de nuestra dieta moderna. La capacidad de almacenar alimentos de manera segura durante largos períodos ha mejorado la seguridad alimentaria global y ha facilitado la distribución de alimentos en situaciones de emergencia.

El radar, otra tecnología desarrollada con fines militares, fue desarrollado en el Reino Unido durante la Segunda Guerra Mundial para detectar con antelación los bombardeos alemanes. Esta capacidad de detectar aviones enemigos a distancia revolucionó la defensa aérea. Actualmente, el radar tiene aplicaciones civiles fundamentales, desde el control del tráfico aéreo hasta la meteorología, permitiendo predicciones climáticas precisas y salvando innumerables vidas al prevenir accidentes.

El vehículo todoterreno, conocido como Jeep, fue diseñado para uso militar también durante la misma época. Su capacidad para desplazarse en terrenos difíciles lo hizo invaluable para las tropas en el campo de batalla. Hoy en día, los vehículos todoterreno son populares no solo para el ocio y la aventura, sino también para operaciones de rescate, trabajos en agricultura y construcción en áreas rurales.

Otro descubrimiento esencial son las microondas, una tecnología que se desarrolló cuando los ingenieros militares descubrieron que las ondas de radar también podían cocinar alimentos. Esto llevó a la crea-

ción del horno microondas, que revolucionó la manera en que preparamos y calentamos alimentos, ahorrándonos tiempo y energía en la cocina.

El nylon, una fibra sintética desarrollada en los años 1930, tuvo un gran impacto durante la Segunda Guerra Mundial. Originalmente usado para fabricar paracaídas, cuerdas y otros materiales militares, el nylon se ha convertido en un elemento común en la ropa, las alfombras y otros productos textiles gracias a su durabilidad y versatilidad. Incluso la penicilina, aunque no un invento militar *per se*, tuvo un desarrollo acelerado en el conflicto bélico para tratar infecciones bacterianas entre los soldados. Su producción a gran escala revolucionó la medicina y ha salvado incontables vidas desde entonces, convirtiéndose en un pilar fundamental de la medicina moderna.

El GPS (Sistema de Posicionamiento Global) es otra innovación que nació en el ámbito militar, específicamente desarrollado por el Departamento de Defensa de Estados Unidos durante la Guerra Fría. Inicialmente utilizado para mejorar la navegación y la precisión en los misiles, el GPS se ha convertido en una herramienta indispensable en la vida moderna. Desde la navegación en automóviles hasta aplicaciones en teléfonos móviles, el GPS facilita el transporte, la agricultura de precisión, la gestión de recursos naturales y la respuesta a emergencias. Las primeras cámaras fotográficas digitales fueron desarrolladas para aplicaciones de reconocimiento y vigilancia durante la Guerra Fría. Hoy en día, estas cámaras son una parte integral de nuestros teléfonos móviles y dispositivos electrónicos, permitiendo capturar y compartir momentos con una facilidad nunca antes vista.

Y, por supuesto, Internet, una parte esencial de nuestras vidas modernas, tiene sus raíces en proyectos militares. Inicialmente desarrollada por la Agencia de Proyectos de Investigación Avanzados de Defensa (DARPA) de Estados Unidos como ARPANET, Internet fue concebida como una red de comunicación segura y resistente. Esta tecnología ha transformado el mundo, facilitando la comunicación global, el acceso a la información, la educación a distancia, el comercio electrónico y un sinnúmero de aplicaciones, conocidas y por descubrir.

En definitiva, prohibir o estigmatizar todas estas tecnologías por su origen militar sería un error. Un cuchillo puede ser usado para preparar alimentos, salvar vidas en una cirugía, o asesinar a una persona. El uso

que le demos a una tecnología es lo que determina su bondad o maldad, no la tecnología en sí misma. De esta manera, para juzgar la tecnología nuclear debemos hacer un balance de sus ventajas e inconvenientes basándonos en datos objetivos y no en prejuicios. Si lo hacemos así, comprobaremos que la energía nuclear ha salvado millones de vidas humanas al evitar parte de la producción eléctrica basada en combustibles fósiles y salva cada año a millones de personas gracias a sus usos médicos, el tratamiento de plagas y otras aplicaciones pacíficas. Y no solo eso, la energía nuclear ha evitado la emisión de enormes cantidades de dióxido de carbono a la atmósfera y será esencial para mitigar el calentamiento global según la Agencia Internacional de la Energía.

Sin embargo, durante años, diversas organizaciones han difundido información sesgada y tendenciosa sobre la energía nuclear. ¿Quién podría estar interesado en desinformar al público? Siguiendo la lógica de las historias de detectives, podemos preguntarnos quién se ha beneficiado del cierre de centrales nucleares: partidos políticos, grupos ecologistas y promotores de otras energías, especialmente aquellos vinculados a los combustibles fósiles. Como señaló Carl Sagan, el desconocimiento sobre la ciencia y la tecnología nuclear es el caldo de cultivo ideal para estos engaños, fomentados por quienes se benefician de la desinformación.

Mi abuelo Lucas, que nos dejó demasiado pronto, solía decirme cuando yo era un niño: «Estudia mucho, no para engañar, sino para que no te engañen». La clave para revertir la situación de la energía nuclear no es tratar de cambiar los intereses políticos, ecologistas o económicos, algo altamente improbable; sino fomentar el conocimiento riguroso y crítico sobre esta tecnología para evitar ser engañados. Una persona que conoce más se hace más libre, con más capacidad para tomar decisiones basadas en la ciencia y la razón.

Este es el propósito del libro que tienes en tus manos, escrito por jóvenes con un profundo conocimiento en ciencia y tecnología nuclear, así como una apasionada vocación divulgadora. Leerlo te llevará a través un viaje fascinante, que comienza con el descubrimiento de la radiactividad y el desarrollo de las tecnologías que permiten aprovechar el poder del átomo para el beneficio de la humanidad. Aprenderás los fundamentos de las desintegraciones radiactivas, las reacciones nucleares, qué es la radiactividad, cómo funcionan las centrales nucleares, los principios de su seguridad nuclear, la gestión responsable de residuos

radiactivos, los nuevos diseños avanzados de reactores del siglo XXI, las sorprendentes aplicaciones no energéticas, y finalmente, el papel crucial de la energía nuclear en la consecución de los objetivos climáticos y energéticos de la humanidad.

Te invito a sumergirte en estas didácticas páginas y descubrir el verdadero potencial de la energía nuclear. Utilizada de manera responsable, como está ocurriendo en la actualidad en todo el mundo, esta tecnología será una poderosa aliada para afrontar los desafíos energéticos y climáticos del siglo XXI y ayudar a mejorar la calidad de vida de los habitantes de este pálido punto azul, como llamó Carl Sagan a nuestro querido planeta Tierra.

ALFREDO GARCÍA @OPERADORNUCLEAR
SUPERVISOR Y DIVULGADOR SOBRE
CIENCIA Y TECNOLOGÍA NUCLEAR



Nota de los autores

Este libro no habría sido el mismo sin su edición anterior, publicada en el año 2013, que nos ha servido de guía para su realización. Gracias a los autores de aquel libro, hemos podido crear esta versión actualizada, que esperamos traiga un soplo de aire fresco en sus páginas. Además son incontables las personas que han contribuido a mejorar, a lo largo de los años, los Cursos Básicos de Jóvenes Nucleares (JJNN), coordinándolos, como ponentes de algún tema o como meros espectadores ¡Gracias a todos vosotros! La edición actual del libro se edita en el año del 50º aniversario de la Sociedad Nuclear Española (SNE) 1974-2024, como parte de las actividades de celebración de esta significativa efeméride.

A lo largo de este libro, se incluyen palabras subrayadas que hacen referencia a términos técnicos o específicos del campo de la ciencia y la tecnología nuclear. Estos términos están definidos y explicados en un [glosario](#) ubicado al final del libro. Se recomienda al lector que consulte este glosario si desea obtener una mejor comprensión de los conceptos introducidos.

El contenido está basado en el conocimiento disponible al momento de la escritura de esta obra. Se anima a cualquier lector a que consulte fuentes bibliográficas adicionales si está buscando la información más actualizada y los últimos desarrollos en este campo. En cada capítulo se proporcionan fuentes de información que han sido utilizadas para la elaboración de este libro (en la sección de referencias de cada capítulo), así como bibliografía adicional (secciones “para saber más”) que pueden usarse para ampliar la información expuesta.

El contenido del libro está estructurado en nueve capítulos y un epílogo. Se recomienda leer los capítulos en orden (del 1 al 9) para facilitar la comprensión del discurso; ya que los conceptos definidos en los primeros capítulos se utilizarán en secciones y capítulos posteriores.

Los capítulos de 1 a 9 recopilan y condensan conocimiento técnico; mientras que el epílogo enmarca la relevancia de estos contenidos en el contexto más amplio de la misión y objetivos de Jóvenes Nucleares, y su visión con respecto al debate de la energía nuclear.

Se espera que el contenido de este libro sirva no sólo a estudiantes y jóvenes, sino también al público en general; así como a futuros Jóvenes Nucleares que se aventuren a prepararse para impartir Cursos Básicos de Ciencia y Tecnología Nuclear (CBCTN) en centros universitarios. Los CBCTN impartidos en universidades suelen dividirse en:

- Inauguración del CBCTN y presentación;
- Charlas de 1 a 4, correspondientes en contenido con los capítulos 1 a 4;
- Descanso;
- Charlas de 5 a 9, correspondientes en contenido a los capítulos 5 a 9, y en el que el contenido del epílogo se incluye en la última charla;
- Turno de preguntas.

Ahora, toma asiento, relájate, agarra bien de café, y prepárate para sumergirte en el apasionante mundo nuclear... sin necesidad de un traje de protección o de licencia para manejar átomos (al menos de momento). ¡No garantizamos nada explosivo, pero sí muchas ideas brillantes!



CAPÍTULO 1

- Fundamentos de Física Nuclear

Autor: Jesús Saiz de Omeñaca Tijero

Revisora: Araceli Dominguez Bugarin

Este capítulo inaugural es un viaje a las entrañas de la materia; describe el conocimiento básico necesario para entender las reacciones nucleares y la radiactividad. Lo bonito de entender estos conceptos es que, aunque ya no se vuelvan a tratar en profundidad en el resto del libro, todo lo que vamos a leer a partir del Capítulo 1 es consecuencia de estos conceptos fundamentales. Evidentemente, las centrales nucleares del Capítulo 2 y el combustible del Capítulo 3 basan su funcionamiento en la reacción de fisión nuclear. Pero también la operación segura de las centrales, sobre la que leeremos en el Capítulo 4, depende por completo de las características básicas de las reacciones nucleares. Y, por supuesto, la protección radiológica (Capítulo 5) y los retos de la gestión de los residuos (Capítulo 6), se afrontan mediante el conocimiento de la radiactividad. Igualmente, los desafíos del siglo XXI y los nuevos diseños de reactores nucleares (tratados en el Capítulo 7) están fundamentados en los mismos conceptos básicos aquí expuestos; al igual que también lo están otras aplicaciones (medicina nuclear y otros usos civiles) que se verán en el Capítulo 8. Así, hasta el final del libro, verás cómo sacamos provecho de todos los conceptos introducidos en las secciones de este capítulo.

A lo largo de la historia, modelos de átomo de complejidad creciente se han ido aproximando a la realidad empírica: desde el modelo más simple e impreciso (que consistiría en una especie de esfera minúscula de carga neutra, modelo inicialmente propuesto por J. Dalton), hasta los modelos más elaborados; basados en soluciones a las ecuaciones de Schrödinger o Dirac, que no abordaremos pero ilustran que el conocimiento humano ha alcanzado una comprensión mucho más profunda de lo que es preciso para entender los conceptos de este libro [1] - [9]. Para nuestro propósito, es suficiente con entender el llamado “modelo planetario”, o modelo de Rutherford [10].

El modelo de Rutherford explica que un átomo es un sistema de partículas; se compone de un núcleo, cuya carga eléctrica positiva se compensa con una nube de electrones de carga negativa alrededor de dicho núcleo. La carga positiva del núcleo la originan unas partículas llamadas protones ($\frac{1}{1}p$). Por su parte, los electrones (e^{-}) tienen carga negativa. Además, existen también otras partículas, llamadas neutrones ($\frac{1}{0}n$), que tienen carga neutra y se encuentran en el núcleo del átomo junto con los protones.

Como neutrones y protones están en el núcleo, se les conoce conjuntamente como nucleones. Véase la Figura 1.2, que esquematiza este modelo del átomo.

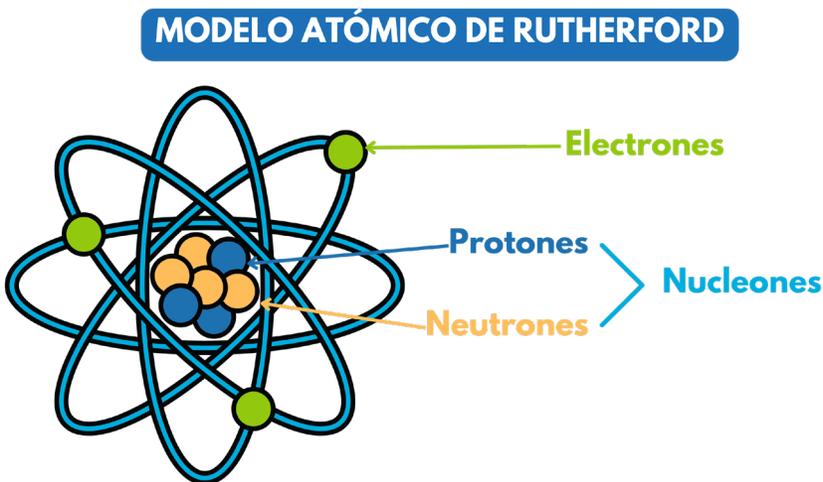


Figura 1.2: Modelo atómico de Rutherford, compuesto por un núcleo de protones y neutrones, y una nube de electrones en orbitales alrededor del núcleo.

La carga de los protones (+) atrae a los electrones (-). Por eso en el modelo atómico de Rutherford los electrones se mantienen en órbitas alrededor del núcleo.

El número de electrones en un núcleo viene determinado por su número de protones, ya que la carga neta de un átomo debe ser neutra. Además, el número de protones y electrones presentes en un átomo determina su comportamiento químico. Es decir, el número de protones de un átomo determina el elemento químico de la tabla periódica a la que pertenece ese átomo; independientemente del número de neutrones que haya en el núcleo.

Así pues, puede darse el caso de que tengamos dos átomos con idéntico número de protones (y por lo tanto serán átomos del mismo elemento químico) pero con diferente número de neutrones. A estas diferentes configuraciones de cada elemento se les llama isótopos. Por cada uno de los 118 elementos identificados en la tabla periódica (Figura 1.1) existen numerosos isótopos. Actualmente se conocen cerca de 3200 isótopos diferentes [11]. En el Capítulo 3 y siguientes, veremos la importancia que pueden tener los isótopos de un mismo elemento.

Los isótopos, al igual que los elementos químicos, se pueden ordenar en lo que se conoce como tabla de isótopos, que se muestra en la Figura 1.3 [12]. Esta tabla clasifica los isótopos en función de su número de protones (denotado por “Z” y llamado número atómico) y su número de neutrones (denotado por “N”). Las distintas combinaciones posibles de N y Z se ilustran en posiciones coloreadas en la Figura 1.3, en la que cada posición representa un isótopo conocido.

TABLA DE NUCLEIDOS

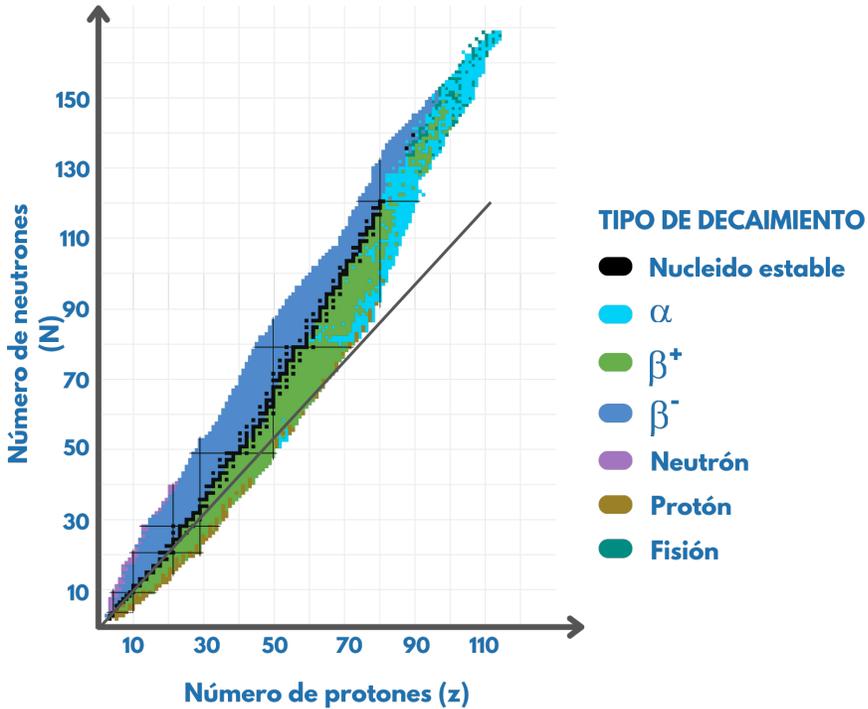


Figura 1.3: *Tabla de isótopos.*

Para designar un elemento se utilizan los símbolos de la tabla periódica (H para el hidrógeno, U para el uranio, etc.) y para caracterizar un isótopo, se añade el número de nucleones (denotado por “A” y llamado número másico) como superíndice izquierdo al símbolo [13]. Por ejemplo: ${}^3\text{He}$ para un isótopo del helio que contiene 2 protones (como cualquier átomo de helio) + 1 neutrón = 3 nucleones. En ocasiones, también se añade como subíndice izquierdo el número de protones del isótopo. Por ejemplo: ${}_{92}^{235}\text{U}$ para un isótopo del uranio con 92 protones (como cualquier átomo de uranio) y 235 nucleones en total.

Tras la explicación anterior, te preguntarás: *¿Cómo se mantienen los protones unidos en el núcleo sin repelerse entre sí por sus cargas positivas?*

La respuesta es: gracias a la presencia de neutrones en el núcleo y a la interacción nuclear fuerte.

La interacción nuclear fuerte es una de las fuerzas fundamentales del modelo estándar y se puede entender como una especie de “pegamento de nucleones”, que permite vencer la repulsión electromagnética de los protones. Además, este “pegamento nuclear” también puede vencer a la interacción nuclear débil, de la que se hablará posteriormente.

¡Así es el mundo subatómico! En el que, visto “desde fuera”, los átomos aparentan reposar, pero en realidad sólo existen en un equilibrio poderosamente tenso entre fuerzas internas repulsivas y atractivas, aniquiladoras y creadoras.

Para los átomos con pocos nucleones, las configuraciones más estables son aquellas que tienen el mismo número de protones que de neutrones. Pero cuanto mayor sea el número de protones del núcleo, mayor será la proporción de neutrones necesaria para mantener el átomo estable. Puede entenderse con una analogía, no exenta de inexactitudes, pero útil como una especie de regla mnemotécnica: cuando tenemos pocos protones en un núcleo, no hace falta mucho “pegamento” (interacción nuclear fuerte de los neutrones) para mantener los protones juntos sin que se repelan entre sí. Pero para átomos con muchos protones en el núcleo, hace falta mucho más de ese pegamento.

Cuando un núcleo tiene un exceso o defecto de neutrones en comparación con sus configuraciones estables, se dice que tenemos un isótopo inestable o radiactivo.

La estabilidad es el concepto clave de la siguiente sección (1.2). Una vez entendida la estabilidad y la inestabilidad, estaremos preparados para abordar los próximos capítulos de este libro, en los que se explicará (especialmente en el Capítulo 2, el Capítulo 3, y el Capítulo 8) cómo nos podemos aprovechar de esta peculiaridad de los isótopos y utilizarla adecuadamente, para bien de la humanidad y del medioambiente.

1.2 Núcleos inestables y desintegración radiactiva

De los aproximadamente 3200 isótopos que se conocen, poco más de 250 son estables. El resto, sufren un proceso llamado desintegración

radiactiva. Ésta consiste en la transformación del núcleo mediante la emisión de energía para obtener configuraciones más estables.

Si se vuelve a observar la Figura 1.3, los isótopos sombreados en negro son los poco más de 250 estables, mientras que los que tienen otro color, son inestables: sufren algún tipo de desintegración radiactiva. Nótese que no existen elementos estables más allá del plomo; es decir, con número atómico superior a 82.

Hay varios tipos de desintegración radiactiva. Los principales son [10] [14]:

- Desintegración alfa,
- Desintegración beta (que puede ser positiva o negativa),

Además de estos dos tipos, existen también la emisión espontánea de nucleones (el núcleo libera un protón o neutrón, cuando le sobran muchos para ser estable), la captura electrónica (el núcleo del átomo captura un electrón, en donde se combina con un protón del núcleo y forma un neutrón y un neutrino electrónico) la fisión espontánea (cuando un núcleo “es demasiado grande” como para que las fuerzas de atracción venzan las de repulsión del núcleo, éste se divide en dos partes más pequeñas, espontáneamente), etc. pero no es esencial entenderlos todos para seguir el hilo conductor de esta obra, así que nos centraremos en los dos tipos enumerados. Cabe aquí mencionar que estas desintegraciones se llaman así por el tipo de partículas que emiten: alfa y beta; las cuales se bautizaron con las dos primeras letras del alfabeto griego, en orden de descubrimiento, sin saber bien de qué se trataba exactamente. Posteriormente se descubrió otro tipo de radiación, a la que se llamó, evidentemente, gamma; de ella hablaremos más adelante.

Por otro lado, recordemos que estamos en el régimen cuántico, imperado por las probabilidades y comprendido, en parte, mediante la estadística. En este régimen, las desintegraciones radiactivas, al igual que cualquier cambio de estado, no ocurren para todos los núcleos atómicos a la vez, sino que ocurren a un ritmo constante característico para cada isótopo. Así pues, no se puede predecir el momento exacto en que un isótopo sufrirá una desintegración, pero sí la probabilidad de que ocurra después de un tiempo determinado. Precisamente, cada isótopo tiene un periodo característico, llamado periodo de semidesintegración

($T_{1/2}$), que se define como el tiempo necesario para que se desintegre la mitad de los núcleos de una muestra de radioisótopo¹.

Es importante no confundir periodo de semidesintegración, conocido en inglés como *half-life*, con la vida media; promedio de vida de un núcleo antes de desintegrarse. Como se indicaba anteriormente, el periodo de semidesintegración refiere a un conjunto de átomos (a una muestra), mientras que vida media es otro concepto físico que hace referencia a un único núcleo.

Por ejemplo: comparemos dos muestras de compuestos radiactivos que se encuentran presentes en el organismo humano, ambas muestras con la misma actividad. La primera está compuesta por potasio-40 (isótopo abreviado como ^{40}K), con un periodo de semidesintegración del orden de mil millones de años. La segunda muestra contiene carbono-14 (^{14}C) con un periodo de semidesintegración del orden de 1000 años. Por lo tanto, se necesitará menos cantidad de carbono para alcanzar el mismo nivel de actividad, ya que este último se desintegra más frecuentemente.

1.2.1 Desintegración alfa

La desintegración alfa (α) tiene lugar cuando al núcleo le sobran tanto neutrones como protones para ser estable.

En la Figura 1.3, los isótopos en azul cian son los que se desintegran mayoritariamente por este proceso. Obsérvese que están “alejados” de los isótopos estables (en negro). Por ello emiten nucleones de cuatro en cuatro (2 protones + 2 neutrones) para acercarse a la estabilidad. A este conjunto de dos protones y dos neutrones, se le llama partícula alfa y equivale a un núcleo de helio.

Así, el núcleo resultante, tras emitir una partícula alfa, tiene dos protones menos y dos neutrones menos que el núcleo original.

La desintegración alfa está esquematizada en la Figura 1.4.

¹ Un radioisótopo es un isótopo radiactivo

DESINTEGRACIÓN ALFA

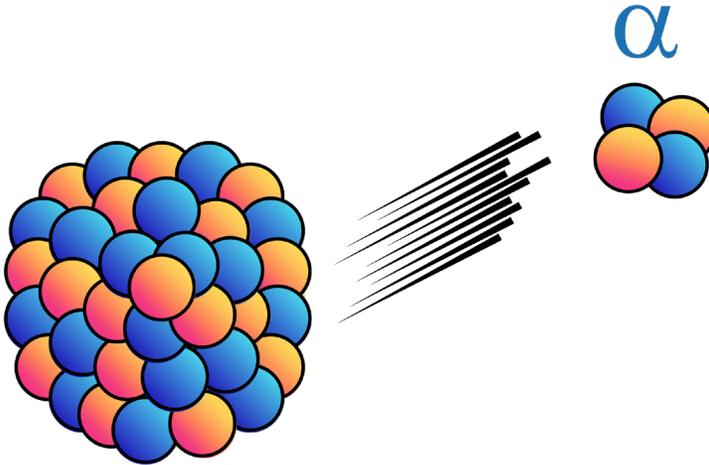


Figura 1.4: Esquemización de una desintegración alfa.

1.2.2 Desintegraciones beta

La desintegración beta puede ser de dos tipos: positiva (β^+) o negativa (β^-).

La β^- ocurre en los núcleos a los que les sobran neutrones para ser estables. En la Figura 1.3 son los isótopos en azul oscuro, que están por encima de los núcleos estables. Obsérvese que, según el eje vertical de la gráfica, son los que tienen más neutrones de los que le corresponderían para ser estables.

Al sobrarles neutrones, ocurre una reacción que reduce el número de ellos como consecuencia de la interacción nuclear débil. No nos detendremos en explicar la interacción nuclear débil, sino en sus consecuencias en este caso: un neutrón se desintegra en tres partículas:

- Un protón ($\frac{1}{1}p$), que se queda en el núcleo;
- Un electrón (e^-), que sale despedido del núcleo;

- Una partícula llamada antineutrino electrónico ($\bar{\nu}_e$), que también sale despedida del núcleo. Aunque es prácticamente indetectable: interactúa muy raramente con la materia.

El resultado de la desintegración β^- es que el núcleo resultante tiene un neutrón menos y un protón más que el núcleo original.

La desintegración β^- está esquematizada en la Figura 1.5.

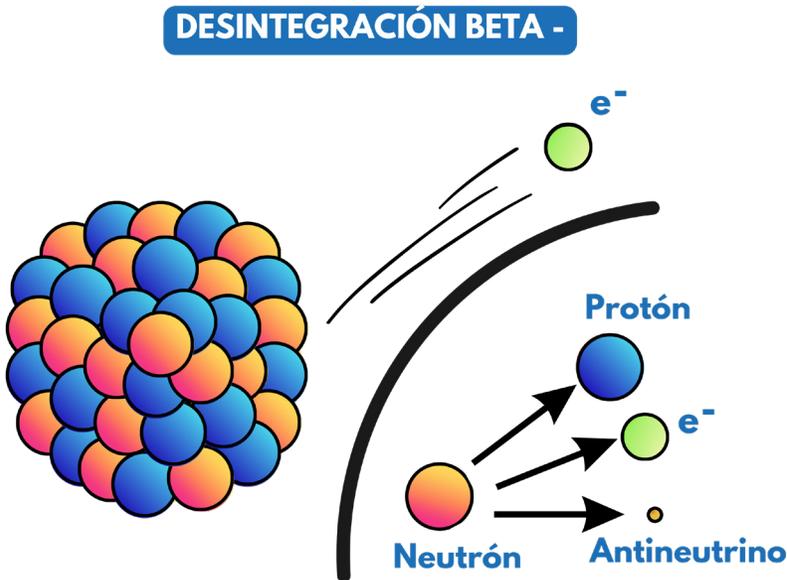


Figura 1.5: Esquematización de una desintegración beta negativa (β^-).

Por otro lado, la β^+ ocurre en núcleos a los que les sobran protones para ser estables. En la Figura 1.3 son los isótopos en verde, que están a la derecha de los núcleos estables.

En este caso, ocurre una reacción que reduce el número de protones como consecuencia de la interacción nuclear débil. Nuevamente, no nos detendremos en explicar la interacción débil, sino en sus consecuencias: un protón se transforma en:

- Un neutrón ($\frac{1}{0}n$), que se queda en el núcleo;
- Un positrón (e^+), que sale despedido del núcleo. Un positrón (o antielectrón) es como un electrón, pero con carga positiva;

- Un neutrino electrónico (ν_e), que también sale despedido del núcleo. Una partícula prácticamente indetectable.

Tras la desintegración β^+ , el núcleo resultante tiene un protón menos y un neutrón más que el núcleo original. Véase la Figura 1.6.

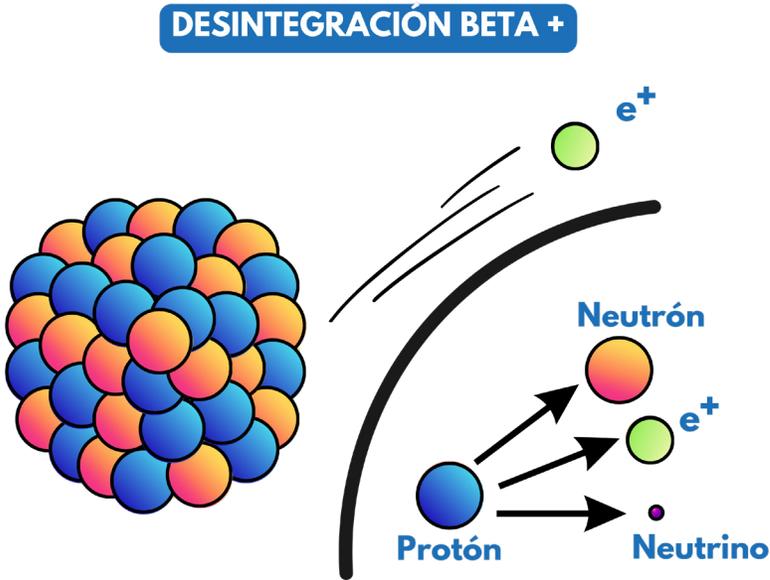


Figura 1.6: Esquematización de una desintegración beta positiva (β^+).

1.3 Reacciones nucleares

Las reacciones nucleares son procesos en los que los núcleos de los átomos sufren alguna transformación debido a una interacción entre partículas y/o núcleos atómicos: se parten en pedazos más pequeños (fisión), se unen (fusión) y con ello pueden liberar una gran cantidad de energía.

1.3.1 Fisión nuclear

La fisión espontánea, citada en la sección 1.2, es un proceso que ocurre en determinados núcleos inestables muy pesados, es decir, con gran número de nucleones; es un proceso espontáneo. Pero por otro

lado, existe también la reacción de fisión nuclear, en la que un neutrón externo al núcleo (un neutrón libre) aterriza en dicho núcleo y provoca su fisión. El núcleo atómico se divide en varios núcleos más ligeros. Estos núcleos resultantes se llaman productos de fisión y, por lo general, serán también inestables² y sufrirán respectivas desintegraciones [10] [15] como las que vimos en la sección 1.2. La mayoría de las fisiones liberan dos fragmentos de masas comparables, aunque no iguales.

Además de los productos de fisión, en esta reacción también suelen salir despedidos algunos neutrones libres, neutrinos, y mucha energía en forma de radiación gamma y, sobre todo, en forma de energía cinética de los productos de fisión (que en el régimen macroscópico se traduce en calor), como se indica en la Figura 1.7.

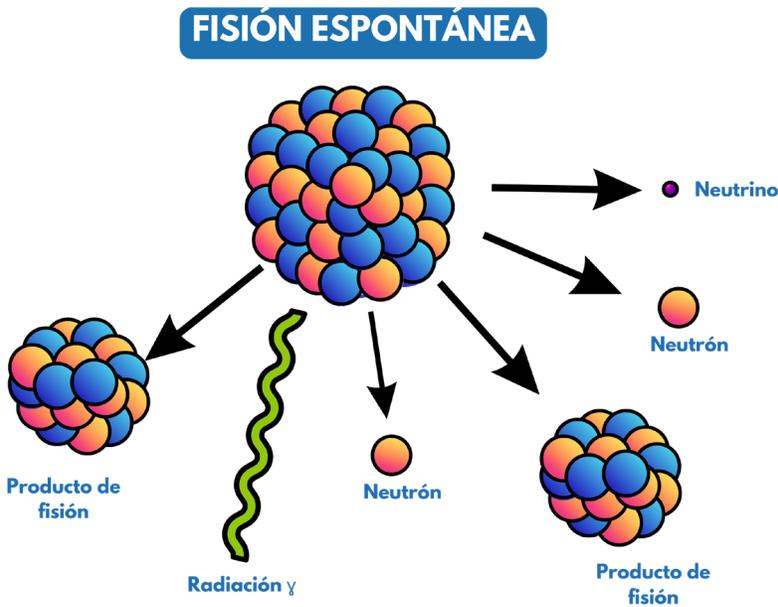


Figura 1.7: Fisión espontánea: un núcleo con muchos nucleones se divide en productos de fisión, energía, neutrinos y neutrones aislados.

² Recuérdese que cuantos más nucleones tenga un núcleo, mayor será la proporción de neutrones necesaria para que el núcleo sea estable. Esto implica que cuando un átomo se fisiona se liberen neutrones libres y que los productos de fisión resultantes tengan exceso de neutrones respecto a configuraciones estables.

Esto es debido a que cuando un átomo se fisiona, parte de su energía se libera. Hay una ecuación, muy conocida, de Albert Einstein, que lo expresa:

$$E = m \cdot c^2 \qquad \text{Ecuación 1.1}$$

En donde “*E*” es energía, “*m*” es masa y “*c*” es la velocidad de la luz.

La Ecuación 1.1 indica que de la masa puede obtenerse energía. Y además, con un factor de conversión gigantesco: la velocidad de la luz ¡Al cuadrado! que es un número enorme. Concretamente, 89 875 517 873 681 764 m²/s².

Es decir, si convirtiésemos directamente un kilogramo de materia en energía, obtendríamos 89 875 517 873 681 764 julios. En el Capítulo 2 se incide sobre ello con más pragmatismo; véase a Figura 2.5. Baste aquí decir que ese mismo número, 89 875 517 873 681 764 julios, es aproximadamente la energía eléctrica que consumen 5 000 000 de españoles en promedio ¡En todo un año! [17].

Todo: hornos, televisores, restaurantes, iluminación pública, frigoríficos, lavadoras, empresas, hospitales... de unos cinco millones de habitantes promedio. Durante 12 meses. Todo ello encerrado en 1 kg de materia. Llegados a este punto, si no se te han puesto los pelos de punta, es porque no lo has entendido: vuelve a leer.

¿Entiendes que haya tanto interés en obtener energía de la materia?

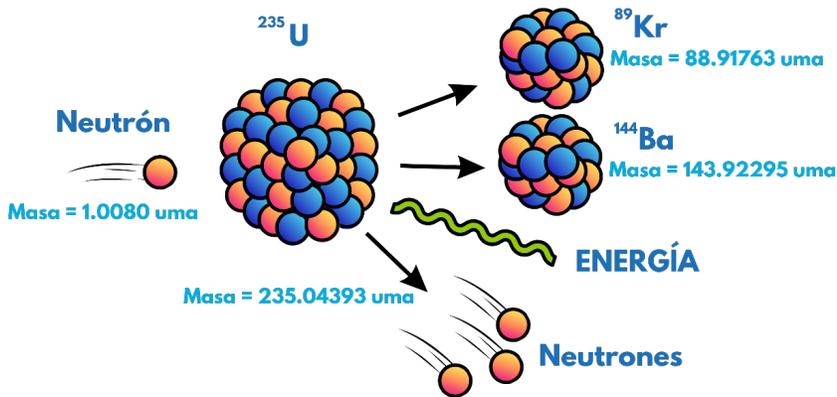
Evidentemente, cuando un átomo se fisiona, no toda su materia se transforma en energía: la Figura 1.8 muestra un ejemplo en el que un átomo de ²³⁵U + 1 neutrón se fisiona y da lugar a:

- un átomo de ⁸⁹Kr,
- un átomo de ¹⁴⁴Ba,
- tres neutrones,
- neutrinos
- energía, mayormente en forma de calor (macroscópicamente hablando) o en forma de energía cinética de los productos de fisión (microscópicamente).

Como se muestra en la figura, la masa inicial es mayor que la suma de las masas finales. Esa diferencia de masa es la que se ha transformado en energía.



DIFERENCIA DE MASAS EN FISIÓN NUCLEAR



$$\Delta \text{masa} = 0.18602 \text{ uma} = 173.29 \text{ MeV}$$

Figura 1.8: Diferencia de masas en la fisión nuclear.

Como se explicó anteriormente, el proceso deja tras de sí los productos de fisión, que normalmente serán radiactivos y producirán calor residual. Este calor es la manifestación macroscópica de la energía cinética de los productos de fisión que se originan al fisionarse un núcleo. En el Capítulo 2 y en el Capítulo 4 se explicará en detalle que el calor residual y su evacuación son de suma importancia en una central nuclear, para su correcto funcionamiento y para garantizar su seguridad.

1.3.2 Fusión nuclear

La fusión nuclear es un proceso por el cual dos átomos ligeros se unen para formar otro. La Figura 1.9 esquematiza cómo la suma de las masas iniciales de deuterio y tritio es mayor que la suma de la masa del helio + neutrón que se forma. La diferencia de masa se transforma en energía en el proceso.

Pueden encontrarse todos los detalles sobre la fusión nuclear y sus retos tecnológicos en el libro específico de Jóvenes Nucleares sobre fusión nuclear [18].



DEFECTO DE MASA EN FUSIÓN NUCLEAR

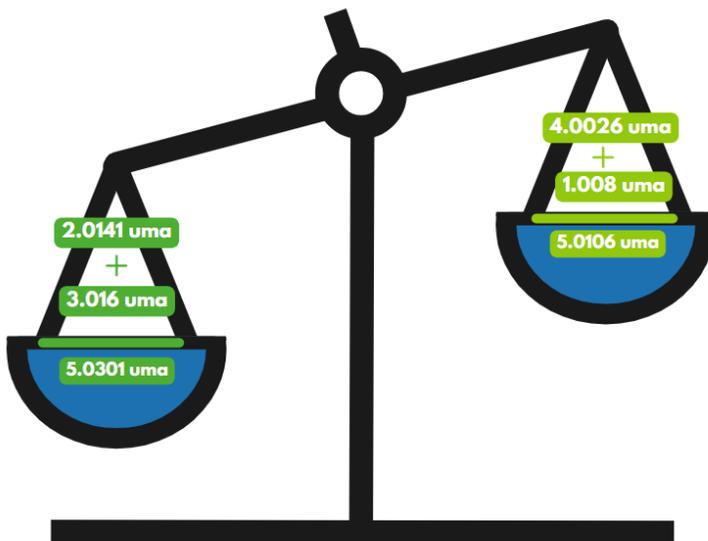
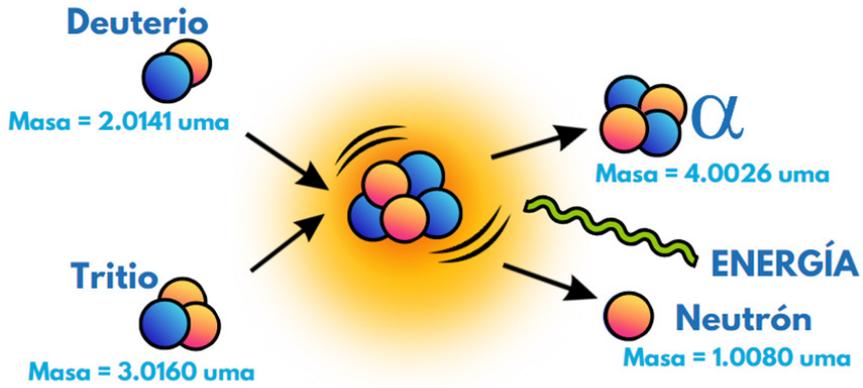


Figura 1.9: Diferencia de masa en la fusión nuclear.

1.3.3 Otras reacciones, producidas por neutrones libres

Los neutrones que vimos en las secciones anteriores están en los núcleos atómicos. Sin embargo, cuando ocurren reacciones nucleares, se pueden liberar neutrones; véase la sección 1.3.1.

Estos neutrones libres interactúan de diversas maneras con la materia en función del material en el que incida y de la energía con la que lo hagan. Por ejemplo:

- Se pueden generar transmutaciones: cuando un isótopo absorbe los neutrones y se convierte en otro isótopo diferente. En ese caso, si el isótopo resultante es inestable (radiactivo), se dice que el material se activa.
- Se puede provocar una colisión elástica. Es decir: el neutrón “rebota” en un núcleo y le transfiere parte de su energía. En consecuencia, el neutrón pierde energía; podemos decir en palabras simples que el neutrón “se frena un poco”. Si un neutrón interactúa con núcleos pequeños (como los de hidrógeno), perderá más energía que si interactúa con núcleos más pesados.
- Se pueden provocar fisiones: hay isótopos que al absorber un neutrón se vuelven muy inestables y se fisionan (ejemplo, ^{235}U).

La probabilidad de que ocurra cada una de esas interacciones (y otras que no se listan aquí) depende de la energía del neutrón incidente y del material en el que incide. ¿Probabilidad? Te estarás preguntando. Sí: en el régimen cuántico, las partículas como los neutrones no se comportan de manera determinista como si fueran bolas de billar. Sino que su comportamiento se describe por funciones de onda, que nos dicen la probabilidad de encontrar una partícula en una cierta posición y con cierta energía. Cuando un neutrón se aproxima a un núcleo, su interacción depende de esta probabilidad cuántica. Nace así el concepto de sección eficaz: es una medida de esta probabilidad; como si fuese una medida de la sección transversal efectiva vista por los proyectiles (los neutrones) al aproximarse al material. En la Figura 1.10 se muestran ejemplos de secciones eficaces:

- La sección eficaz de fisión del isótopo ^{235}U (uranio con 235 nuclones) en azul,
- La sección eficaz de captura del neutrón por parte del isótopo ^{235}U , en verde,
- Y la sección eficaz de captura del isótopo ^{238}U , en rojo.

SECCIONES EFICACES PARA EL URANIO

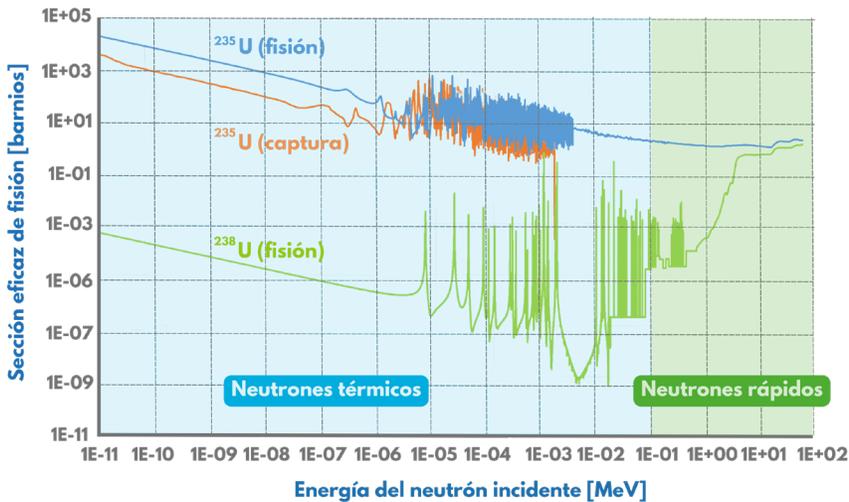


Figura 1.10: Sección eficaz de fisión del ^{235}U y del ^{238}U , y sección eficaz de captura del ^{235}U .

Como se ve en la Figura 1.10, para neutrones de misma energía hay una probabilidad mayor de sufrir fisión por parte del ^{235}U que de sufrir captura neutrónica en todo el espectro energético del neutrón incidente. Lo cual nos será útil recordar en la sección 1.6 y en el Capítulo 3.

En función de la energía de los neutrones libres, podemos distinguir los neutrones rápidos (que pueden tener del orden de 1 MeV³ de energía cinética, o más) y los neutrones lentos o térmicos (que tienen una energía cinética inferior a alrededor de 1 eV). Cabe mencionar

3 Un electronvoltio es una unidad de medida de energía. En concreto, es la energía que adquiere un electrón al atravesar en el vacío una diferencia de potencial de un voltio. Su símbolo es eV. De ahí se derivan unidades como el keV o el MeV: el kiloelectronvoltio (que equivale a 1000 eV) y el megaelectronvoltio (1 000 000 eV), respectivamente.

que la distinción entre neutrones rápidos y térmicos no se corresponde con valores exactos de su energía cinética, sino que depende del medio en el que se encuentren; dado que “térmico” hace referencia a que la velocidad del neutrón está en equilibrio con el medio en el que se mueve. Recordemos que las moléculas de cualquier medio tienen agitación térmica.

1.4 Radiación

Hasta este punto, se ha explicado cómo los isótopos inestables, a través de la desintegración, se transforman y emiten diversos tipos de partículas. Pero normalmente, en la Naturaleza, no nos encontraremos frente a un único isótopo, sino que estaremos ante un sin número de ellos. Un ejemplo ilustrativo: un grano de arena contiene ampliamente más de un trillón de átomos (>1 000 000 000 000 000 000 átomos). O en formato científico: $>10^{18}$ átomos) [16].

Un material compuesto por isótopos que sufran desintegración alfa emitirá una partícula alfa por desintegración (además de gamma, normalmente). Una “lluvia” de partículas alfa, se conoce como radiación alfa.

Recordemos que los isótopos no se desintegran todos al mismo tiempo: cada isótopo tiene un período de semidesintegración, como vimos en la sección 1.2. A medida que los isótopos se desintegran, se irán transformando en isótopos más estables, hasta alcanzar la estabilidad completa.

Igualmente, un material que esté formado por isótopos que sufran desintegración β^+ o β^- , emitirá radiación beta. Normalmente, la radiación beta irá acompañada de radiación gamma.

En todas estas desintegraciones, además de otras partículas (alfa o beta), se pueden producir fotones (γ), como parte de la propia desintegración o como radiación secundaria. Los fotones son partículas sin masa que constituyen la radiación electromagnética en un amplio espectro. Las radiaciones menos energéticas, como las microondas, se conocen como radiaciones no ionizantes, ya que no tienen efectos ionizantes: verás más adelante (Capítulo 5) que la radiación ionizante es la que tiene suficiente energía como para desprender electrones de los átomos a los que llega, lo cual puede alterar el comportamiento de células

y material genético. Mientras que la radiación no ionizante es la que no tiene energía suficiente para producir esos efectos.

La luz visible también es parte del espectro electromagnético en su rango medio de energía. Algunos tipos de luz (como la luz ultravioleta) tienen ya la suficiente energía como para arrancar algún electrón que otro de los átomos y se considera radiación ionizante. Por eso me pongo crema fotoprotectora para salir al Sol y espero que tú también lo hagas.

Por último, las radiaciones más energéticas, o ionizantes, se sitúan más allá del espectro visible: radiación ultravioleta, rayos X y radiación gamma. Véase la Figura 1.11.

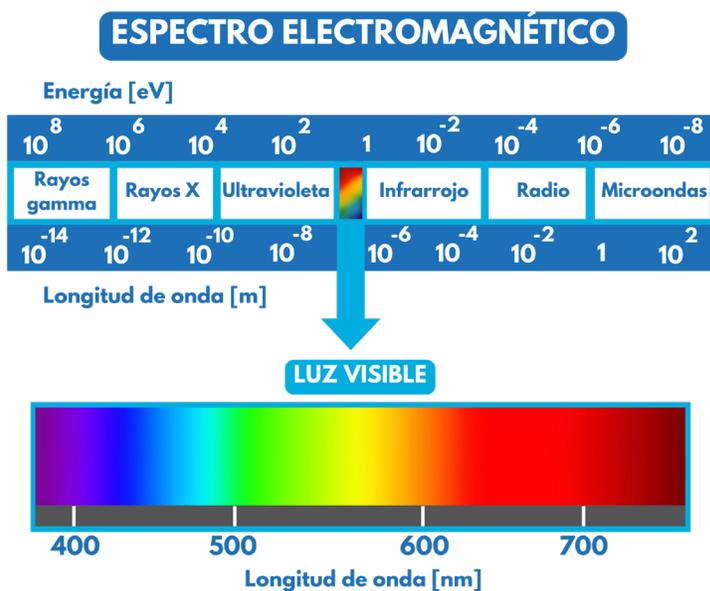


Figura 1.11: Espectro energético de la radiación electromagnética.

Finalmente, cuando estemos ante un material fisionable (material formado por isótopos que sufren fisión), éste emitirá radiación neutrónica (neutrones libres de alta energía) junto con radiación gamma (fotones de alta energía) y con el paso del tiempo, irá dejando en su lugar diferentes productos de fisión; que a su vez pueden ser emisores de radiación alfa, y/o beta, y gamma.

Y ¡Eso es la radiación! ¡Eso es a lo que tanta gente teme sin siquiera intentar entenderlo!

Ya dijo Marie Curie la frase con la que encabezábamos este capítulo: «*En la vida, no hay nada que temer, solo hay que comprender.*» A lo que, además, añadió: «*Ahora es el momento de comprender más, para que temamos menos.*».

Porque la *tan temida* radiación no es más que eso: reacciones alfa, beta, emisión de neutrones o fotones. Y claro, conociendo bien esas reacciones, sabemos cómo protegernos; en el argot: sabemos cómo blindarnos frente a la radiación.

Entender por qué se generan los productos de fisión y saber que éstos pueden producir radiación y calor es imprescindible para afrontar el Capítulo 2, sobre el funcionamiento de las centrales nucleares; el Capítulo 4, que tratará los sistemas de seguridad de un reactor, y el Capítulo 6, sobre los residuos nucleares. Pero, de momento, en las secciones siguientes ahondaremos en cada uno de estos tipos de radiación y en cómo podemos blindarnos frente a ellas. Para que, racionalmente, *comprendamos más y temamos menos*. Porque, por milagroso que parezca, *el Universo es comprensible* [1].

1.5 Blindaje

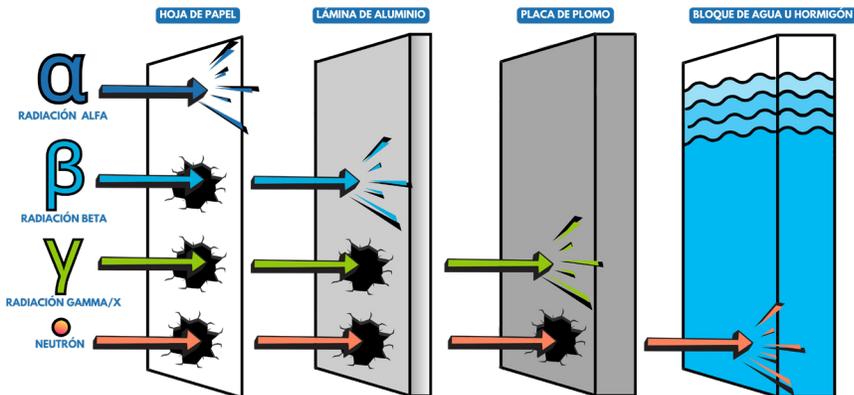


Figura 1.12: Materiales de blindaje convenientes según el tipo de radiación.

La Figura 1.12 sintetiza los tipos de radiación principales y cómo blindarla.

La radiación ionizante, al modificar la estructura de la materia con la que interacciona, degrada los materiales con los que se encuentra. Por eso es importante saber qué podemos usar como blindaje frente a cada tipo de radiación.

Si el material en el que incide la radiación ionizante es biológico (una planta, un animal, una persona...), las consecuencias pueden ser nocivas para las células del ser vivo sometido a dicha radiación. De este hecho nacen principalmente dos ramas importantes de conocimiento:

1. La protección radiológica, cuyo objetivo es proteger de la radiación, y que se explica con detenimiento en el Capítulo 5.
2. En los casos en los que interesa “matar” células (por ejemplo: para eliminar células cancerosas), o cuando necesitamos “ver” a través del cuerpo humano (mediante radiación que lo atraviesa, como ocurre con las radiografías), etc., podemos usar técnicas nucleares. Es la denominada medicina nuclear. Ésta se introduce en el Capítulo 8, junto con otras aplicaciones de la tecnología nuclear.

Por último, cabe mencionar que en esta sección no se han introducido las radiaciones no ionizantes, pero también existen. La luz, el calor, las microondas o las ondas de radio (ver Figura 1.11) son ejemplos de radiación no ionizante. Esta radiación no tiene energía suficiente como para arrancar electrones de los átomos en los que incide, sino que simplemente les transfiere energía (que se manifiesta en forma de calor, como cuando nos calentamos con una estufa) y en los rangos de potencia a los que estamos habitualmente expuestos, esta radiación no tiene efectos nocivos en los seres vivos.

1.5.1 Radiación alfa

Recordemos (ver sección 1.2.1) que cada partícula alfa está formada por 2 neutrones + 2 protones. Ello implica que la radiación alfa tiene carga electromagnética positiva y masa. Estas características hacen que interaccione muy fácilmente con la materia. De tal modo que una simple hoja de papel sería suficiente para absorber esta radiación. O para protegerte de ella, si te sitúas detrás de la hoja de papel.

Incluso un poco de humo en el aire es capaz de alterar el paso de la radiación alfa. Y esto último, como veremos en el Capítulo 8, ha tenido aplicaciones interesantes.

Esta facilidad de interacción con la materia fue lo que provocó que fuese el primer tipo de radiación que se descubriese. Por eso lleva el nombre de “alfa”. De hecho, la interacción de la radiación alfa con la materia se caracteriza por la cantidad de energía que pierden las partí-

culas al atravesar la materia: por sus características de masa y carga, una partícula alfa deposita toda su energía en distancias muy cortas.

Normalmente, cuando la radiación alfa interacciona con la materia, genera daños en la superficie del material en el que incide: produce dislocaciones en la estructura cristalina de los materiales, rompe enlaces químicos, etc. Es radiación ionizante.

1.5.2 Radiación beta

Recordemos (ver sección 1.2.2) que cada partícula de la radiación beta son electrones o positrones. Se trata de partículas elementales (es decir: que no se componen de partes internas más pequeñas), al contrario que las partículas alfa; estas últimas con mayor probabilidad de interacción con la materia.

A pesar de ello, dado que los electrones y positrones tienen carga eléctrica, suelen interaccionar con las nubes de electrones de los átomos que conforman la materia.

Por lo tanto, se trata de radiación que interacciona con la materia pero que es más penetrante que la radiación alfa. Es decir: cuesta más detener este tipo de radiación y normalmente atraviesa la materia haciendo zigzag al “chocar” con diferentes átomos hasta perder su energía y ser absorbida. De este modo, la interacción de la radiación beta con la materia se caracteriza por depositar la energía a mayor profundidad que la radiación alfa.

Para detener la mayor parte de este tipo de radiación, no bastará con una hoja de papel, sino que necesitarías una chapa de aluminio o material equivalente.

Al interaccionar con la materia, la radiación beta genera ionizaciones en el material hasta cierta profundidad. Profundidad que dependerá de la energía de las partículas; lo cual tiene también aplicaciones interesantes, como en medicina nuclear. Estas ionizaciones provocarán cambios en los enlaces químicos de los materiales. Es decir: también es radiación ionizante.

1.5.3 Radiación gamma

La radiación gamma (fotones que salen despedidos de la materia) se produce casi en cualquier desintegración o reacción nuclear (Véase secciones 1.2 y 1.3). Los fotones tienen energía; pero no masa, ni carga. Por

este motivo, la radiación gamma, que conforman la emisión de fotones de alta energía, es muy penetrante. Necesitarías un bloque de plomo o material equivalente para atenuar esta radiación.

Cuando la radiación gamma interacciona con la materia, consigue arrancar electrones de los átomos, rompe enlaces químicos, etc. Es decir: al igual que la radiación alfa y beta, es ionizante. Aunque, no toda la radiación electromagnética es radiación ionizante, como ya vimos en la sección 1.2 y en la Figura 1.11, en donde observamos que no necesitaremos blindaje frente a, por ejemplo: las ondas de radio. Sin embargo, necesitaremos un blindaje mínimo (crema solar) para la radiación ultravioleta del Sol; y un blindaje más contundente (como un delantal de plomo) para hacer radiografías a un paciente en un hospital.

1.5.4 Radiación neutrónica

Recordemos (sección 1.3) que existen reacciones nucleares que liberan neutrones. Como ya se explicó en la sección 1.1, los neutrones no tienen carga, por lo que la radiación neutrónica es muy penetrante, igual que la radiación gamma.

A diferencia de los fotones de la radiación gamma, los neutrones son partículas que sí tienen masa y tienen aún otras propiedades diferentes a las de los fotones. Por lo que sus efectos como radiación y la manera de protegernos frente a ellos, serán diferentes.

Véase en la sección 1.3.3 que el tipo de reacciones que inducen los neutrones, producirá ionizaciones; por lo tanto, la radiación neutrónica también es ionizante y se necesitarán determinados materiales para atenuarla. Por ejemplo: el agua, el plástico borado o el hormigón son grandes absorbentes neutrónicos.

El hidrógeno (presente en moléculas de agua o de plástico) reduce sustancialmente la energía de la radiación neutrónica, porque los neutrones transfieren mucha energía al interactuar con los núcleos del hidrógeno; que son protones, con masa muy parecida a la de los neutrones. Una vez que los neutrones han perdido energía, se pueden usar materiales con alta sección eficaz de absorción de neutrones (como el boro) para terminar de absorber esta radiación.

1.6 La reacción en cadena

En la sección 1.2 se habló de la fisión espontánea. Pero ¿podríamos producir fisiones controladas? ¿Podríamos controlar las fisiones para poder liberar a nuestro antojo esa energía descomunal encerrada en la materia? Y en caso afirmativo: ¿Podríamos liberar esa energía de forma gradual, poco a poco, para aprovecharnos de ello?

Buenas noticias: tenemos técnicas para hacer todo eso.

¿Cómo? Pues bombardeando un isótopo fisiónable con neutrones. Tal como se mencionó en la sección 1.3.1, los neutrones pueden provocar fisiones en ciertos isótopos.

Y ¿de dónde sacamos los neutrones? Pues de las mismas fisiones: ver la sección 1.3.1. De cada fisión de uranio-235 salen dos o tres neutrones libres. Estos neutrones libres, al incidir contra otros núcleos de uranio-235 producen nuevas fisiones que generan nuevos neutrones. Esta es la base de la reacción en cadena [19] y aparece esquematizada en la Figura 1.13.

REACCIÓN EN CADENA - SISTEMA SUPERCRÍTICO

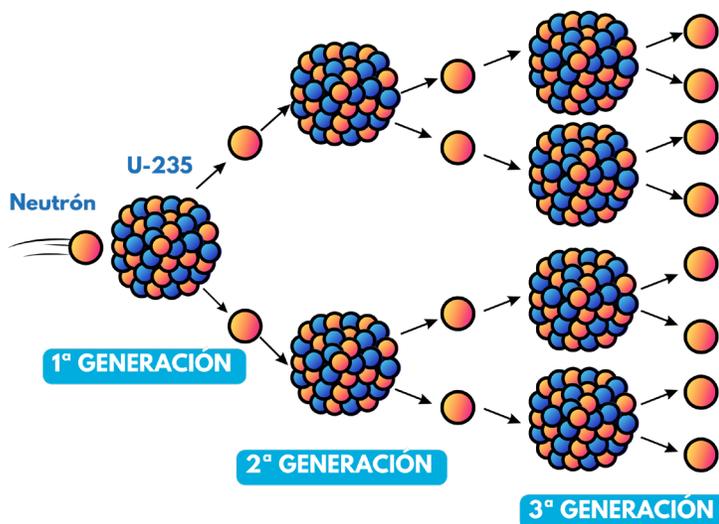


Figura 1.13: *Reacción en cadena en un sistema supercrítico.*

Sin embargo, en esa figura, el número de átomos que se fisioan aumenta en cada generación. De tal manera que la energía liberada aumenta exponencialmente con el tiempo.

Así que la Figura 1.14 sería una representación más acertada de la reacción en cadena que se produce para obtener energía: en ella, algunos neutrones fugan (es decir: escapan del sistema sin reaccionar y son absorbidos fuera de la zona de interés) o son absorbidos en un núcleo que no es de uranio. Así, entre una generación de neutrones y la siguiente, se fisioa el mismo número de átomos.

REACCIÓN EN CADENA - SISTEMA CRÍTICO

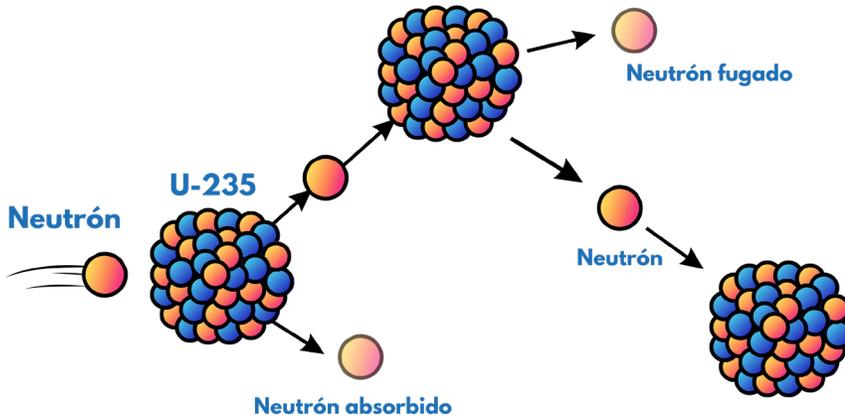


Figura 1.14: Reacción en cadena en un sistema crítico.

Y todavía queda un pequeño detalle adicional: los neutrones que salen de una fisión tienen muchísima energía. Tanta, que es poco probable que produzcan fisiones al llegar a otro átomo de uranio. Obsérvese cómo depende esa probabilidad de la energía del neutrón en la Figura 1.10. Para neutrones muy energéticos la probabilidad de que el ^{235}U experimente fisión es varios órdenes de magnitud inferior frente a neutrones poco energéticos o térmicos.

¿Qué quiere decir esto? Que debe reducirse la energía de los neutrones para poder favorecer las fisiones. ¿Cómo? Haciéndolos interactuar con núcleos ligeros, como se explicó en la sección 1.3.3 (véase

el punto sobre colisiones elásticas). Por ejemplo: con el hidrógeno que contienen las moléculas de agua (H_2O).

En tecnología nuclear, controlar así los neutrones se llama moderación. Y el agua es tan versátil, que puede usarse también como refrigerante. Todas estas cuestiones, fundamentales para el control de la reacción en cadena, y muchas más, se explican con detenimiento en el Capítulo 2.

1.7 Referencias, bibliografía y otros recursos

1.7.1 Para saber más

- [1]  Albert Einstein, Physics and reality, Journal of the Franklin Institute 221: 349-382. DOI: 10.1016/S0016-0032(36)91047-5. 1936.
- [2]  Grossman, Mark I., John Dalton's "Aha" Moment: the Origin of the Chemical Atomic Theory. Ambix. 68 (1): 49–71. DOI:10.1080/00026980.2020.1868861. ISSN 0002-6980. 2021.
- [3]  Akhlesh Lakhtakia *et al.*, Models and Modelers of Hydrogen. Singapur: World Scientific Publishing Company, 1996.
- [4]  Serie de vídeos con las clases de Leonard Susskind (renombrado profesor de física teórica en University of Stanford) sobre mecánica cuántica. En inglés: <https://www.youtube.com/watch?v=ijfw6lDITuA&list=PL701CD168D02FF56F>
- [5]  Serie de vídeos con las clases de Leonard Susskind en la University of Stanford sobre física de partículas. En inglés: <https://www.youtube.com/watch?v=2eFvVzNF24g&list=PL-F363FFF951EC0673>
- [6]  Serie de vídeos con las clases de Leonard Susskind en la University of Stanford sobre la teoría cuántica de campos del Modelo Standard. En inglés: <https://www.youtube.com/watch?v=Igl-8hE3Eac0&list=PL8BCB4981DD1A0108>
- [7]  Blog sobre aspectos generales de mecánica cuántica en español: <http://la-mecanica-cuantica.blogspot.com>

- [8]  Tabla periódica interactiva con propiedades de cada elemento y de isótopos: <https://ptable.com>
- [9]  Visualizador interactivo de los orbitales de los átomos hidrogenicos según cualquier combinación de números cuánticos: <https://www.falstad.com/qmatom>

1.7.2 Fuentes de información

- [10]  Lewis, E.E., W.F. Miller Jr., C.R. Martin, y P.E. McGinnis. Nuclear Physics and Reactor Theory. United States Department of Energy (DOE). Este libro de texto está disponible de forma gratuita en PDF y proporciona una introducción a conceptos básicos de física nuclear y teoría de reactores, en inglés, en el sitio web del DOE.
- [11]  ¿Qué es un isótopo? Explicado en español por la IAEA (International Atomic Energy Agency) <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/que-es-un-isotopo>
- [12]  Tabla de isótopos interactiva (en inglés) de la IAEA: <https://www-nds.iaea.org/relnsd/vcharthtml/VChartHTML.html>
- [13]  International Union of Pure and Applied Chemistry (IUPAC), Division VIII, Nomenclature of Organic Chemistry. IUPAC Recommendations and Preferred Names 2013. Royal Society of Chemistry, 2013.
- [14]  ¿Qué es la radiación ionizante y no ionizante, α , β y γ ? Explicado en español por la IAEA <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/que-es-la-radiacion>
- [15]  ¿Qué es la fisión? ¿Qué es la reacción en cadena? Explicado en español por el CSN (Consejo de Seguridad Nuclear) <https://www.csn.es/fision-nuclear>
- [16]   Calculado a partir del número de moles en SiO_2 (sílice, composición principal de la arena) [$28.0855 \text{ g/mol}_{\text{Si}} + 2 \cdot 15.994 \text{ g/mol}_{\text{O}} = 60.0843 \text{ g/mol}_{\text{SiO}_2}$] y considerando un grano de SiO_2 esférico de 1 mm de radio [cuyo volumen sería $\frac{4}{3}\pi \cdot 0.001 \text{ cm}^3$] y de 2.65 g/cm^3 de densidad (densidad de la SiO_2). Junto con el número de Avogadro ($6.023\text{E}+23$ unidades/mol) se obtiene la cantidad de moléculas de $\text{SiO}_2 = 1.113\text{E}+20$ moléculas. Cada

molécula de SiO_2 tiene 3 átomos, por lo tanto, habrá $3.34\text{E}+20$ átomos en ese grano de arena teórico.

- [17]   Calculado a partir del consumo eléctrico per cápita en España: 5035 kWh por habitante, en 2023, según  <https://datosmacro.expansion.com/energia-y-medio-ambiente/electricidad-consumo/espana>, y el hecho de que 1 kWh equivale a 3600000 julios (1 kWh = $3.6\text{E}6$ J).
- [18]  Kevin Fernández Cosials, Alfonso Barbas Espa et *al.*, Curso Básico de Fusión Nuclear. Madrid: Jóvenes Nucleares 2017.
- [19]  ¿Qué es la reacción en cadena? Explicado en español por el Foro Nuclear <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/preguntas-y-respuestas/sobre-fisica-nuclear/que-es-una-reaccion-de-fision-nuclear-en-cadena>

CAPÍTULO 2

- Centrales Nucleares

Autor: Antonio Jiménez Carrascosa
Revisor: Juan Carlos Guillamot Ruano

Una vez se han descrito los fundamentos de la física nuclear en el capítulo anterior, nos encontramos en disposición para abordar los principios de funcionamiento de una central nuclear. Siendo una de las más complejas obras de ingeniería al alcance de nuestra especie, podemos simplificar su descripción como una “máquina” diseñada para controlar y aprovechar la reacción nuclear de fisión. Como ya se introdujo en el cierre del Capítulo 1, las centrales nucleares integran todos los elementos necesarios para mantener una reacción en cadena autosostenida, donde los neutrones resultantes de las fisiones que se producen en milisegundos producen exactamente el mismo número de fisiones en el milisegundo siguiente (sistema crítico). Conseguir este balance neutrónico implica controlar las reacciones nucleares (fisión, absorción, dispersión) y desintegraciones introducidas en el capítulo anterior, asegurando también un balance térmico para aprovechar todo el calor generado por la reacción de fisión y convertirlo en electricidad.

En este capítulo se presentan los conceptos básicos de las tecnologías más comunes para la producción de energía eléctrica de origen nuclear. Se ofrece además un breve contexto histórico que describe el motivo por el que estas tecnologías se impusieron a otras durante el despliegue de reactores nucleares comerciales. Además, revisaremos el parque nuclear tanto a nivel nacional como a nivel internacional. La descripción global del funcionamiento de las centrales nucleares que se aporta en este capítulo se irá completando con los posteriores, con la descripción de su

combustible en el Capítulo 3, los principios que promueven su operación segura en el Capítulo 4, o la gestión de sus residuos en el Capítulo 6.

«Las buenas ideas no se adoptan automáticamente. Deben llevarse a la práctica con valiente paciencia.»

Almirante Hyman Rickover, padre de la marina nuclear estadounidense.

«Las compañías petroleras consideran la energía nuclear como su rival, que reducirá sus ganancias, por lo que difunden mucha desinformación sobre la energía nuclear.»

James Lovelock, científico y ambientalista británico.

2.1 Introducción

El consumo de energía ha jugado un papel clave en el crecimiento económico y desarrollo social de nuestra sociedad durante las últimas décadas, siendo los países industrializados aquellos que consumen más energía eléctrica [1]. Por tanto, la búsqueda de fuentes de energía eléctrica cada vez más eficientes ha sido un continuo para todas las economías avanzadas. En este contexto, la aplicación de la tecnología nuclear para generación de energía eléctrica comienza en la década de 1950 con el objetivo de satisfacer la creciente demanda de electricidad. Desde ese momento, la energía nuclear ha estado también vinculada al desarrollo económico, formando parte fundamental del mix energético de un amplio conjunto de países.

En pocas palabras, el principio de funcionamiento de una central nuclear no dista en gran medida de las centrales térmicas más tradicionales, con combustibles como carbón o gas natural. Esto es, el objetivo es consumir un combustible capaz de generar calor, que a su vez se utiliza para producir vapor que, a través de una turbina, cede su energía térmica en forma de energía mecánica sobre el eje de dicha turbina. Finalmente, el uso de un alternador acoplado con la turbina permite generar la energía eléctrica, lista para su transporte a los puntos de consumo. Efectivamente, la principal diferencia entre los distintos tipos de centrales térmicas reside en el combustible dado que en este caso no se combustiona ningún material fósil, sino que el combustible nuclear se fisiona para generar el calor necesario.

Continuando con conceptos presentados en el Capítulo 1, en una central nuclear utilizamos un combustible que permite iniciar una reacción en cadena controlada y mantenerla de una forma autosostenida. Esto supone un gran cambio respecto a combustibles fósiles, tanto en términos de densidad energética como en el propio diseño de la central. En el Capítulo 3 ya se describe en detalle el combustible nuclear, por lo que en este capítulo nos centramos en una descripción global de todos los componentes requeridos para el funcionamiento seguro de un reactor nuclear.

2.2 Centrales nucleares de fisión

2.2.1 Fundamentos de funcionamiento

En una central nuclear, todo gira alrededor de la fisión nuclear, cómo optimizar el proceso, cómo controlarlo adecuadamente y cómo evacuar el calor producido [2]. Veamos qué se requiere para todo ello.

En primer lugar, necesitamos suficiente material combustible, esto es, una cantidad crítica de isótopos que permitan mantener la reacción en cadena. Por tanto, en nuestro combustible debemos incluir una cantidad suficiente de isótopos fisionables, por ejemplo, uranio-235. Así, cuando tenemos un proceso de fisión, los neutrones resultantes del mismo podrán encontrar otros isótopos de ^{235}U con los que interactuar, provocando una nueva generación de neutrones y nuevas fisiones. Para que este proceso sea factible se requiere una cantidad óptima de isótopos de ^{235}U , que se consigue a través del enriquecimiento tal como se describe en el Capítulo 3. No obstante, hay opciones que permiten el uso de combustible sin necesidad de enriquecimiento, es decir, uranio natural. Aunque para abordar este punto necesitamos primero introducir el siguiente elemento.

La energía de los neutrones resultantes de la fisión nuclear del ^{235}U es del orden de 1 MeV, la cual no sería óptima para producir una nueva fisión en la siguiente generación. Se hace necesario entonces reducir drásticamente esa energía, o velocidad, hasta valores que puedan favorecer el proceso (véase la sección eficaz de fisión del ^{235}U en la Figura 1.10: a bajas energías, la probabilidad de fisión del ^{235}U es mucho mayor que a altas energías de los neutrones) para así mantener la reacción en cadena

tal como se observa en la Figura 2.1. Para ello, el sistema debe contar con un moderador que pueda reducir la velocidad de los neutrones. Como se ha mencionado en el Capítulo 1, la forma más eficiente de reducir la velocidad de los neutrones es a través de reacciones de dispersión, por lo que teniendo en cuenta la masa del neutrón, un elemento ligero sería la opción más efectiva. El agua y, en particular, sus átomos de hidrógeno, aparece como el compuesto más interesante. Otros elementos como el grafito o el helio también se han utilizado con este propósito. En este punto podemos retomar el uso del uranio natural como combustible y así evitar la necesidad de enriquecer el uranio: El uso de agua pesada (D_2O) como moderador es más eficiente aún que el uso de agua ligera (H_2O); ambas se diferencian por el isótopo del hidrógeno de las moléculas: deuterio en el primer caso. En términos de eficiencia en la moderación neutrónica, el agua pesada es aún mejor que el agua ligera, además de absorber menos neutrones. Por tanto, usando agua pesada somos capaces de reducir de forma más eficiente la energía de los neutrones además de perder menos en el proceso, haciendo posible que la reacción en cadena se pueda mantener con menos combustible fisionable. Igualmente, se podría incluso prescindir del moderador, lo cual extiende mucho más el abanico de posibilidades. De todo esto hablaremos en detalle en la siguiente sección y también en el Capítulo 7.

CONTROL DE REACCIÓN EN CADENA EN UN REACTOR NUCLEAR

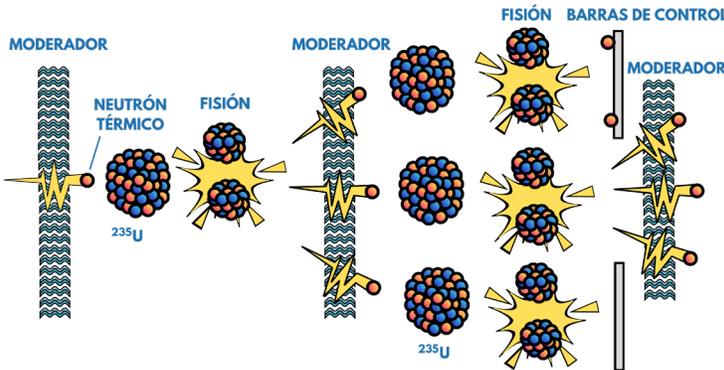


Figura 2.1: Control de reacción en cadena en un reactor nuclear.

Para asegurar el correcto funcionamiento del reactor nuclear, el sistema debe también incluir el refrigerante, que pueda evacuar el calor

producido, así como elementos de control de la reacción en cadena. Se requiere un refrigerante con propiedades termodinámicas apropiadas que nos permita evacuar el calor producido por las fisiones de forma eficiente. En este caso, el agua, que ya actuaba a modo de moderador, se presenta como un refrigerante óptimo, jugando pues un doble papel. Así mismo, el control de la reacción consiste en mantener estable el número de neutrones disponibles para la fisión, para ello se utilizan materiales absorbentes de neutrones (con alta sección eficaz de absorción) que se introducen o sacan del reactor en función de la necesidad. Para ello, el sistema cuenta, entre otros sistemas, con barras de control, que al ser insertadas reducen el número de neutrones disponibles para la reacción en cadena. De entre los materiales más utilizados para las barras de control, destacan el boro y el hafnio (diseños BWR, de los que leerás en la sección 2.2.4), o el cadmio, la plata o el indio (en diseños PWR, véase la sección 2.2.3).

Si comparas la Figura 1.14 con la Figura 2.1, te darás cuenta de que en la Figura 2.1, además de los núcleos de uranio y de los neutrones libres, se han representado los nuevos componentes recientemente introducidos: el moderador y las barras de control. Estamos pasando ya de un sistema puramente físico (el de la Figura 2.1 en donde sólo hay núcleos de átomos y partículas) a un sistema más ingenieril, en el que se introducen más constituyentes. Verás cómo, poco a poco, iremos construyendo una gran máquina (figuras 2.2, 2.3 y 2.4) llamada central nuclear.

En este punto surgen varios aspectos esenciales en el funcionamiento seguro de una central nuclear. Como se ha descrito en el Capítulo 1, el proceso de fisión nuclear da lugar a los productos de fisión, isótopos generalmente radiactivos y que darán lugar a desintegraciones radiactivas, lo que significa una fuente adicional de calor. Esta fuente de calor no es inmediata y puede dilatarse en el tiempo, dando lugar al conocido como calor residual. Por tanto, incluso después de haber introducido las barras de control, en el reactor continuará la generación de calor, que irá decayendo con el tiempo. No obstante, dicho calor tiene que ser convenientemente evacuado. Por ello, una central nuclear debe estar equipada de sistemas que permitan la evacuación del calor en cualquier situación. Igualmente, al encontrarnos en un entorno radiactivo, prima el confinamiento del proceso y la disposición de diferentes barreras que mantengan el combustible aislado del medio ambiente [3]. La aproxi-

mación a la seguridad en una central nuclear se describe en detalle en el Capítulo 4.

2.2.2 Contexto histórico del desarrollo de la tecnología nuclear

Ya sabemos que para construir un reactor nuclear necesitamos tres elementos: combustible, moderador y refrigerante. Evidentemente, no todas las combinaciones son viables y solo unas pocas son las óptimas dependiendo del objetivo del diseño. No obstante, los reactores refrigerados por agua son los más comunes y se impusieron a los demás al principio del desarrollo de la energía nuclear. ¿Por qué? ¿Qué ventajas tienen con respecto a los demás?

Empecemos por una breve revisión de las posibles tecnologías que resultan de las diferentes combinaciones. En la Tabla 2.1 se presenta de forma simplificada los diseños más extendidos resultado de los distintos componentes, cuyas siglas y principios básicos de funcionamiento se describen a continuación. Cabe destacar que esta tabla no es exhaustiva y que existen diferentes matices para cada diseño citado.

Tabla 2.1: Tipos de reactores nucleares en función del combustible, moderador y refrigerante [4].

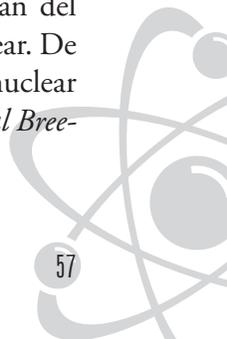
Tipo de reactor	Combustible	<u>Moderador</u>	<u>Refrigerante</u>
PWR	UO ₂	Agua ligera	Agua ligera
BWR	UO ₂	Agua ligera	Agua ligera
GCR	UO ₂	Grafito	CO ₂
LWGR/RBMK	UO ₂	Grafito	Agua ligera
PHWR	UO ₂	Agua pesada	Agua pesada
FBR	UO ₂ /PuO ₂	-	Metal líquido, gas, o sales fundidas
HTGR	UO ₂	Grafito	Helio
MSR	U, Pu, sales fluoradas	Grafito	Sales fundidas

En cuanto al combustible, el óxido de uranio (UO_2) es la opción más extendida en todos los casos y que se puede presentar en distintas formas y disposiciones. El uso del plutonio como combustible se está ampliando hoy en día, especialmente en forma de combustible MOX (mezcla de óxidos de uranio y plutonio).

En el grupo de diseños que utilizan agua como moderador, hay que volver a incidir en la diferencia entre el agua ligera (H_2O) y agua pesada (D_2O). Los reactores que utilizan agua ligera son el PWR (reactor de agua a presión, por sus siglas en inglés *Pressurized Water Reactor*) y el BWR (reactor de agua en ebullición, *Boiling Water Reactor*), mientras que el PHWR (reactor de agua pesada, *Pressurized Heavy-Water Reactor*) utiliza el agua pesada como moderador y refrigerante.

El otro moderador más utilizado es el grafito, combinado con distintos refrigerantes, CO_2 en el caso de los GCR (reactor de grafito-gas, *Gas-cooled Reactor*), agua ligera para los LWGR (reactor de grafito y agua ligera, *Light Water Graphite-moderated Reactor*) o helio para los HTGR (reactor refrigerado por gas a alta temperatura, *High Temperature Gas-cooled Reactor*). Por último, si se quiere mantener la alta energía de los neutrones resultantes de la fisión, habría que utilizar un refrigerante con un limitado poder de moderación neutrónica, como son los metales fundidos (por ejemplo: sodio o plomo), sales fundidas, o helio gas, en función del diseño. Estos sistemas se conocen como FBR (reactor reproductor rápido, *Fast Breeder Reactor*) y sus características son muy diferentes de los reactores de agua ligera, pero no es objeto de este capítulo abordarlas y se mencionarán posteriormente en el Capítulo 7. La tabla se completa con otro diseño poco común como son los MSR (reactores de sales fundidas, *Molten Salt Reactors*), que a su vez incluyen una amplia variedad de opciones. En la mayoría de estas opciones, el combustible se encuentra disuelto en una sal fundida que circula por el sistema.

Como es de esperar, cada tecnología cuenta con un conjunto de cualidades distintas e interesantes en función del objetivo final. Ya hemos comentado que los reactores refrigerados por agua, tanto ligera como pesada, son los más extendidos a día de hoy, pero todos partían del mismo punto al inicio durante el desarrollo de la tecnología nuclear. De hecho, la primera vez que se generó energía eléctrica de origen nuclear fue mediante un diseño FBR [5] allá por 1951, en el *Experimental Breeder Reactor I* (EBR1) en Estados Unidos.



Sin embargo, durante dicha década, la energía nuclear fue impulsada sobre todo por su aplicación para propulsión naval por lo que el uso de refrigerantes con un uso menos extendido no era conveniente y el desarrollo se centró en el uso de agua como refrigerante. Cuando la energía nuclear pasó a ser una opción interesante para la producción de electricidad durante la década de 1960, dicha tecnología estaba en un punto de mayor madurez y fue la opción prioritaria. Hoy en día, sobre el 85% de la energía eléctrica proveniente de centrales nucleares, es producida por diseños originalmente concebidos para la propulsión naval y que fueron evolucionando hasta los reactores actuales.

De estos diseños, los más extendidos son los PWR y BWR, utilizados por una gran variedad de países y suman hasta un 90% de la potencia nuclear actualmente instalada. En este capítulo se describen las características principales de ambos diseños, los componentes más relevantes y se resaltan también las ventajas y desventajas de cada uno.

2.2.3 Reactores de agua a presión (PWR)

Los reactores de agua a presión son el diseño más extendido a nivel mundial y utilizan agua ligera tanto para moderar los neutrones como para refrigerar el sistema. El principal aspecto es que dicha agua se mantiene a alta presión para evitar que haya ebullición a las temperaturas de operación, alrededor de 325°C [6]. En la Figura 2.2 se presenta un esquema simplificado del funcionamiento de una central nuclear PWR pero vayamos paso por paso.

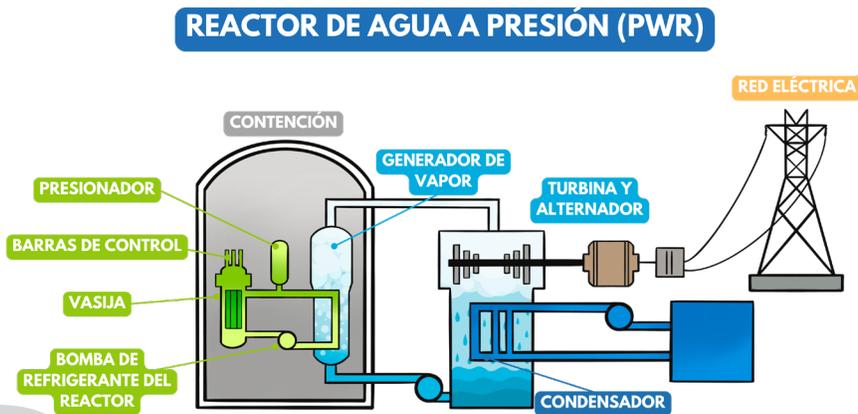


Figura 2.2: Esquema de funcionamiento de una central nuclear tipo PWR.

Podemos observar que tenemos tres circuitos distintos por donde circula agua. En el circuito primario (en verde en la Figura 2.2) tenemos ubicado el reactor nuclear, donde se está produciendo el calor producto de las fisiones y la reacción en cadena. El reactor está contenido en una vasija, que alberga el combustible (véase el Capítulo 3) y las barras de control, además de orientar el flujo de agua por el núcleo. Como resultado del paso del agua por el núcleo, su temperatura aumenta, pero sin llegar a producir vapor; debido a la alta presión en el circuito, de hasta 150 veces la presión atmosférica, controlada por el presionador. El agua caliente sigue circulando por el circuito primario hasta el generador de vapor, donde transfiere su energía al agua contenida en el siguiente circuito y vuelve al núcleo, siempre gracias al impulso de las bombas del reactor.

La presión en el circuito secundario (en azul claro en la Figura 2.2) es más reducida, permitiendo que el agua que recibe la energía pase a vapor. Es importante mencionar que el agua de ambos circuitos no entra en contacto en ningún momento; aunque ello signifique que en este proceso de intercambio de energía tendremos siempre pérdidas en la transferencia de calor. Una vez se tiene el vapor producido y como se ha descrito al principio del capítulo, solo se tiene que llevar a una turbina, que al girar será capaz de generar energía eléctrica. El circuito secundario (donde el fluido se impulsa con bombas de alimentación), se cierra con un condensador (en azul oscuro en la Figura 2.2), donde, tras circular por la turbina, se condensa el vapor en agua y de nuevo se hace pasar por el generador de vapor (impulsada por las bombas de alimentación), manteniendo un proceso continuo de intercambio de energía entre ambos circuitos.

Por supuesto, para poder condensar el vapor de agua del circuito secundario, se requiere un sumidero de calor, es decir, un punto donde verter el excedente de energía no aprovechable en la turbina. Para ello, y completando el esquema de la planta, se dispone un circuito terciario, donde simplemente se toma el agua de una fuente alternativa como un río o el mar, para hacerla pasar por el condensador. Esa agua, algo más caliente tras circular por el condensador, se devuelve al medio. O, en otras ocasiones, directamente a la atmósfera en forma de vapor a través de torres de refrigeración. Por tanto, y es importante resaltarlo, las torres de refrigeración de las centrales nucleares no emiten ningún gas contaminante ni agua que haya estado en entorno radiactivo, siendo simplemente una nube de vapor no saturado.

Como resultado de todo el proceso, tendremos un conjunto de pérdidas de energía: el intercambio en el generador de vapor, la conversión de energía térmica a mecánica en la turbina, y la conversión final a energía eléctrica en el alternador. Adicionalmente no es posible extraer toda la energía del vapor, por ello la necesidad del condensador, y una parte de la energía producida en el reactor acaba en el medio ambiente, en forma de vapor o de agua caliente. De forma global, la eficiencia del proceso ronda el 33% [4] así que para producir 1000 MW eléctricos, se requiere un reactor nuclear de 3000 MW de potencia térmica.

El circuito primario es el elemento que claramente diferencia a una central nuclear del resto de centrales térmicas, por lo que será interesante echar un vistazo más en detalle. En la Figura 2.3 se muestra un esquema más detallado del circuito primario un diseño PWR, incluyendo todos los componentes ya mencionados.

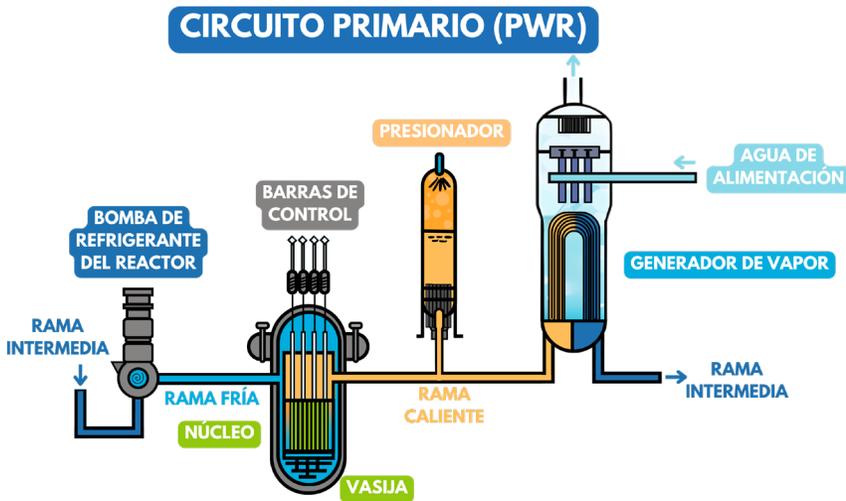


Figura 2.3: Esquema del circuito primario de una central nuclear tipo PWR [6].

De acuerdo con este esquema, varias toneladas de agua fluyen de izquierda a derecha, incrementando su temperatura en unos 30°C tras su paso por el núcleo del reactor, donde está alojado el combustible. El combustible de uranio se fabrica en forma de pastillas cilíndricas, que se disponen en un conjunto de varillas, organizadas generalmente en forma cuadrangular (como en los diseños PWR o BWR), o en forma hexagonal (diseños VVER) aunque también hay otros diseños

(tipo CANDU u otros), hasta formar un elemento combustible que se describe en detalle en el Capítulo 3. Véase la Figura 3.1.

El número de elementos combustibles alojados en el núcleo puede variar en función de la potencia requerida y el diseño, pero está en el rango de 150-200 en un PWR típico. El agua circula desde la parte inferior del reactor en sentido ascendente evacuando el calor del núcleo y dirigiéndose al generador de vapor. La vasija no solo aloja al núcleo, sino que aloja los sistemas auxiliares y supone una medida de seguridad a la hora de confinar el material radiactivo. Entre estos sistemas, se ha de destacar a las barras de control, ubicadas en la parte superior de la vasija y que se insertan en el núcleo para reducir la potencia. Adicionalmente, en diseños PWR, se disuelve ácido bórico en el agua que circula por el circuito primario a modo de apoyo a las barras de control. La cantidad de ácido bórico introducido al sistema se controla a través del sistema de control químico y volumétrico (CVCS por sus siglas en inglés), mediante el cual también se filtra el agua para que conserve la calidad adecuada.

El presionador se conecta en la rama caliente del circuito primario para mantener la presión de éste. Este sistema consiste en un tanque que opera con una mezcla de vapor y de agua en equilibrio. En caso de que haya un cambio inesperado en el valor de la presión, el presionador actuará para devolverla a su valor de referencia a través de un conjunto de resistencias eléctricas y esprays que modifican el contenido de agua y de vapor.

En el generador de vapor se instalan más de 5000 tubos en forma de 'U' invertida, por los que circula el agua caliente que proviene del núcleo. Por la parte exterior de estos tubos fluye el agua del circuito secundario intercambiando el calor tal como se ha detallado anteriormente. En la parte superior del generador de vapor, se incluyen ciertos dispositivos que optimizan la calidad del vapor para que éste no deteriore las turbinas. El generador de vapor es igualmente un sistema a monitorizar dado que supone la frontera entre el circuito primario y secundario, por lo que es esencial monitorizar posibles fugas o malfuncionamientos. Adicionalmente, en reactores típicos PWR puede haber 3 o 4 generadores de vapor dado que se pueden instalar varios lazos de refrigeración que aseguran el flujo constante de agua al núcleo. Además, el utilizar varios lazos de refrigeración disminuye la probabilidad de sufrir un accidente grave debido a la

operación del reactor en caso de fallo de alguno de los generadores de vapor.

En este punto, hay que destacar que el circuito primario completo se encuentra dentro del edificio de contención, diseñado para soportar presiones y temperaturas que puedan darse como resultado de una liberación de fluido desde el circuito primario en caso de accidente. Supone la última barrera física entre el combustible y el medio ambiente, protegiendo también el interior de la central de potenciales peligros externos.

Cuando un reactor de este tipo está en funcionamiento, su ciclo de operación suele ser de 12 a 24 meses, durante los que puede producir su potencia máxima de forma continuada. Cuando acaba el ciclo, se descarga parte del núcleo, habitualmente una tercera parte del combustible, y se insertan nuevos elementos combustibles para reiniciar su operación de nuevo. El combustible gastado se almacena durante el tiempo requerido en las piscinas ubicadas en la propia central hasta que decae su radiactividad a niveles que permitan su gestión en seco, que podrá ser desde su almacenamiento como residuo o hasta su reprocesado o reciclaje para extraer del mismo el material todavía aprovechable. En el Capítulo 6 se describe con mayor detalle la gestión de residuos radiactivos.

2.2.4 Reactores de agua en ebullición (BWR)

Los reactores de agua en ebullición son también una tecnología bastante extendida y, desde el punto de vista de la configuración de la planta, más simples que los PWR. En la Figura 2.4 se muestra un esquema de funcionamiento equivalente a una central tipo BWR. En comparación a un PWR y a simple vista, ya no contamos con el generador de vapor ni el presionador por lo que solo tenemos dos circuitos.

En este caso, el circuito primario se encuentra a una menor presión que el primario de un PWR, aproximadamente a 75 veces la presión atmosférica [4], por lo que el agua que circula por el reactor nuclear se evapora directamente durante su paso por el núcleo del reactor. El vapor producido se conduce a la turbina y, posteriormente, al condensador para volver al reactor y repetir el proceso.

REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN (BWR)

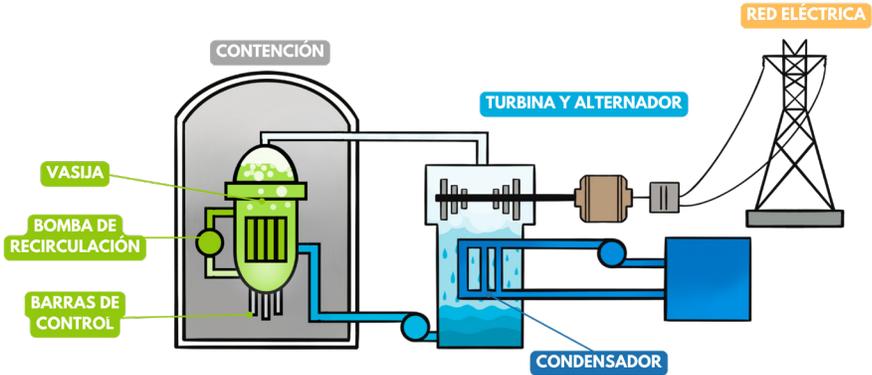


Figura 2.4: Esquema de funcionamiento de una central nuclear tipo BWR.

El sistema BWR puede parecer la configuración más sencilla para una central nuclear al evitar el uso del generador de vapor, pero esto introduce ciertos elementos de complejidad. En primer lugar, al producir el vapor en la zona superior del reactor, un conjunto de sistemas para el tratamiento del vapor de agua se ubica encima del núcleo, dentro de la vasija. Esto imposibilita la entrada de las barras de control desde dicha zona, por tanto, en los diseños BWR, las barras de control se insertan desde la parte inferior del núcleo, como se puede observar en la Figura 2.4. Por otro lado, el aprovechamiento eficiente del combustible es más flexible, pero más complejo; dado que en el sistema conviven agua y vapor, afectando a la moderación de los neutrones y especialmente en la zona superior del núcleo [6]. Adicionalmente, al recibir la turbina el vapor que ha circulado por el núcleo, puede haber cierto nivel de contaminación radiactiva en la propia turbina.

Por supuesto, los diseños BWR cuentan con algunas ventajas con respecto a los PWR además de la simplicidad. En primer lugar, la presión en el circuito primario es mucho más reducida en los BWR, el propio diseño del sistema se simplifica. Se puede destacar además la buena capacidad de respuesta que aportan los BWR para variar rápidamente se potencia, pudiendo realizar el seguimiento de carga de forma más dinámica que los PWR [7]. Esta flexibilidad es una capacidad que buscan implementar nuevos diseños de reactores nucleares tal como se describe en el Capítulo 7.

2.2.5 Equivalencias energéticas

Por último, será interesante poner en perspectiva las magnitudes que se manejan en una central nuclear comparadas con otras fuentes de energía.

En primer lugar, cuando comparamos distintos tipos de combustible de forma directa, con la combustión de 1 kg de carbón o de petróleo somos capaces de generar una energía de 8 y 12 kWh, respectivamente. Si, por el contrario, tomamos 1 kg de ^{235}U , dicha energía aumenta exponencialmente hasta los 24 000 000 kWh gracias al intercambio de masa y energía descrito en el Capítulo 1. En otras palabras, como se observa en la Figura 2.5, para producir la misma energía con 1 kg de cada combustible, para igualar las capacidades del uranio natural necesitaríamos hasta 14 000 kg de carbón o 10 000 kg de petróleo [8].

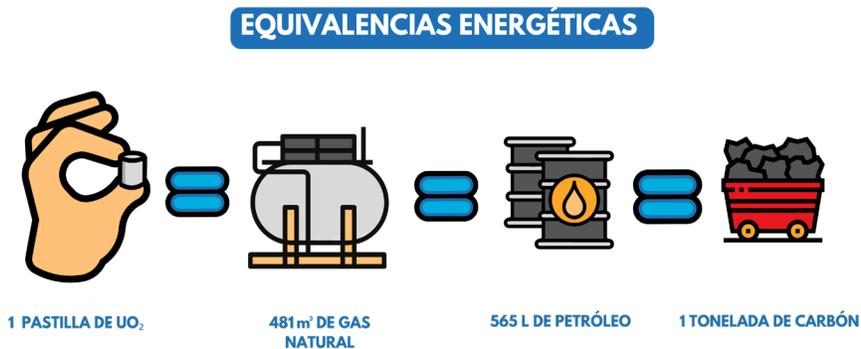


Figura 2.5: Equivalencias energéticas entre el combustible nuclear y combustibles fósiles típicos.

Como ya conocemos el aspecto que tiene una central nuclear, llevemos estas cifras a un reactor típico. Un reactor nuclear del tipo que hemos descrito anteriormente cuenta con una potencia aproximada de 1000 MWe y en su núcleo hay hasta 100 toneladas de combustible. Cuando este reactor opera durante un año completo, es capaz de producir en promedio 8 500 000 000 kWh de eléctrica lista para su consumo [9]. Visto de otro modo: teniendo en cuenta que el consumo anual de una “familia tipo” en España

(la formada por 4 personas) es de entre 3500 y 5000 kWh, la producción anual de una central típica PWR suministra electricidad a entre 1.7 y 2.4 millones de familias u hogares [9]. A diferencia del cálculo de energía bruta contenida en 1 kg de materia que veíamos en el Capítulo 1, estas cifras típicas de un reactor nuclear ya incorporan las pérdidas asociadas a los procesos de conversión que tienen lugar en el reactor.

2.3 El parque nuclear español e internacional

2.3.1 Pasado y presente del parque nuclear español

Actualmente, 7 reactores nucleares se encuentran en operación en España, ubicados en 5 emplazamientos distintos tal como se puede observar en la Figura 2.6. En el pasado, otros 3 reactores nucleares más estuvieron en funcionamiento y, hoy en día, se encuentran en diferentes fases de sus procesos de desmantelamiento. El desarrollo del parque nuclear español comenzó en la década de 1960 con el propósito de acompañar el proceso de industrialización que afrontaba el país, con un incremento del consumo de energía eléctrica al alza. A finales de dicha década, en 1968, la central nuclear José Cabrera inició su operación, estando activa hasta 2006 tras casi 38 años de funcionamiento.

Tres años después de la puesta en marcha de la central José Cabrera, comenzaba la operación comercial de la central nuclear Santa María de Garoña. Esta última mantuvo su actividad hasta el año 2012, encontrándose ahora en la fase inicial de su desmantelamiento. En 1972 afrontó su puesta en marcha la central nuclear Vandellós I, que tuvo que cesar su operación 17 años más tarde y que hoy en día se encuentra en fase de latencia tras la finalización de la mayor parte del trabajo de desmantelamiento en 2003.





Figura 2.6. Mapa de centrales nucleares en España [10].

Los 7 reactores nucleares actualmente operativos comenzaron su operación comercial en la década de 1980, siendo Almaraz I el primero de ellos. Estos 7 reactores, instalados en 5 emplazamientos diferentes, suman una potencia neta instalada de alrededor de 7100 MWe, generando anualmente entre 55 000 y 60 000 GWh, que supone aproximadamente el 20% de la electricidad consumida en España [11]. En cuanto a las tecnologías seleccionadas para cada uno de estos reactores, 6 de ellos son tipo PWR, siendo Cofrentes el único reactor operativo tipo BWR en España, tal como se observa en la Tabla 2.2. Adicionalmente, todos los diseños corresponden a tecnología estadounidense, Westinghouse o General Electric, excepto Trillo, cuyo suministrador fue la empresa alemana Siemens-KWU.

Tabla 2.2: Centrales nucleares en España: principales características [11].

Reactor	Tipo de reactor	Diseño	Potencia, MWe	Inicio operación comercial
Almaraz I	PWR	Westinghouse	1049.4	1983
Almaraz II	PWR	Westinghouse	1044.5	1984
Ascó I	PWR	Westinghouse	1032.5	1984
Ascó II	PWR	Westinghouse	1027.2	1986
Cofrentes	BWR	General Electric	1092.0	1985
Trillo	PWR	Siemens-KWU	1066.0	1988
Vandellós II	PWR	Westinghouse	1087.1	1988

Las centrales nucleares en España han estado operativas con un factor de disponibilidad y factor de planta de prácticamente 100% y han contribuido de manera estable al suministro eléctrico.

El factor de disponibilidad es la proporción de tiempo que una central está produciendo electricidad frente al tiempo total, y el factor de planta o factor de capacidad es la proporción entre la energía realmente generada en un año por una central frente a la energía que se podría haber generado si dicha central hubiese funcionado a plena potencia durante ese año completo. Ambos factores juegan un papel importante a la hora de definir factores como la eficiencia o el retorno económico de la central. Es decir:

$$AF = \frac{D_t}{t} \quad \text{Ecuación 2.1}$$

$$CF = \frac{g_t}{t \times CI} \quad \text{Ecuación 2.2}$$

En donde:

- AF es el factor de disponibilidad (*Availability Factor* en inglés);
- D_t es el tiempo durante el que la planta está disponible durante el período de tiempo “ t ”;
- t es el período de tiempo considerado. Generalmente, un año;
- CF es el factor de planta o factor de capacidad;

- g_t es la generación eléctrica durante el período de tiempo “ t ”;
- CI es la capacidad instalada (o capacidad nominal) de la planta.

Por ejemplo:

La central nuclear de Almaraz I (Extremadura, España) tiene una potencia bruta nominal de 1049.4 MW [12]. En años recientes, la producción de esta central nuclear ha superado los 8000 GWh (por ejemplo: 8 766.6 GWh en 2022 [12]), con estos datos y con la Ecuación 2.2 puede calcularse que el factor de capacidad de Almaraz I es:

$$\frac{8000000MWh}{365días \times 24h/día \times 1049.4MW} > 86\%$$

Este valor (comprendido entre el 85% y el 99%) es típico de las centrales nucleares comerciales y, por así decirlo, es un indicador del provecho que se obtiene de la central: cuanto más alto mejor, en una escala del 0% al 100%. Por supuesto, este parámetro dependerá de las paradas a las que se someta el reactor; por ejemplo: una parada por recarga de combustible, con una duración típica de un mes, hace que este factor disminuya.

2.3.2 Parque nuclear internacional

A nivel internacional, la energía nuclear aporta actualmente alrededor del 10% de la energía eléctrica consumida en todo el planeta. Los primeros reactores nucleares comerciales comenzaron su operación a principios de la década de 1960, experimentando un crecimiento exponencial en la siguiente tres décadas. A pesar del estancamiento en la producción de energía eléctrica de origen nuclear que tuvo lugar en la década de los 2000, este ha experimento un continuo crecimiento desde 2012 [13]. A fecha de diciembre de 2023, alrededor de 440 reactores nucleares se encuentran en operación en 31 países distintos, sumando una potencia eléctrica instalada de más de 370 GWe. En la Figura 2.7 se puede observar con detalle cómo está distribuida esa potencia eléctrica de origen nuclear, siendo Estados Unidos, Francia y China los países con mayor capacidad.

REACTORES NUCLEARES EN EL MUNDO

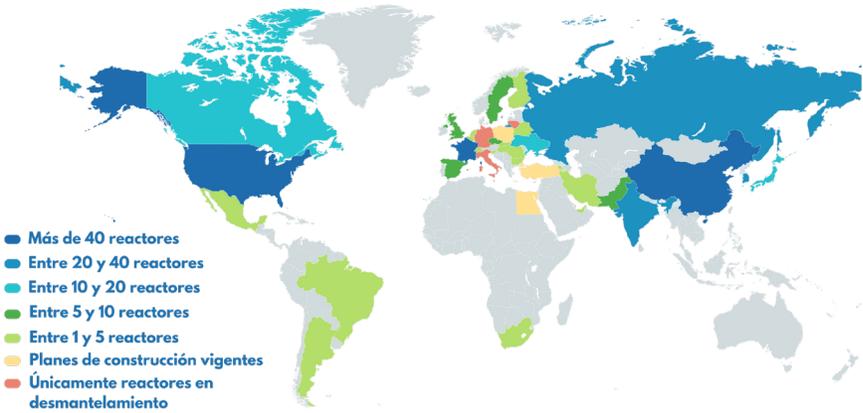


Figura 2.7. Potencia eléctrica aportada por centrales nucleares a nivel internacional.

Hoy en día, la energía nuclear se considera una fuerte herramienta de lucha contra el cambio climático al ser una tecnología libre de CO₂ y al hacer una gestión responsable de sus residuos. Sin ir más lejos, la energía nuclear ha pasado a formar parte de la Taxonomía Verde en Europa [14], siendo claro indicador de como de imprescindible se espera que sea esta tecnología de cara al futuro europeo. Adicionalmente, países como Estados Unidos, Rusia o China están apostando fuerte por desarrollar diseños de reactores avanzados que dispongan de características adicionales centradas en el aumento de la seguridad o la reducción de los residuos producidos. Finalmente, la mayoría de los países dotados de energía nuclear están llevando a cabo proyectos para ampliar la vida operativa de sus centrales de los 20 años de vida de diseño hasta los 40, 60 o incluso 80 años de operación en algunos casos.

Pero más que el estado actual del parque nuclear internacional, es interesante analizar las tendencias que experimentará la industria nuclear. En el Capítulo 7 se describe en detalle por dónde se espera que discurra el futuro de la energía nuclear, pero ya a día de hoy, unos 58 reactores se encuentran en construcción, siendo China el país que lidera en este sentido. Es importante mencionar que la energía nuclear está siendo una opción recurrente en diversos países emergentes, por lo que se podría esperar una tendencia al alza de la potencia instalada en los próximos años [15].

2.4 Conclusiones

Las centrales nucleares actuales son el resultado de una historia fascinante y son el centro de una industria con un elevado nivel tecnológico. En cierto momento, tener una central nuclear era indicativo de unas cotas notables de desarrollo económico y muchos países pusieron sus industrias a disposición para conseguir ese objetivo. Una central nuclear es un sistema complejo, con una gran variedad de fenómenos involucrados y que requiere profesionales interdisciplinarios para su correcta operación y supervisión. Desde el uranio contenido en el combustible nuclear hasta la energía eléctrica que se consume en nuestros hogares hay un conjunto de procesos asociados merecedores de su propio capítulo. El primero de ellos, el combustible nuclear, que se describe en detalle en el Capítulo 3.

2.5 Referencias, bibliografía y otros recursos

- [1]  Z. Csereklyei, M. Rubio-Varas, D. I. Stern, “Energy and economic growth: The stylized facts”, *Energy Journal*, vol. 37(2), pp. 223-255, 2016, doi: 10.5547/01956574.37.2.zcse
- [2]  S. Tagliapietra, “Nuclear Energy”. In: *Global Energy Fundamentals: Economics, Politics, and Technology*. Cambridge: Cambridge University Press; 2020:97-114. doi:10.1017/9781108861595.006
- [3]  P. Breeze, “Nuclear Power”, In *Power Generation Technologies (3rd edition)*, Newnes, pp. 399-429, 2019, doi: 10.1016/B978-0-08-102631-1.00017-1
- [4]  World Nuclear Association, “Nuclear Power Reactor Characteristics”, Accedido: 18 de enero de 2024 [En línea]. Disponible en: <https://www.world-nuclear.org/getmedia/80f869be-32c8-46e7-802d-eb4452939ec5/Pocket-Guide-Reactors.pdf.aspx>
- [5]  American Nuclear Society, “Experimental Breeder Reactor I: A Retrospective”, Accedido: 9 de febrero de 2024 [En línea]. Disponible en: <https://www.ans.org/news/article-2172/experimental-breeder-reactor-i-a-retrospective/>. C. Tucker, “The Thing You Put Your Reactor in...”, In: *How to Drive a Nuclear Reactor*

- tor. Springer Cham, pp. 43-55, 2020, doi: 10.1007/978-3-030-33876-3
- [6]  World Nuclear Association, “Nuclear Power Reactors”, Accedido: 15 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
 - [7]  Sustainable Nuclear Technology Platform, “Nuclear Energy Factsheets: Load following capabilities of nuclear power plants”, Accedido: 16 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://snetp.eu/wp-content/uploads/2020/05/SNETP-Factsheet-7-Load-following-capabilities-of-nuclear-power-plants.pdf>
 - [8]  European Nuclear Society, “Fuel comparison” Accedido: 15 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://www.euronuclear.org/glossary/fuel-comparison/>
 - [9]  Foro Nuclear, “¿Cuánta energía en kWh se extrae de un kilo de uranio y qué rendimiento tiene cada kilo?” Accedido: 15 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/preguntas-y-respuestas/sobre-combustible-nuclear/cuanta-energia-en-kwh-se-extrae-de-un-kilo-de-uranio-y-que-rendimiento-tiene-cada-kilo/>
 - [10]  Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, “Centrales Nucleares en España” Accedido: 10 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://www.miteco.gob.es/en/energia/nuclear/centrales/espana.html>
 - [11]  Foro Nuclear, “Energía nuclear en España,” Accedido: 10 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/energia-nuclear-en-espana/>
 - [12]  Foro Nuclear, “Resultados nucleares de 2022 y perspectivas de futuro”, Accedido: 31 de agosto de 2024 [En línea]. Disponible en: <https://www.foronuclear.org/resultados2022/>
 - [13]  H. Ritchie, P. Rosado, *Nuclear Energy*, Our World in Data, 2020. Disponible en: <https://ourworldindata.org/nuclear-energy#article-citation>
 - [14]  European Parliament News, “Taxonomy: MEPs do not object to inclusion of gas and nuclear activities,” Accedido: 6 de

agosto de 2024 [En línea]. Disponible en: <https://www.europarl.europa.eu/news/en/press-room/20220701IPR34365/taxonomy-meps-do-not-object-to-inclusion-of-gas-and-nuclear-activities>

- [15]  International Atomic Energy Agency, “Power Reactor Information System,” Accedido: 10 de diciembre de 2023 [En línea]. Disponible en: <https://pris.iaea.org/PRIS/home.aspx>

CAPÍTULO 3

- Combustible Nuclear

Autor: Pau Aragón Gabriel

Revisor: Carles Mesado Melià

Vista la descripción general del funcionamiento de las centrales nucleares, es hora de diseccionar el corazón de toda central nuclear: sus elementos combustibles. El propósito de este capítulo es ofrecer una explicación detallada de los elementos que componen el combustible nuclear, los principales procesos que conforman la etapa pre-reactor (desde la extracción del mineral de uranio hasta la fabricación de los elementos combustibles) y las condiciones a las que se somete durante la operación del reactor, junto con los efectos que estas provocan en sus propiedades y composición. Además, el capítulo introduce los desafíos clave que enfrenta el combustible nuclear actual en situaciones de accidente, y explora las mejoras que ofrecen los combustibles avanzados en este contexto. Para los lectores interesados en una comprensión más profunda del tema, se incluye la sección 3.6.2.

«La ignorancia nunca es mejor que el conocimiento.»

Enrico Fermi, Físico, premio Nobel de física (1938) y uno de los creadores de la primera pila nuclear.

«La era atómica ha avanzado a tal ritmo que cada ciudadano del mundo debería tener alguna comprensión, al menos en términos cualitativos, del alcance de este desarrollo; de su importancia extraordinaria para cada uno de nosotros.»

Dwight D. Eisenhower, 34º presidente de EE. UU. En su discurso "átomos para la paz".

3.1 Introducción

En el Capítulo 2 se presentaron los elementos fundamentales que conforman un reactor nuclear de fisión. En este capítulo, se profundizará en el combustible nuclear, un componente esencial para el funcionamiento de cualquier reactor nuclear. El combustible contiene el material fisil, es decir, aquel material formado por núcleos atómicos capaces de experimentar una reacción de fisión con neutrones de cualquier energía. Esta reacción de fisión libera enormes cantidades de energía térmica, lo que convierte al combustible en la principal fuente de generación de calor del reactor.

Es importante destacar que las reacciones de fisión ocurren en el combustible alojado en la vasija del reactor; no en el refrigerante, ni en el moderador, ni en las barras de control. Específicamente, estas reacciones ocurren en la parte del combustible que contiene el material fisil. En la mayoría de los reactores comerciales en operación, el material fisil se encuentra en pastillas cilíndricas de aproximadamente 10 mm de altura y 8 mm de diámetro, conocidas como pastillas de combustible. Estas pastillas están compuestas típicamente de dióxido de uranio (UO_2), siendo el isótopo uranio-235 el material fisil.

Sin embargo, es fundamental recordar que durante la reacción de fisión se producen productos de fisión. Si estas pastillas estuvieran en contacto directo con el moderador y el refrigerante, una fracción de estos productos podría liberarse y ser transportada por todo el circuito primario, emitiendo radiación por el camino. Además, el contacto directo con el refrigerante a alta temperatura (300 °C) oxidaría rápidamente las pastillas de combustible, convirtiéndolas en polvo. Por ambas razones, las pastillas de combustible se colocan dentro de tubos metálicos hechos de una aleación de zirconio (Zr) conocida como Zircaloy, aunque en el pasado se utilizaron aceros inoxidable y aluminio. Estos tubos se denominan vainas de combustible y tienen aproximadamente 4 m de longitud. El conjunto de columna de pastillas y vaina se conoce como varilla de combustible. Estas varillas son completamente herméticas para evitar la liberación de los productos de fisión y el contacto entre el refrigerante y las pastillas de combustible. Además, están presurizadas con helio, un gas inerte, para mejorar la transferencia de calor entre la pastilla y la vaina.

Una disposición cuadrangular de varillas (p.ej., 17x17) ensamblada en una estructura metálica llamada esqueleto constituye un elemento combustible. El núcleo de un reactor PWR se compone de entre 157 y 241 elementos combustibles, con una masa total de uranio que oscila entre 80 y 100 toneladas. Por otro lado, los reactores BWR contienen aproximadamente entre 370 y 800 elementos y hasta 140 toneladas de uranio [1]. La estructura de los componentes que conforman un elemento combustible se ilustra en la Figura 3.1.

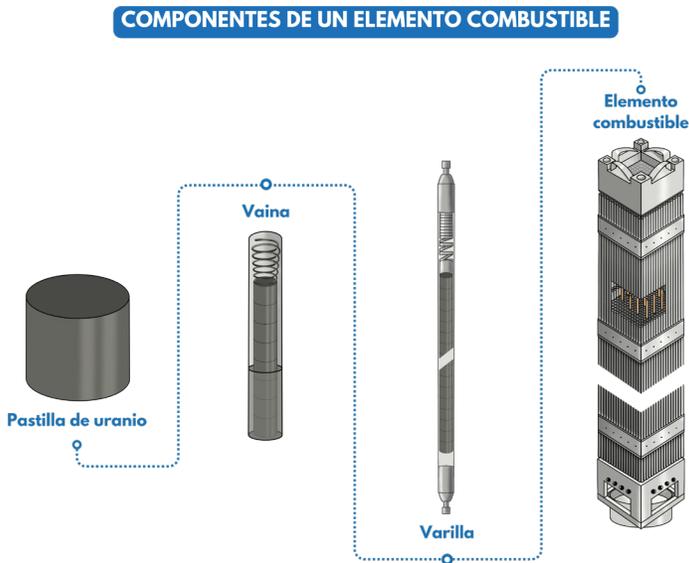


Figura 3.1: Componentes de un elemento combustible.

El ciclo del combustible es el término que engloba el conjunto de procesos relacionados con la generación de electricidad mediante reacciones de fisión nuclear. Este ciclo abarca desde la extracción del mineral de uranio presente en la Naturaleza hasta el almacenamiento seguro del combustible después de ser irradiado en el reactor. Este capítulo se centra en dos de las tres etapas principales del ciclo del combustible nuclear: la etapa pre-reactor y la etapa de reactor. La etapa post-reactor se abordará de manera exhaustiva en el Capítulo 6.

3.2 Etapa pre-reactor

El diseño de la mayoría de reactores nucleares de fisión se fundamenta en el uso del isótopo uranio-235 como material fisil. La primera etapa del ciclo del combustible incluye la exploración y extracción del mineral de uranio, la producción de concentrados de este compuesto, su enriquecimiento isotópico y la fabricación de elementos combustibles. A continuación, se detallan los aspectos más relevantes de cada uno de estos procesos, pero no sin antes profundizar en las características del uranio, sus isótopos naturales y su abundancia en la Tierra.

El uranio (U) es un elemento radiactivo de número atómico 92 que se encuentra de forma natural en la corteza terrestre, con una concentración promedio de 2.8 partes por millón (ppm). Esto significa que es unas 500 veces más abundante que el oro [2]. Es interesante destacar que los océanos también albergan cantidades masivas de uranio, alrededor de 4 billones de toneladas, aunque en concentraciones muy bajas [3]. En cuanto a sus propiedades físicas, se caracteriza por ser un metal extremadamente denso (19.1 g/cm^3), superando en un 60% la densidad del plomo. El uranio decae principalmente mediante la emisión de partículas alfa, contribuyendo así a la radiación de fondo natural. No obstante, la exposición externa al uranio no es tan peligrosa como la exposición a otros elementos radiactivos, ya que, como se mencionó en el Capítulo 1 (sección 1.5), la radiación alfa tiene un bajo poder de penetración y la piel actúa como una barrera efectiva ante ella. Existen tres isótopos naturales del uranio: uranio-234, uranio-235 y uranio-238. La Tabla 3.1 muestra el periodo de semidesintegración y la abundancia natural de cada uno de estos isótopos. El uranio no puede ser generado en la Tierra de forma natural, es decir, las cantidades que se desintegran no pueden ser reemplazadas. Por tanto, no es casualidad que los isótopos con periodos de semidesintegración más cortos presenten abundancias menores.

Tabla 3.1: Isótopos del uranio natural y sus características.

Isótopo	Periodo de semidesintegración (años)	Concentración uranio_natural (%)
U-234	$2.455 \cdot 10^5$	0.0054
U-235	$7.038 \cdot 10^8$	0.7204
U-238	$4.468 \cdot 10^9$	99.2742

La Figura 3.2 muestra la distribución global de los recursos de uranio identificados a 1 de enero de 2021. En esa fecha, había algo más de 440 reactores nucleares comerciales conectados a la red, con una capacidad de generación neta de 393 GWe, lo que supone una demanda anual de alrededor de 60100 toneladas de uranio. Según [3], existen recursos de uranio suficientes para respaldar tanto la capacidad de generación nuclear actual como un crecimiento significativo destinado a la generación de electricidad y otros usos a corto y largo plazo. Los recursos identificados y recuperables son adecuados para más de 130 años de suministro, considerando las necesidades de uranio del año 2020.

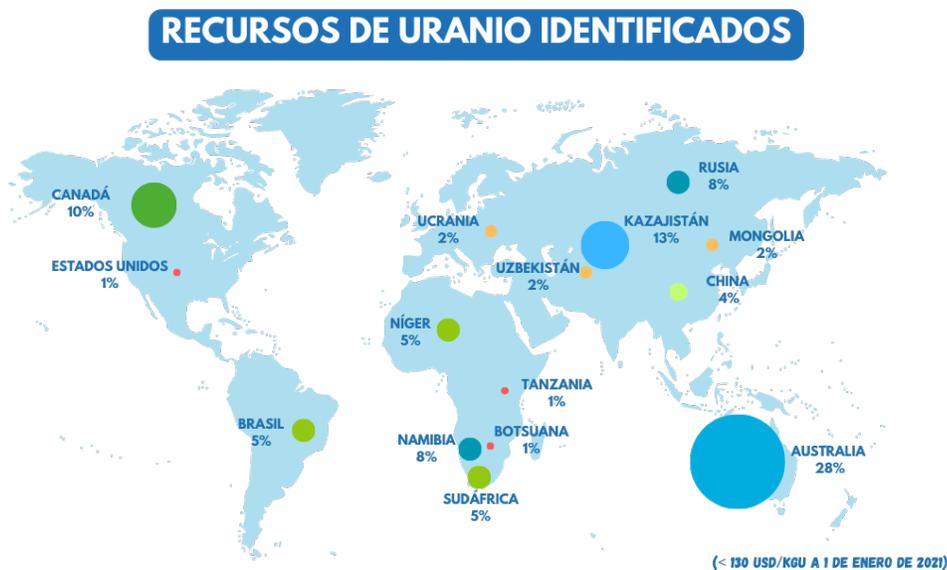


Figura 3.2: Recursos de uranio identificados [3].

3.2.1 Minería y producción de concentrados de uranio

El mineral de uranio puede obtenerse a través de excavaciones a cielo abierto, si los depósitos se encuentran cerca de la superficie, o subterráneas, cuando estos se encuentran a profundidades superiores a los 120 m. Sin embargo, la tecnología más utilizada en la actualidad es la lixiviación *in-situ*. Esta técnica consiste en bombear agua subterránea con productos químicos añadidos a través del yacimiento para disolver el uranio. Posteriormente, la solución resultante se bombea hasta la superficie para su recuperación. Independientemente del método utilizado para su extracción, el mineral de uranio se somete a distintos procesos de pulverizado, tratamiento químico con ácidos, filtrado y secado para separar el uranio de otros compuestos presentes en el mineral. El resultado final es un concentrado de óxido de uranio (U_3O_8) conocido como *yellow cake* o tarta amarilla (ver Figura 3.3).



Figura 3.3: Imagen de *yellow cake*, una forma sólida de U_3O_8 producido a partir de mineral de uranio.

El concentrado de U_3O_8 suele contener más del 80% de uranio, en comparación con el mineral original que puede tener tan solo un 0.1% de uranio. Para mantener en funcionamiento un reactor nuclear convencional (1000 MWe) durante un año, se requieren aproximadamente 200 toneladas de U_3O_8 [4]. La producción de uranio a nivel global se distribuye como se muestra en la Figura 3.4.

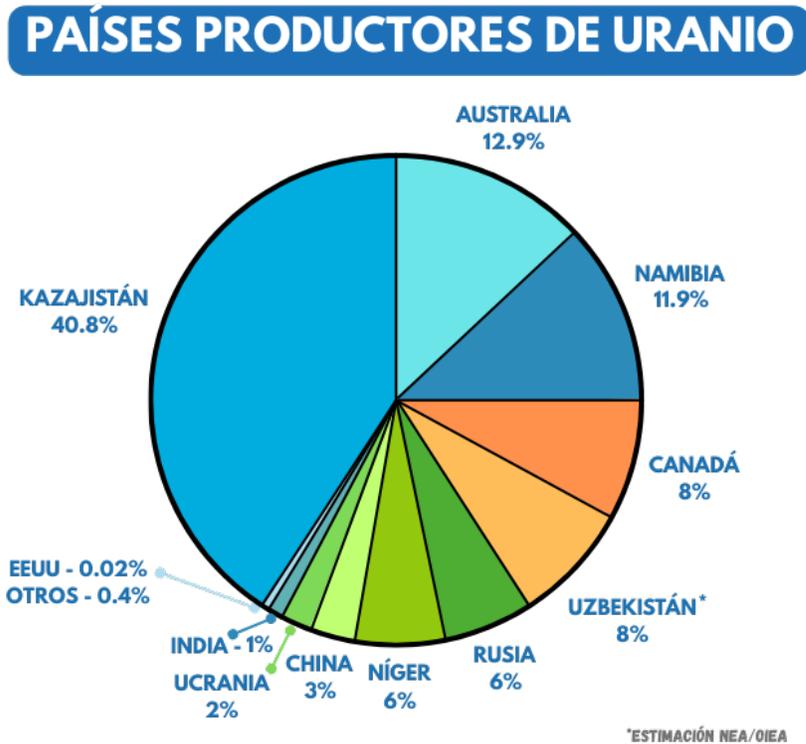


Figura 3.4: Principales países productores de uranio en 2020 [3].

3.2.2 Primera conversión y enriquecimiento

La Tabla 3.1 presentaba la concentración relativa de los distintos isótopos del uranio en el uranio natural, que coincide con la concentración en el yellow cake. Excluyendo las trazas de uranio-234, se puede afirmar que dicho concentrado contiene principalmente uranio-235 (0.7%) y uranio-238 (99.3%). A pesar de que ambos

se caracterizan por tener 92 protones en su núcleo, su distinto número de neutrones repercute de forma significativa en sus secciones eficaces de fisión; como se explicó en el Capítulo 1. La Figura 3.5 muestra la sección eficaz de fisión para los isótopos uranio-235 (en azul) y uranio-238 (en verde). Se observa que la probabilidad de fisión es mucho mayor para el isótopo uranio-235 (nótese la escala logarítmica), con independencia de la energía del neutrón incidente. Si el combustible nuclear utilizado en los reactores nucleares de agua ligera se fabricara a partir de uranio natural (mayormente uranio-238), no habría suficiente material fisil y el número de fisiones sería insuficiente para sostener una reacción nuclear en cadena. Por tanto, es necesario incrementar la proporción de uranio-235 en el combustible, proceso conocido como enriquecimiento. Cabe mencionar que, tal como se introdujo en el Capítulo 2 (sección 2.2), existen reactores comerciales que funcionan con uranio natural (p.ej.: CANDU). No obstante, en estos casos se emplea agua pesada como moderador en lugar de agua ligera, como se explicó en el Capítulo 2.

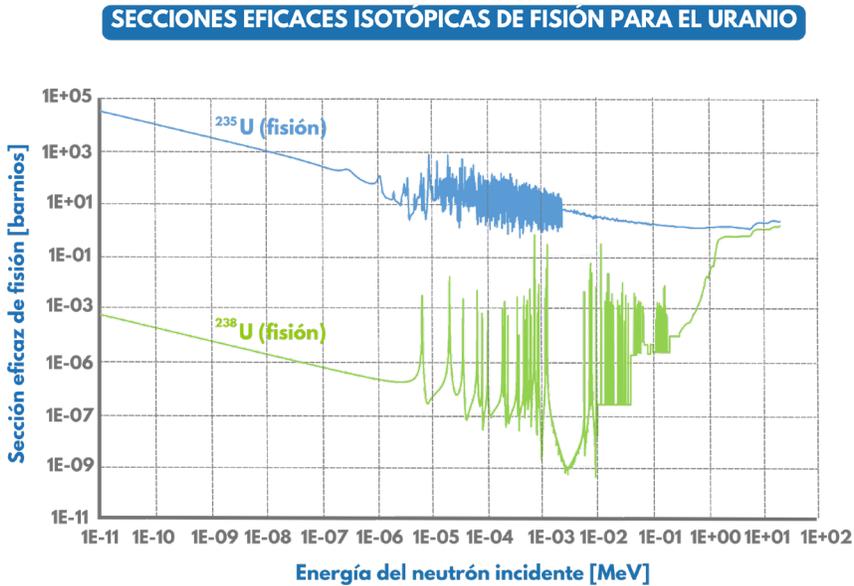


Figura 3.5: Sección eficaz de fisión del uranio-235 y el uranio-238.

Antes de proceder con el enriquecimiento del *yellow cake* para aumentar la proporción de uranio-235, es necesario convertirlo en estado gaseoso. En este contexto, el propósito de la primera conversión es transformar el *yellow cake* (U_3O_8) en hexafluoruro de uranio (UF_6), el cual se encuentra en forma gaseosa a temperaturas relativamente bajas. Actualmente, existen plantas de conversión operando en Canadá, Francia, Rusia y China [5]. A medida que el UF_6 se enfría durante un período de cinco días en un contenedor de transporte, pasa de estado gaseoso a líquido y posteriormente de líquido a sólido. Finalmente, el contenedor con UF_6 en estado sólido puede ser transportado a una planta de enriquecimiento.

El proceso de enriquecimiento implica la separación del UF_6 gaseoso en dos corrientes: una se enriquece en uranio-235 hasta un 3-5% (uranio enriquecido), mientras que la otra corriente se empobrece gradualmente en uranio-235 (uranio empobrecido). Hasta la fecha, solo dos técnicas de enriquecimiento han sido empleadas a escala comercial: la difusión gaseosa y la centrifugación gaseosa. Sin embargo, en la actualidad, la centrifugación gaseosa es la única técnica utilizada debido a su mayor eficiencia energética. Para los lectores interesados en conocer otras tecnologías de enriquecimiento actualmente en desarrollo, cabe mencionar el enriquecimiento por excitación diferencial láser. Véase la referencia [11].

El enriquecimiento mediante centrifugación gaseosa se basa en la diferencia de masas atómicas del 1% entre el uranio-235 y el uranio-238. Cuando el UF_6 en estado gaseoso se somete a una fuerza centrífuga, por ejemplo, dentro de una centrifugadora, las moléculas más pesadas (las que contienen uranio-238) tienden a concentrarse en la periferia y las más ligeras (con uranio-235) en el centro, permitiendo su separación; véase la Figura 3.6). En un sólido, la fuerza centrífuga no ejercería ningún efecto sobre la posición de sus moléculas, de ahí la necesidad de la primera conversión.



PROCESO DE CENTRIFUGACIÓN GASEOSA

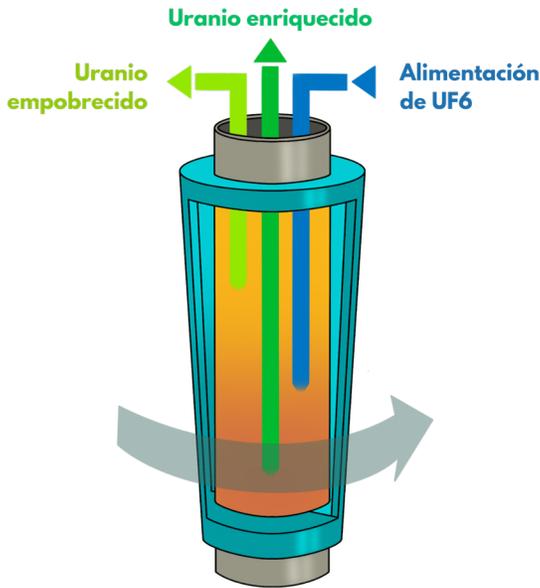


Figura 3.6: Representación del proceso de enriquecimiento por centrifugación gaseosa.

Hay un número limitado de proveedores comerciales de uranio enriquecido en todo el mundo. Actualmente, existen tres grandes productores que operan plantas comerciales de enriquecimiento en Francia, Alemania, Países Bajos, Reino Unido, Estados Unidos y Rusia.

3.2.3 Segunda conversión y fabricación de elementos combustibles

La segunda conversión consiste en transformar el UF_6 enriquecido en polvo de dióxido de uranio (UO_2). Este compuesto ofrece múltiples ventajas en comparación con otros materiales considerados en el pasado. Entre las más notables se encuentran su elevada temperatura de fusión ($2800\text{ }^\circ\text{C}$), estabilidad química, compatibilidad con el material de la vaina y facilidad de fabricación. El polvo de UO_2 se somete a un proceso de prensado y sinterización para obtener pastillas cerámicas compactas, las cuales se introducen en vainas de Zircaloy para formar las varillas de combustible.

Una vez cargadas con las pastillas, las varillas se presurizan con helio y se sellan. Entre la parte superior de la columna de pastillas y los tapones de sellado se deja un espacio libre conocido como *plenum*, que permite acomodar la expansión térmica de las pastillas y la liberación de productos de fisión durante su permanencia en el reactor. Además, en este espacio se coloca un muelle para aplicar una fuerza compresiva sobre la columna de pastillas, evitando así su desplazamiento. Un conjunto de estas vainas se ensambla en una estructura metálica con base cuadrada, o hexagonal en el caso de los reactores VVER, dando lugar a un elemento combustible (véase la Figura 3.1). Los diseños actuales utilizan configuraciones de 17x17 y 10x10 varillas de combustible para reactores PWR y BWR, respectivamente.

Posteriormente, los elementos combustibles se transportan a las centrales nucleares. En España, la fabricación de elementos combustibles se lleva a cabo en la fábrica de ENUSA Industrias Avanzadas S.A. S.M.E. en Juzbado (Salamanca).

3.3 Etapa del reactor

Durante su permanencia en el reactor, el combustible nuclear se encuentra sometido a condiciones extremas de temperatura, tensión mecánica, irradiación neutrónica y corrosión. Las condiciones que se describen a continuación aplican a un reactor PWR, que es el más común en España, como ya vimos en el Capítulo 2.

- **Temperatura:** En condiciones normales, la vaina de combustible y los componentes estructurales operan a una temperatura de aproximadamente 300°C, mientras que el centro de la pastilla supera los 1000 °C. En otras palabras, existe un gradiente de temperatura de más de 700 °C en tan solo unos pocos milímetros.
- **Tensión mecánica:** La vaina, típicamente de 500-600 micras de grosor, está sometida a tensiones muy elevadas. El refrigerante que fluye por su cara exterior se encuentra a una presión de 15.5 MPa (más de 150 veces la presión atmosférica), mientras que en su cara interna, dentro de la barra de combustible, la

presión oscila entre 4-6 MPa. Esta diferencia de presión entre el refrigerante y el interior de la vaina genera una gran fuerza de compresión.

- **Irradiación neutrónica:** Tanto la pastilla, la vaina, como los materiales estructurales están continuamente expuestos a un intenso bombardeo neutrónico resultante de la reacción de fisión en cadena. Hasta 10^{18} neutrones rápidos por metro cuadrado atraviesan estos materiales cada segundo, provocando cambios significativos en su microestructura.
- **Corrosión:** La cara exterior de la vaina de Zircaloy está en contacto con agua a alta temperatura (300 °C). Esto desencadena la reacción de oxidación del Zr, dando lugar a la formación gradual de una capa de óxido en la superficie de la vaina (ZrO_2) y a la liberación de hidrógeno (H_2). El óxido consume progresivamente el grosor de la vaina, adelgazándola, mientras que el hidrógeno absorbido la fragiliza.

Estas condiciones inducen cambios importantes en la composición, la geometría y las propiedades termo-mecánicas de los componentes que integran el combustible. En consecuencia, sólo un conjunto limitado de materiales es capaz de resistir estas condiciones extremas durante su estancia en el reactor. Es esencial comprender que los materiales utilizados en la fabricación del combustible nuclear actual (UO_2 -Zircaloy) no surgieron de la noche a la mañana. Más bien, son el resultado de un largo proceso de optimización que ha abarcado varias décadas de investigación y desarrollo, y que todavía continúa en la actualidad (ver sección 3.4). Este proceso, en constante evolución gracias a la experiencia acumulada en la operación de las centrales nucleares, se ha enfocado en mejorar el comportamiento y la fiabilidad del combustible, tanto en las condiciones de operación normal del reactor como en situaciones de accidente. La Tabla 3.2 proporciona un resumen de las propiedades ideales de los materiales de pastilla y vaina.

Tabla 3.2: Propiedades del combustible nuclear ideal.

Pastilla	Vaina
Elevada <u>sección eficaz</u> de fisión	Transparencia a los <u>neutrones</u>
Elevada densidad de <u>material físil</u>	Elevada conductividad térmica
Elevada conductividad térmica	Elevada temperatura de fusión
Elevada temperatura de fusión	Elevada ductilidad
Elevado módulo elástico	Resistencia a esfuerzos mecánicos
Elevada dureza	Resistencia a la corrosión con el <u>refrigerante</u>
Baja <u>sección eficaz</u> de captura	Resistencia a la oxidación con vapor a alta temperatura
Bajo calor específico	Baja producción de H ₂
Bajo coeficiente de expansión térmica	Baja fragilización por <u>irradiación</u>
Coeficientes de reactividad adecuados	Baja fragilización por absorción de H ₂
Estabilidad dimensional bajo <u>irradiación</u>	Baja <u>activación</u>
Elevada retención de <u>productos de fisión</u>	Hermeticidad ante <u>productos de fisión</u>
Resistencia a la oxidación	Estabilidad dimensional bajo <u>irradiación</u>
Viabilidad de fabricación a gran escala	Compatibilidad química con la pastilla
	Compatibilidad química con el <u>refrigerante</u>
	Viabilidad de fabricación a gran escala

3.3.1 Evolución de la composición isotópica

Las pastillas de combustible introducidas en el reactor contienen UO₂ enriquecido hasta un porcentaje comprendido entre 3-5% del isótopo uranio-235. El 95-97% del uranio restante consiste en uranio-238. Durante la operación del reactor, se generan productos de fisión como resultado de la reacción de fisión entre un neutrón y un isótopo físil, como el uranio-235. Los núcleos de uranio-238, por otro lado, prácticamente

no fisioan. En términos generales, los productos de fisión inestables son emisores beta y gamma, y su concentración en el combustible tras el fin de la irradiación, aunque varía según el tipo de reactor y el tiempo de permanencia en el reactor, se encuentra en torno al 3-4%.

Debido a la reacción de captura neutrónica, tanto el uranio-235 como el uranio-238 pueden absorber un neutrón y transformarse en uranio-236 y en elementos pesados conocidos como transuránidos (dado que presentan un número másico superior al uranio), respectivamente. Esta categoría incluye elementos como el plutonio (Pu), neptunio (Np), americio (Am) y curio (Cm), siendo los tres últimos denominados actínidos minoritarios (por su menor concentración en el combustible irradiado). Los transuránidos son elementos radiactivos que principalmente decaen mediante la emisión de partículas alfa. Como se muestra en la Figura 3.7, tras el fin de la irradiación, su concentración en el combustible se aproxima al 1%, con un 0.9% de plutonio y un 0.1% de actínidos minoritarios [6]. El plutonio generado, en su mayoría plutonio-239, sufre reacciones de fisión, ya que es un isótopo fisil. En consecuencia, contribuye de manera significativa a la generación de energía. Acuérdate bien de los elementos transuránidos, pues los volverás a ver en el Capítulo 6, dada su relevancia en la fase post-reactor del ciclo de combustible.

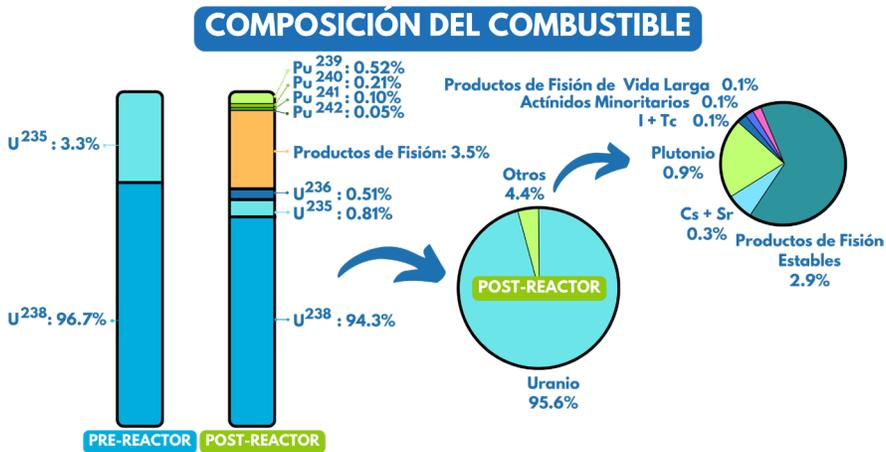


Figura 3.7: Composición de la pastilla de combustible antes y después de su irradiación [6].

3.3.2 Evolución de la geometría

Además de los cambios en la composición isotópica del combustible, tanto la pastilla como la vaina experimentan diversos fenómenos que afectan directamente sus propiedades termo-mecánicas (densidad, conductividad térmica, resistencia mecánica, etc.) y su geometría. En este contexto, es importante subrayar que en el combustible fresco (es decir, aquel que no ha sido irradiado), existe un espacio de aproximadamente 80 micras entre la pastilla y la vaina, conocido como huelgo. Tanto la anchura del huelgo como la composición del gas que lo llena desempeñan un papel fundamental en la transferencia de calor desde la pastilla hasta la vaina.

Lamentablemente, una exposición detallada sobre el origen de estos fenómenos y su influencia en el comportamiento del combustible queda fuera del alcance de este capítulo. No obstante, a continuación, se describen algunos de los fenómenos más relevantes para comprender cómo evoluciona la geometría del combustible (véase la Figura 3.8), un aspecto estrechamente relacionado con la temperatura de sus componentes durante la operación del reactor.

- **Expansión térmica de la pastilla y vaina:** En el proceso de arranque del reactor, la potencia se incrementa gradualmente hasta alcanzar su nivel nominal. Durante este periodo, la tasa de fisión aumenta, lo que conlleva un incremento en la producción de energía térmica. Como resultado, la temperatura del combustible se eleva, y esto provoca un aumento en su volumen.
- **Deformación por fluencia de la vaina:** Anteriormente se ha comentado que la diferencia de presión entre el refrigerante y el interior de la varilla de combustible da lugar a una fuerza de compresión que actúa sobre la vaina. Por este motivo, desde el comienzo de la irradiación, se observa un fenómeno conocido como deformación por fluencia (*creepdown* en inglés), por el cual la vaina experimenta una deformación progresiva hacia la pastilla.
- **Hinchamiento por irradiación de la pastilla:** Con el avance de los ciclos de irradiación, se produce un incremento en el volumen de la pastilla de UO_2 causado por la sustitución de átomos de uranio por productos de fisión.

- **Interacción pastilla-vaina:** El efecto combinado del hinchamiento de la pastilla y la deformación por fluencia de la vaina conduce al cierre del huelgo. Este cierre permite establecer una presión de contacto entre la pastilla y la vaina, lo que a su vez genera tensiones y deformaciones en esta última. A partir de este punto, el hinchamiento de la pastilla prevalece sobre la fuerza de compresión que actúa sobre la vaina, y la geometría de ambos componentes evoluciona de forma paralela.

EVOLUCIÓN DE LA GEOMETRÍA DEL COMBUSTIBLE

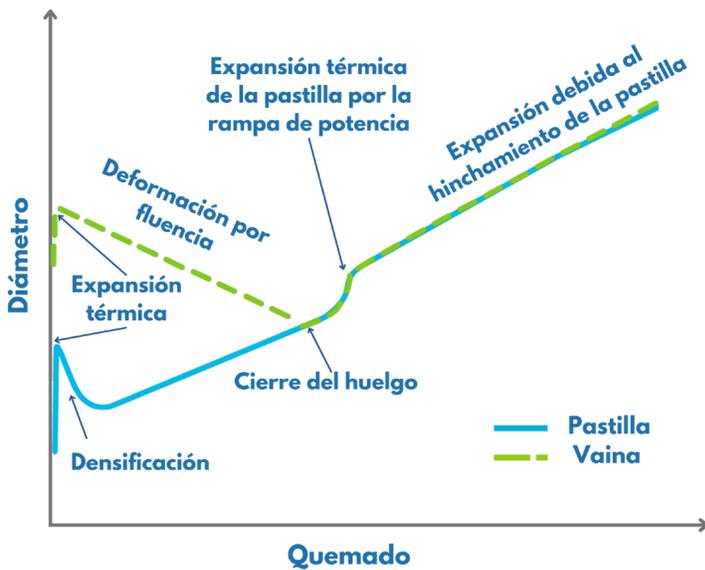


Figura 3.8: Evolución de la geometría del combustible durante la irradiación [7].

3.3.3 Recarga de combustible

A medida que aumentan los ciclos de irradiación, la reacción de fi-sión consume buena parte de los núcleos de uranio-235, y la pérdida de material fí-sil solo se compensa parcialmente con la producción de plutonio-239. Además, se producen ciertos venenos neutrónicos (isótopos que absorben neutrones y no los dejan disponibles para producir fisiones) como el uranio-236, los actínidos minoritarios y

algunos productos de fisión (entre los que destaca el xenón-135) que, en altas concentraciones, pueden interrumpir la reacción de fisión en cadena. En resumen, la pérdida de reactividad del combustible es uno de los factores que limita su grado de aprovechamiento.

Por otro lado, la interacción prolongada entre la pastilla y la vaina, el incremento de la presión interna en la varilla de combustible provocado por la liberación de productos de fisión gaseosos, y la degradación de la conductividad térmica de la pastilla debida a la acumulación de productos de fisión, también limitan la permanencia del combustible en el reactor. En estos casos, dicha limitación de permanencia viene dada por la integridad de la pastilla y de la vaina, y no por la pérdida de reactividad.

Por estas razones, periódicamente se realiza una recarga, que es el proceso por el cual los elementos combustibles más antiguos del núcleo son reemplazados por otros nuevos, pudiendo reorganizarse los elementos combustibles restantes. Esta operación se realiza cada 12, 18, o 24 meses dependiendo del tipo de combustible y la tecnología del reactor, renovándose aproximadamente un tercio de los elementos combustibles, como ya se adelantó en el Capítulo 2. El material descargado se denomina combustible irradiado o combustible gastado, y se gestiona de acuerdo con los más altos estándares de seguridad para proteger de su radiotoxicidad a los trabajadores, público general y medioambiente; tal y como veremos en el Capítulo 6.

3.4 Retos del combustible actual

Como se mencionó anteriormente, el combustible nuclear actual es el resultado de un largo proceso de optimización destinado a mejorar su comportamiento y fiabilidad en las condiciones extremas del reactor. Esta búsqueda de excelencia se extiende incluso a situaciones hipotéticas de accidente, una línea de investigación que ha estado activa durante décadas y que se ha intensificado desde el accidente de Fukushima Daichii en 2011 (ver Capítulo 4). Si bien es cierto que el combustible actual cumple con todos los criterios de seguridad y cuenta con un excelente historial de operación, todavía presenta margen de mejora en situaciones de accidente.

Durante el funcionamiento normal de los reactores PWR y BWR, la vaina está en contacto con el refrigerante (agua) a alta temperatura. En este entorno, se produce la reacción de oxidación entre el Zr y el agua, dando lugar a la formación de una capa de óxido (ZrO_2), a la generación de hidrógeno (H_2) y a la liberación de energía según la siguiente reacción.



No obstante, en fases avanzadas de un accidente, las varillas de combustible pueden quedar parcial o totalmente expuestas a vapor de agua, un pésimo conductor del calor. Sin una refrigeración adecuada, estas ya no son capaces de disipar la energía generada en su interior, lo que resulta en un aumento de su temperatura. La tasa de oxidación del Zr se acelera significativamente tras la exposición prolongada a altas temperaturas (por encima de 700 °C). Como resultado, el grosor de la capa de óxido, la cantidad de energía generada por la oxidación y la concentración de hidrógeno aumentan considerablemente en situaciones de accidente, siendo el hidrógeno altamente inflamable en un amplio rango de concentraciones. Esta problemática se hizo evidente en forma de explosiones de hidrógeno en el caso de Fukushima. Para abordar este desafío, se iniciaron varios proyectos dedicados al desarrollo de los llamados *Accident-Tolerant Fuels* (ATFs), recientemente rebautizados como *Advanced Technology Fuels*. El objetivo de los nuevos diseños de vaina es claro: reducir la tasa de oxidación de la vaina en contacto con vapor a alta temperatura.

Por otro lado, la búsqueda de una mayor rentabilidad económica de las centrales nucleares está generando un creciente interés por alcanzar un mayor aprovechamiento del combustible y mejorar la flexibilidad operativa para adaptarse a una mayor penetración de fuentes de energía intermitentes (fotovoltaica, eólica, etc.) en el mix energético. Para lograr estos objetivos sin reducir los márgenes de seguridad del combustible, se han desarrollado o están siendo investigados diseños de pastilla que contribuyen a incrementar la retención de productos de fisión gaseosos, aumentar la densidad de materias físis, mejorar la conductividad térmica de la pastilla para facilitar la transferencia de calor, además de mejorar su comportamiento durante la interacción entre pastilla y vaina.

3.5 Comentarios finales

En este capítulo se ha explorado en profundidad el combustible nuclear; sin embargo, para comprender plenamente sus atributos, es necesario compararlo con otros combustibles. En realidad, el combustible nuclear no tiene nada de *combustible*: en el núcleo de un reactor nuclear en operación no se produce ni una sola reacción de combustión, por lo que tampoco se emite un solo gramo de dióxido de carbono (CO_2). Esta diferencia es fundamental frente al resto de combustibles (los que se mantienen fieles a su nombre) como el carbón, el petróleo o el gas natural. Además, la elevadísima densidad energética del uranio reduce enormemente la necesidad de extraer y transportar grandes cantidades de recursos naturales. Con la tecnología actual, una sola pastilla de UO_2 produce tanta energía como una tonelada de carbón, 565 litros de petróleo o 481 metros cúbicos de gas natural (véase la Figura 2.5).

Por último, pero no menos importante, los autores no quisieran despedirse sin recalcar una vez más el siguiente mensaje: el combustible nuclear ni brilla ni es verde.

3.6 Referencias, bibliografía y otros recursos

3.6.1 Fuentes de información

- [1]  World Nuclear Association, «Nuclear Power Reactors», Information Library. Accedido: 12 de diciembre de 2023. [En línea]. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/nuclear-power-reactors.aspx>
- [2]  International Atomic Energy Agency, «What is Uranium?» Accedido: 12 de diciembre de 2023. [En línea]. Disponible en: <https://www.iaea.org/newscenter/news/what-is-uranium>
- [3]  OECD, «Uranium 2022: Resources, Production and Demand», OECD/NEA, NEA No. 7634, 2023.
- [4]  World Nuclear Association, «Nuclear Fuel Cycle Overview», Information Library. Accedido: 12 de diciembre de 2023. [En línea].

Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/introduction/nuclear-fuel-cycle-overview.aspx>

- [5]  World Nuclear Association, «Conversion and Deconversion», Information Library. Accedido: 12 de diciembre de 2023. [En línea]. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/conversion-enrichment-and-fabrication/conversion-and-deconversion.aspx>
- [6]  L. E. Herranz y Y. Moratilla, «La gestión del combustible nuclear usado: Retos y perspectivas». Accedido: 12 de diciembre de 2023. [En línea]. Disponible en: <https://www.dyna-energia.com/noticias-ES/la-gestion-del-combustible-nuclear-usado-retos-y-perspectivas>
- [7]  K. A. Terrani, «Accident tolerant fuel cladding development: Promise, status, and challenges», Journal of Nuclear Materials, vol. 501, pp. 13-30, abr. 2018, doi: 10.1016/j.jnucmat.2017.12.043.

3.6.2 Para saber más

- [8]  C. M. Morad, G. L. de Stefani, y T. A. dos Santos, «CANDU: Study and Review», presentado en International Nuclear Atlantic Conference, Belo Horizonte (Brazil), 2017
- [9]  H. Bailly, C. Ménessier, y D. France, The nuclear fuel of pressurized water reactors and fast neutron reactors: design and behaviour., Commissariat à l'énergie atomique. 1999
- [10]  World Nuclear Association, «The Cosmic Origins of Uranium», Information Library. Disponible en: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/uranium-resources/the-cosmic-origins-of-uranium.aspx>
- [11]  World Nuclear News, 'GLE laser enrichment on track for 2024 demonstration'. Disponible en: <https://www.world-nuclear-news.org/Articles/GLE-laser-enrichment-on-track-for-2024-demonstrati>

Nota: la cantidad de energía extraída por unidad de masa de combustible, desde que se introduce en el reactor hasta el momento que se considere, se llama “quemado”, a pesar de que el combustible nuclear no sufre ninguna combustión químicamente hablando. Suele expresarse en megavatios día por kilogramo de uranio (MWd/kgU).

CAPÍTULO 4

- Seguridad Nuclear

Autor: Gonzalo Jiménez Varas
Revisor: Francisco Suárez Ortiz

Como introducía Alfredo (@OperadorNuclear) en el prólogo, la presentación en sociedad de la energía nuclear en las ciudades japonesas de Nagasaki e Hiroshima dejó una imborrable cicatriz en la memoria colectiva que, inevitablemente, se entremezcla en los debates sobre los usos civiles de la tecnología nuclear. Por ello, el aprovechamiento del gran potencial de la reacción de fisión que se introdujo en el Capítulo 1, y se desarrolló en el Capítulo 2 y Capítulo 3, debía estar supeditado a una sólida demostración de que las centrales nucleares son lo suficientemente seguras.

Y te preguntará, ¿Cómo hacer que una central nuclear sea lo suficientemente segura? ¿Qué es suficientemente segura? Estas son dos de las preguntas a las que tuvieron que enfrentarse los pioneros de la tecnología nuclear durante los años 50. En este capítulo vamos a adentrarnos, en primer lugar, por los fundamentos de la seguridad nuclear para, a continuación, transitar desde una mirada reflexiva los caminos que se han ido abriendo para dar respuesta a esas preguntas a lo largo de los últimos 70 años.

«La energía nuclear es la tecnología de producción de electricidad más segura que tenemos.»

Patrick Moore, exdirector de *Greenpeace*.



4.1 Introducción

¿Qué es la seguridad nuclear? Desde su nacimiento, la tecnología nuclear tuvo algunas particularidades que la hacían única (el combustible nuclear presentado en el Capítulo 3, el riesgo radiológico que se abordará en el Capítulo 5, la necesidad de criterios de calidad muy estrictos en cada proceso, etc.) y, por tanto, al campo del saber referido a la seguridad de las centrales nucleares se le bautizó como “seguridad nuclear”, para diferenciarlo de la “seguridad industrial” referible a todo tipo de industria y sometido a diferente regulación.

¿Para qué es necesaria la seguridad nuclear? Según el Organismo Internacional de Energía Atómica, “Para proteger a los individuos, a la sociedad y al medio ambiente estableciendo y manteniendo en las centrales nucleares una defensa efectiva contra los riesgos radiológicos” (IAEA, 1999). Lo cierto es que toda actividad humana, y más concretamente industrial, conlleva beneficios y riesgos (definimos riesgo como contingencia o proximidad de un daño (RAE)). La energía nuclear tiene un riesgo radiológico inherente a la naturaleza de la generación eléctrica: el combustible es radiactivo. Para poder cuantificar de algún modo ese riesgo, se define formalmente de manera matemática como la multiplicación de la probabilidad del accidente por el daño que causa.

Tanto las características del emplazamiento como las del diseño y la operación de la central nuclear pueden influir sobre el riesgo. En el caso del emplazamiento, hay varios factores a tener en cuenta: los sucesos externos (afectan a la probabilidad), la población y usos de la tierra (afectan a la magnitud de los daños) y el tamaño del sumidero último de calor (afecta a los daños y en muchos casos a la probabilidad). En el caso del diseño y la operación, los factores que influyen al riesgo son: los sucesos internos (afectan tanto a las probabilidades como a los daños), el tamaño de la central (afecta a la magnitud del daño) y empleo de los sistemas de seguridad o salvaguardias tecnológicas (afectan tanto a las probabilidades como a los daños).

Los distintos factores que afectan a la cuantificación matemática del riesgo, se pueden desglosar de forma más detallada. En lo que respecta al emplazamiento, los sucesos externos pueden ser naturales (terremotos, tsunamis, inundaciones, incendios, heladas, rayos, viento huracanado, corrimiento de tierra, etc.) o de origen humano (incendios, choques de vehículos, nubes tóxicas, rotura de presas e inundación). Con respecto

al potencial impacto radiológico sobre el público y el medio ambiente, se evalúa caracterizando las condiciones locales de dispersión y transferencia de productos radiactivos por el medio ambiente (atmósfera, aguas, suelos, productos vegetales y ganaderos, etc.) tanto en condiciones operacionales como accidentales, siendo la densidad de población otro factor clave. Por último, el sumidero final de calor ha de estar garantizado con emplazamientos con masas de agua suficientemente abundantes para la refrigeración del reactor (ríos, lagos, costa marina), sin efectos adversos para la ecología acuática local (calentamiento del agua). El reactor ha de ser refrigerado incluso después de parado (calor residual, definido en capítulos anteriores), por ello debemos mantener la capacidad de refrigeración en todo momento, asegurando así la integridad del combustible.

Seguimos con enumeraciones relevantes para la cuantificación del riesgo. En este caso, en lo relativo al diseño y la operación. Los sucesos internos contemplan tanto fallos del equipamiento (roturas de tuberías, malfuncionamiento de bombas, etc.) como errores de mantenimiento y operación del personal que trabaja en la central. Con respecto a las salvaguardias, su objetivo principal es evitar cualquier escape no controlado de productos radiactivos. Han de funcionar bajo cualquier circunstancia: operación normal, transitorios operacionales esperados (frecuencia aprox. 1/año), sucesos accidentales extremos y accidentes. Tienen tres funciones fundamentales:

- **Control de la potencia del reactor** (para evitar accidentes⁴ de reactividad). Incluyendo diseño frente a sucesos como la expulsión de una barra de control.
- **Refrigeración de los elementos combustibles** (evitar su fusión y la liberación de productos de fisión). Incluyen el diseño frente a Accidentes con Pérdida de Refrigerante (ACPR, o *Loss-Of-Coolant-Accident*, LOCA).
- **Confinamiento** de los productos radiactivos dentro de barreras sucesivas: Vainas de los elementos combustibles, Barrera de Presión y Barrera de Contención.

4 En Seguridad Nuclear, llamamos “accidente” a un transitorio cuya desviación de los parámetros de seguridad sea lo suficientemente grande como para que las salvaguardias tengan que intervenir y el grupo de operación lo tenga que gestionar con los Procedimientos de Operación de Emergencia (POEs).

Además, las salvaguardias, como sistemas importantes para la seguridad nuclear han de reunir una serie de características. En primer lugar, su probabilidad de fallo debe de ser muy baja por diseño. Además, el fallo de uno de los principales sistemas de seguridad (salvaguardias) está contemplado por diseño por otro de los conceptos fundamentales de la seguridad nuclear: las redundancias. Comúnmente, las salvaguardias principales tienen una triple redundancia (una es suficiente para gestionar un accidente, y se añaden dos redundancias para contemplar mantenimientos o indisponibilidades).

Las salvaguardias también deben estar cualificadas para soportar las condiciones ambientales más adversas para su funcionamiento, derivadas fundamentalmente, de la situación durante y tras un accidente (altas presiones, temperaturas, concentraciones de vapor, elevado nivel de radiación, etc.). Se contempla también en su diseño la posibilidad de realizar inspecciones periódicas, evitando zonas inaccesibles o previendo las herramientas necesarias para realizar la inspección remota. Por último, su localización debe de cumplir con los principios de **protección radiológica** para minimizar las dosis a los trabajadores, conceptos que estudiaréis en profundidad en el Capítulo 5.

El último concepto clave para la minimización del riesgo es la defensa en profundidad. Este principio básico de la seguridad nuclear plantea la existencia de múltiples barreras, de manera que, aun si las salvaguardias diseñadas con los altos estándares de calidad enumerados con anterioridad y sus redundancias fallan en un primer nivel de seguridad, habrá otros niveles encargados en minimizar las potenciales consecuencias de ese fallo. Las barreras del concepto de defensa en profundidad se dividen en barreras físicas y en protecciones adicionales. En la Figura 4.1 aparecen en primer lugar las barreras físicas que han de impedir el escape de los productos radiactivos:

1. **Primera barrera**, las vainas de combustible.
2. **Segunda barrera**, el circuito de refrigeración o barrera de presión hermética.
3. **Tercera barrera**, la contención.

Las principales salvaguardias de seguridad de las barreras se ilustran en la sección 4.6.1, con diversas fuentes bibliográficas para leer sobre las mismas.

En segundo lugar, aparecen los cinco niveles de seguridad que han de proteger la integridad de las barreras:

4. **Un diseño y construcción sólidos** para evitar accidentes.
5. **Sistemas de control** para mantener el funcionamiento dentro de las condiciones de operación normal.
6. **Sistemas de seguridad** para hacer frente a incidentes y accidentes, evitando daños al núcleo y la liberación de material radiactivo al medio ambiente.
7. **Técnicas para el control y mitigación de los accidentes severos**, con daño al núcleo, de cara a limitar los escapes al exterior.
8. **Planes de emergencia** para aplicar medidas de protección a las personas.

En lo referente a los planes de emergencia, se consideran el último nivel de seguridad frente a posibles accidentes. Se debe contar con una infraestructura adecuada y densidad de población suficientemente baja para permitir la adecuada aplicación de las posibles medidas de protección: control de accesos a la zona, confinamiento de la población en el interior de edificios, pastillas de yodo no radiactivo y evacuación total de la población.



Figura 4.1: Protección multibarrera: *Defensa en profundidad*.

Todas estas medidas de seguridad, implementadas desde el diseño de las propias centrales nucleares, nos ayudan a minimizar el riesgo a nivel matemático, reduciendo la probabilidad y las potenciales consecuencias

de hipotéticos accidentes. Pero, si el riesgo es un valor numérico, ¿qué número consideramos suficientemente bajo? ¿podemos hacer que una central sea segura ante cualquier tipo de accidente? Los primeros pioneros de la tecnología nuclear pensaron que si somos capaces de imaginar los peores accidentes que la central podría sufrir y nos aseguramos de que la central es suficientemente segura ante ellos, entonces la central será también segura bajo cualquier circunstancia. Pero claro, ¿qué es suficientemente segura?

4.2 ¿Qué es "suficientemente segura"?

Tomando un símil de un equipo de diseño de coches, ¿cómo haríamos para que nuestro diseño sea suficientemente seguro? Probablemente se nos ocurra hacer una prueba de impacto para ver cómo se comporta el coche ante un choque. Pero ¿qué choque vamos a elegir? Porque hay diferentes posibilidades: desde el choque más severo que se nos pueda ocurrir (pongamos, 120 km/h) hasta el choque más habitual (30 km/h, velocidad típica en núcleos urbanos). Retomando conceptos de la sección previa, el choque a 120 km/h maximizaría los daños y el choque a 30 km/h tendría la mayor probabilidad. Supongamos que contamos con suficientes recursos para llevar a cabo varias pruebas de impacto y podemos probar al menos diferentes tipos de choque. Empecemos por el coche a 120 km/h. En nuestro primer experimento, concluimos que es casi imposible que el piloto salga ileso, los daños son demasiado graves. En esas condiciones podríamos decir con toda certeza que nuestro coche no es suficientemente seguro, ya que nosotros no queremos que nadie pierda la vida dentro de nuestro coche, aún en el caso más severo. Entonces, la pregunta sería: ¿qué nivel de daño estaríamos dispuestos a asumir para que el coche se considerase seguro? Porque una cosa está clara: si imponemos como criterio que el piloto salga absolutamente ileso del coche ante un choque a 120 km/h nos van a pasar dos cosas: que el coche no es un coche y es un tanque y que su precio es muy posible que esté fuera del mercado. Bien, entonces decidimos que aceptamos, por ejemplo, que podría haber fracturas de hueso que no involucren daños a largo plazo, pero no más. Ese es nuestro criterio de daño. Si queremos cumplirlo, vamos a tener que rediseñar

el coche e incorporar nuevos sistemas de seguridad o mejorar los que ya estén incorporados, sin duda. Una vez que lo hayamos conseguido, bajo nuestro criterio, el coche será suficientemente seguro para choques a 120 km/h. Ahora proseguimos con las pruebas a 30 km/h. ¿Vamos a tener como criterio de daño que puede haber fracturas, pero nada más? Pues no, vamos a ser mucho más estrictos, aquí sí vamos a pedir que el piloto salga ileso. Y rediseñaremos el coche hasta que cumpla con el criterio. Si seguimos probando accidentes y asignándoles a cada uno un daño acorde a su severidad, estaremos construyendo lo que se llama una curva frecuencia-consecuencia (o probabilidad-daño, siguiendo la terminología del capítulo), Figura 4.2.; muy útil para evaluar la seguridad de una tecnología. En la curva, cada tipo de accidente se clasifica por su frecuencia (que es más o menos la probabilidad de que ocurra en un año) y se le asocia el criterio de daño que le hemos asignado (la consecuencia). No aceptaremos ningún resultado por encima de la curva, es decir, no admitiremos daños muy graves en accidentes muy probables. Volviendo a nuestro ejemplo del coche, no aceptaremos daños graves de un accidente a 30 km/h, pero sí de uno a 120 km/h.

Pues bien, los pioneros de la seguridad nuclear hicieron un ejercicio muy parecido, imaginando los accidentes más severos, pero también los más probables, asignando a cada uno de ellos un criterio de cumplimiento basado en su probabilidad. Además, añadieron conservadurismos para estar suficientemente seguros: todas las condiciones iniciales se elegirían como las más penalizantes para cada accidente, incluyendo el llamado “fallo simple” en el cual imponemos como hipótesis que el sistema más importante está indisponible en el momento del accidente. Volviendo al símil del coche, haríamos que el choque a 120 km/h se produjese en una carretera en mal estado y además los frenos no funcionasen, teniendo que contar con un sistema de frenos alternativo al convencional. Y con todo eso, una central nuclear tiene que cumplir con todos los criterios de cada tipo de accidente para poder licenciarse, siguiendo el símil automovilístico, tendría que cumplir las normativas europeas de seguridad de los coches y pasar con éxito los test de seguridad. Eso se denomina “Análisis Determinista de Seguridad”. Todas las centrales del mundo han tenido que pasar por este tipo de licencia y además, han de actualizarla antes de cada recarga, puesto que las condiciones de la central varían (el combustible cambia, los sistemas se actualizan, etc.) y es necesario comprobar que se siguen cumpliendo los

critérios, análogamente a los coches, que periódicamente deben superar sus respectivas ITVs.

Con estos criterios en la mano, el daño más grande que se asumía en un reactor nuclear, provocado por el accidente más grave imaginado (una rotura catastrófica del sistema de refrigeración del reactor), era un daño leve al combustible sin fusión del mismo y sin daño estructural o limitante del mismo, de tal manera que la potencial liberación de radioisótopos era tan pequeña que en ningún caso era necesario el confinamiento o la evacuación de la población. Los reactores nucleares se habían diseñado y rediseñado hasta hacer imposible el denominado “accidente severo” o accidente con daño grave al combustible, con fusión parcial o total del mismo y con liberación de radioisótopos.

FRECUENCIA-CONSECUENCIA PARA DIFERENTES INDUSTRIAS

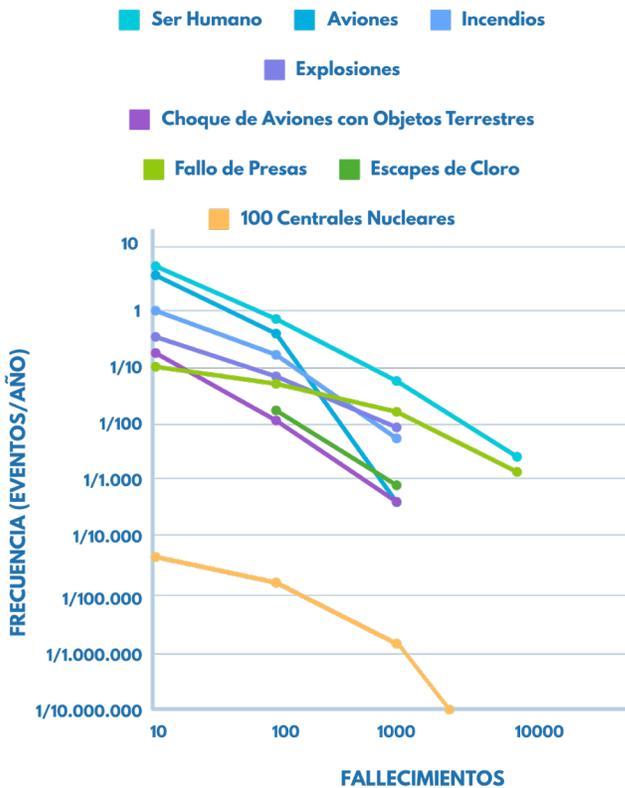
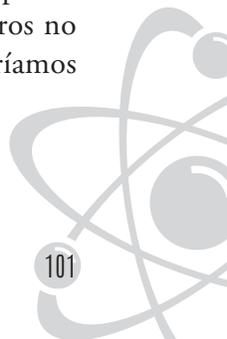


Figura 4.2: Ejemplos de curvas frecuencia-consecuencia para diferentes industrias. Ref: WASH-1400 (USNRC, 1975).

4.3 El accidente de Three Mile Island (1979)

Pero el 28 de marzo de 1979 pasó algo que cambiaría la forma de abordar la seguridad nuclear de las centrales. El reactor nuclear de Three Mile Island II (TMI-II) sufrió un accidente que llevó a la fusión parcial del núcleo, Figura 4.3.; a la evacuación de la población de Harrisburg (unos 70 000 habitantes) y al pánico general por la posibilidad de una supuesta explosión de hidrógeno (procedente de la oxidación de las vainas de combustible, véase el Capítulo 3, especialmente la sección 3.3) en la vasija, que luego se demostró imposible. ¿Cómo podía ser? Los daños producidos estaban muy por encima de los peores esperados en las peores circunstancias. ¿Qué había salido mal? Pues en realidad, el problema es que muchas cosas habían salido mal: una válvula se quedó atascada provocando el escape de vapor (pérdida de refrigerante) en el circuito de refrigeración del reactor, ese fallo no se detectó a tiempo porque la instrumentación no lo permitía, los procedimientos de emergencia no contemplaban la posibilidad de fallos múltiples y los operadores no pudieron hacer frente al accidente como deberían haberlo hecho, el sistema de agua de alimentación auxiliar del secundario estaba indisponible por un error en el periodo de recarga, hubo errores humanos al interpretar el accidente, etc. Es decir, un conjunto de fallos de menor severidad (mecánicos y humanos) habían conseguido derivar en un accidente mucho mayor que el mayor accidente imaginado con el sistema de seguridad más importante deshabilitado (los criterios del Análisis Determinista de Seguridad). La seguridad nuclear nunca volvería a ser la misma. Volviendo al ejemplo del coche: si nosotros ya habíamos certificado que el peor daño posible era una rotura de huesos no muy grave por un accidente a 120 km/h, ¿cómo es posible que alguien nos llame por teléfono para decir que se ha roto todos los huesos con un choque a 30 km/h? Investigando el accidente descubrimos que había aceite de motor en el suelo, una rueda se había pinchado y además el piloto se equivocó de pedal y aceleró en vez de frenar. Y claro, nosotros no habíamos diseñado el coche para esas circunstancias, ¿qué podríamos hacer?



CONFIGURACIÓN DEL ESTADO FINAL DEL NÚCLEO DE TMI-II

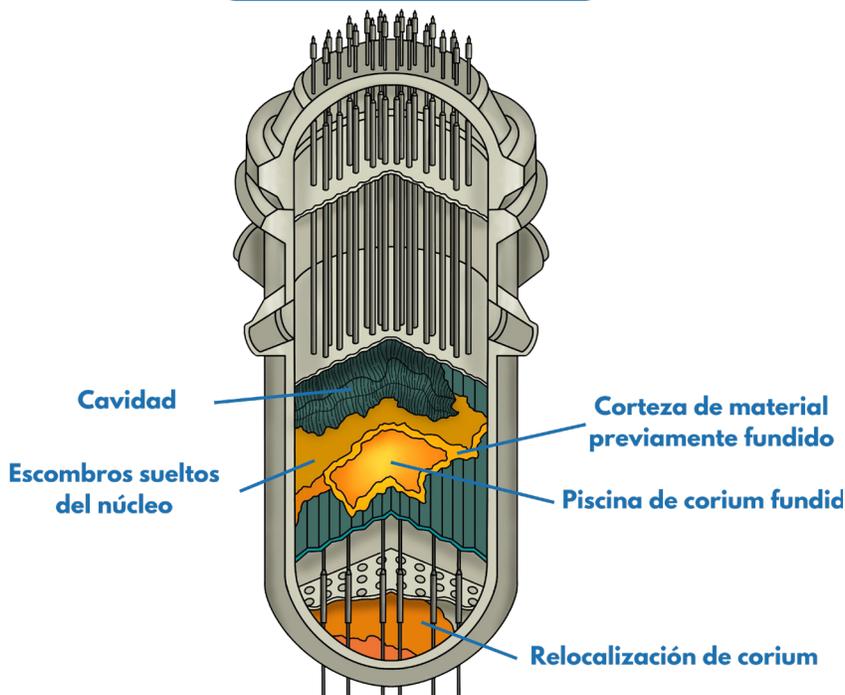


Figura 4.3: Configuración del estado final del núcleo de TMI-2. Ref: NUREG/KM-0001 (Rev. 1) (USNRC, 2016).

El primer cambio que se produjo tras TMI-II fue en la forma en la que los operadores eran entrenados. Los procedimientos de operación se adaptaron para estar basados en síntomas: se tomaban las decisiones en función de lo que iba sucediendo en cada momento, siendo suficientemente flexibles como para adaptarse a un entorno cambiante, contemplando posibles fallos mecánicos y humanos. Para poder compartir información entre centrales y aprender de la experiencia de otros, se creó en EE. UU. el INPO (Institute of Nuclear Power Operations). Además, los operadores comenzaron a ser entrenados en simuladores de alcance total, que emulan la sala de control hasta el detalle más pequeño (incluida la iluminación o el mobiliario). Por otra parte, se comenzó a trabajar a conciencia en establecer planes de

confinamiento y evacuación para la población en caso de emergencia. En algunos países, se instalaron recombinadores autocatalíticos pasivos (PARs) para evitar combustiones de hidrógeno en la contención que pudieran poner en riesgo la integridad estructural de la misma. En Europa, se incentivó la investigación experimental y numérica en accidente severo, con costosos programas como PHEBUS (lanzado en 1988).

Por último, era necesario complementar el Análisis Determinista de Seguridad para poder tener en cuenta este tipo de accidentes como TMI-II: muy improbables, causados por múltiples fallos, con errores humanos y mecánicos, etc. Para ello, se echó mano de un tipo de análisis que ya se empleaba en otras industrias, como la espacial el “Análisis Probabilista de Seguridad (APS)”.

¿Qué aportaba este tipo de análisis frente al anterior? Pues permitía analizar todo tipo de eventos iniciadores, por muy poco frecuentes que fueran (incluyendo terremotos, tsunamis, etc.), con fallos múltiples de cualquier tipo (humanos, eléctricos, mecánicos, etc.) y teniendo en cuenta la combinación de todos los posibles escenarios. Para poder analizar mejor los escenarios, los accidentes se clasifican en “árboles de eventos” como el que podemos ver en la Figura 4.4: En este ejemplo no nuclear, vemos la evolución de un suceso y los diferentes sistemas que tienen que funcionar para que el individuo en cuestión sea capaz de llegar a tiempo a su reunión: debería funcionar el coche, si no funciona entonces el transporte público, si tampoco funciona, hay un amigo que le puede llevar, si esto tampoco funciona pues entonces no hay más remedio que llegar tarde. En el caso de un reactor nuclear lo que nos importa no es llegar tarde a una reunión, sino evitar causar consecuencias radiológicas. Para poder analizar con más detalle el problema, el APS se divide en tres niveles. En el primer nivel, se analizan las secuencias que llevarían al daño grave al combustible. En el segundo nivel, se toman esas secuencias y se analizan las que llevarían a una liberación temprana de radiactividad al exterior de la central (fallo de la integridad de la contención). En el tercer nivel, se evalúan los daños a la población y al medio ambiente que provocarían esas liberaciones de radiación. ¿Qué cambia con respecto al Análisis Determinista? Pues muchas cosas: asumimos que hay accidentes que provocan daño grave al combustible (aunque sean muy poco probables), asumimos que puede haber fallos humanos, indis-

ponibilidades por mantenimiento de equipos, fallos múltiples, fallos de causa común, etc. A cambio, tenemos miles y miles de secuencias, muchas más que las que analizábamos antes. ¿Qué nos importa de ellas? Que esas secuencias que nos llevan a daño grave al combustible sean lo más improbables posible. Es decir, asumimos que existen, no rediseñamos la central por el mero hecho de que existan, sino que nos concentramos en mejorar la seguridad nuclear para que sean lo más improbable posibles. Retomando el ejemplo del coche, asumimos que puede haber accidentes con consecuencias más graves que una rotura de una pierna debido a fallos múltiples o muy improbables, nos concentraremos en mejorar los sistemas de seguridad y los sistemas de ayuda a la conducción del coche para que sean lo más improbable posibles.

EJEMPLO DE ÁRBOL DE EVENTOS

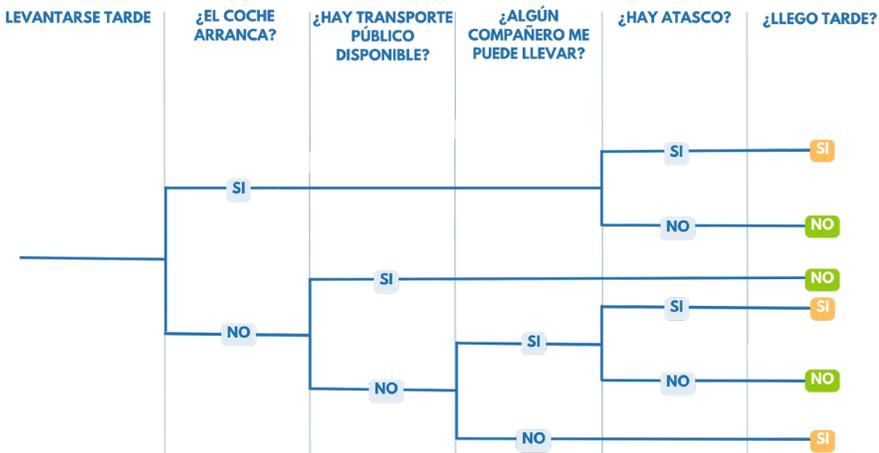


Figura 4.4: Ejemplo de árbol de eventos (Wreathall y Nemeth, 2004).



4.4 El accidente de Chernobyl (1986)

Unos años después, en abril de 1986, otro suceso terrible inunda las portadas de todos los periódicos internacionales: la central nuclear de Chernobyl 4 en la URSS ha sufrido un accidente que ha liberado radioisótopos que se han detectado por toda Europa. Dado el secretismo del momento debido a la Guerra Fría, la información en los primeros días fue muy escasa. Posteriormente se supo que la central había sufrido un accidente de reactividad durante una prueba con el reactor en marcha, desconectando los sistemas de seguridad y violando reiteradamente los procedimientos de operación.

Un accidente de reactividad es un evento que implica el no cumplimiento del primero de los objetivos de la seguridad nuclear citados en la sección 4.1, el control de la potencia del reactor. La temeraria operación del reactor llevó al reactor a un estado de supercriticalidad, es decir, una pérdida del control de la reacción en cadena en la que se estima que la potencia del reactor llegó a ser 100 veces superior a la potencia nominal en cuestión de segundos. El exceso de calor generado provocó una explosión de vapor que destruyó la losa de hormigón que cubría los elementos combustibles (ver Figura 4.5:), liberando cientos de kilogramos de combustible a la atmósfera. En este caso, sí hubo daños a la población y al medio ambiente.

Hasta ahora, solo se ha mencionado la operación indebida del reactor, pero el accidente y sus consecuencias no se pueden entender sin las particularidades del reactor RBMK de Chernobyl. Este diseño se había descartado para aplicaciones civiles en el resto del mundo dada su inestabilidad a bajas potencias, a las que, precisamente, se produjo el accidente de reactividad. De hecho, el diseño del reactor y la gestión del accidente se pueden utilizar para ejemplificar diversos incumplimientos de los conceptos de la defensa en profundidad (diseño sin una contención asimilable a la de reactores PWR/BWR, una de las principales barreras múltiples; diseño inestable; desactivación de los sistemas de seguridad; evacuación retrasada más de veinticuatro horas).

A diferencia del accidente de TMI-II, poco se pudo aprender para mejorar la seguridad del resto de centrales del mundo: eran de otro tipo de diseño que no permitía tal tipo de accidente y era absolutamente imposible operarlas de la manera que se había operado Chernobyl. El

mayor avance fue el nacimiento de un concepto que sería muy útil para entender qué había faltado en Chernobyl: la cultura de seguridad. El otro avance que permitió el accidente fue la creación de WANO (*World Association of Nuclear Operators*), y un claro mensaje de que la seguridad nuclear no conoce fronteras.

Durante los años 90, la industria nuclear puso sus esfuerzos en la actualización de sus reactores en marcha (las llamadas Generaciones I y II) y en el diseño de los reactores nucleares que se empezaron a construir en la década de los 2000: los llamados reactores avanzados de agua ligera que conocerás en el Capítulo 7. Estos diseños parten de las lecciones aprendidas de TMI-II para proponer avances en la seguridad mediante un mayor número de redundancias en los sistemas de seguridad o la incorporación de sistemas pasivos de seguridad. Varios diseños se fueron licenciando en distintos países poniendo en marcha diferentes diseños de reactores en las últimas décadas.



Figura 4.5: La central nuclear de Chernóbil se muestra aquí en mayo de 1986, unas semanas después del desastre. (Crédito de la imagen: Igor Kostin/Laski Diffusion/Getty Images).

4.5 El accidente de Fukushima Daiichi (2011)

En 2011, cuando el interés por la construcción de los reactores avanzados iba en crecimiento en todo el mundo y los planes de nuevos proyectos nucleares se extendían incluso por países que habían abandonado la energía nuclear (Italia) o que no tenían aún ningún reactor (Egipto), se produjo un terremoto de 9.1 grados en la escala Richter a 100 kilómetros de la costa este de la isla de Honshu en Japón. Tras el terremoto, todas las centrales nucleares afectadas por el sismo pararon automáticamente los reactores y comenzaron a refrigerarse por los sistemas de seguridad alimentados por los generadores diésel de emergencia, puesto que el noreste de la isla se quedó sin electricidad tras el terremoto. Pero 46 minutos después, un tsunami con olas de hasta 15 m impactó la central nuclear de Fukushima Daiichi, inhabilitando los generadores diésel y dejando a la central sin ningún suministro interno o externo de electricidad.

La naturaleza del accidente de Fukushima fue radicalmente diferente a la del accidente de Chernobyl. En este caso, el reactor se mantuvo en un estado subcrítico gracias a los sistemas de control, sin embargo, la pérdida total del suministro de electricidad comprometió el segundo de los objetivos de la seguridad nuclear listado en la sección 4.1, la correcta refrigeración de los elementos combustibles. Sin electricidad, los sistemas de seguridad no podían extraer suficiente potencia de los reactores para compensar el calor residual asociado a la desintegración de los isótopos radiactivos presentes en el núcleo del reactor. En una secuencia lenta, que duró entre uno y varios días, tres de los seis reactores de Fukushima Daiichi alcanzaron temperaturas lo suficientemente altas para acelerar la reacción entre el combustible y el vapor de agua, resultando en la degradación del núcleo. Si vuelves a la sección 3.4, podrás ver de nuevo el detalle de esta reacción química fuertemente exotérmica, en la que, además, se genera hidrógeno. La acumulación de hidrógeno, que alcanzó mezclas inflamables con el oxígeno presente en el aire, hizo explotar los edificios del reactor (son los edificios que cubren las contenciones de ese tipo de reactor) de las unidades uno, tres y cuatro (Figura 4.6:), comprometiendo el último de los objetivos de la seguridad nuclear, el confinamiento de la radiación.

Según la UNSCEAR, el organismo cualificado de Naciones Unidas para el estudio de la exposición de la población a la radiación ionizante, las liberaciones de cesio-137 y iodo-131 (los dos isótopos más relevantes

para cuantificar el impacto radiológico) fueron un 20% y un 10% del total que se liberó en Chernobyl, respectivamente. Además, al contrario que en Chernobyl, no se liberó plutonio, uranio u otros elementos con radiactividad a largo plazo, lo que limitó el impacto al medio ambiente y facilitó enormemente los trabajos de desmantelamiento y descontaminación. También al contrario que en Chernobyl, la evacuación fue realizada en tiempo y forma, pese a las dramáticas circunstancias en las que se encontraba el país, tras el terremoto y el tsunami, lo que permitió que el impacto radiológico a la población fuese radicalmente diferente a la del accidente del reactor soviético. Según la UNSCEAR, ni hay ni se esperan consecuencias a largo plazo sobre la salud de las personas directamente asociadas con los efectos de la radiación ionizante. Lejos de usar este dato para banalizar las consecuencias del mayor accidente de la historia de los reactores nucleares de diseño occidental, debes de tener en cuenta que el impacto del accidente a nivel económico y social fue considerable. Como consecuencia inmediata del accidente, la evacuación de la población tuvo un impacto acreditado en la salud de las personas evacuadas. A nivel general, las consecuencias del accidente mantuvieron los reactores nucleares de Japón parados por una década y cambiaron las perspectivas positivas de la industria a nivel global.

Al igual que en el accidente de TMI-II, fueron varias las lecciones aprendidas que permitieron mejorar la seguridad nuclear de todos los reactores a nivel mundial. En primer lugar, la preparación de los reactores ante cualquier evento catastrófico que inhabilitara temporalmente el suministro eléctrico y la refrigeración adecuada del combustible. Para ello, en muchos países se implementó un Centro de Apoyo de Emergencias (CAE) centralizado (en el caso español, se encuentra en Tecnatom, en la Comunidad de Madrid), para dar respuesta inmediata a un accidente y poder llevar equipamiento de emergencia al emplazamiento en menos de 24 h. En segundo lugar, la creación de Centros Alternativos de Gestión de Emergencias (CAGE) en el emplazamiento de las centrales. Por último, la instalación de sistemas de venteo filtrado y recombinadores autocatalíticos pasivos (PARs) en las centrales que no los hubiesen instalado tras TMI para evitar, por una parte, los venteos con altas emisiones de radioisótopos y, por otra, las combustiones de hidrógeno que pusieran en riesgo la contención.

Si asimilamos las mejoras Post-Fukushima al ejemplo del coche en la sección 4.2, sería como si tras un mediático accidente en el que un coche cae al río, la sociedad demanda a los fabricantes de coches que se instalen

chalecos inflables bajo los asientos de los coches ya que se ha demostrado que ese tipo de accidentes, aunque terriblemente improbables en localizaciones lejanas a los ríos, son posibles. Desde el punto de vista de los análisis de seguridad, lo que demuestra Fukushima no es que no hemos sido capaces de capturar eventos así con el APS⁵ (ya que secuencias como las de Fukushima estaban contemplados en el mismo, aunque eran muy infrecuentes), sino que la pregunta de “¿qué es suficientemente segura?” está afectada por la percepción del riesgo de la sociedad en su conjunto y no sólo por su cuantificación; los “números” que verás en la sección 9.2 y en la Figura 9.6. La cuantificación del riesgo, el número matemático, de que un coche se hunda en un río no es mayor que antes, sin embargo, el cambio en la percepción de este riesgo puede provocar un cambio en los estándares de diseño de los coches.



Figura 4.6: Imagen aérea de dos reactores de la central de Fukushima Daiichi después del accidente, Japón. | AFP.

5 De hecho, algunas de las principales mejoras post-Fuskushima, como los PARs, ya estaban instalados años antes del accidente de Fukushima en las centrales nucleares belgas y alemanas.

Como conclusión a este breve capítulo, la seguridad nuclear es un elemento clave para la operación segura de las centrales nucleares, no solo durante su fase de explotación, sino desde su mismo diseño. Los accidentes nucleares históricos (TMI II, Chernobyl y Fukushima Dai-ichi) nos han enseñado valiosas lecciones que han conseguido que los reactores sean cada vez más seguros, tras la implementación de numerosas medidas como respuesta a los retos que dichos eventos ponen sobre la mesa. Además, la percepción del riesgo es un factor fundamental para fijar cuándo un diseño es “lo suficientemente seguro”. Conocer mejor cómo respondería una central nuclear a distintos eventos indeseados, puede cambiar por completo tu percepción del riesgo sobre los mismos, y esperamos que las píldoras que se dan en este capítulo te motiven a saber más.

Por último, destacar que las mejoras post-Fuskushima demuestran que la seguridad nuclear es una disciplina altamente inconformista y en revisión continua, que siempre busca implementar las lecciones aprendidas para seguir mejorando los estándares de las centrales nucleares. De hecho, los reactores del futuro aceptan el reto de ser aún más seguros que las plantas en operación, pero ese es un tema que se tratará en el Capítulo 7.

4.6 Referencias, bibliografía y otros recursos

4.6.1 Para saber más

En la Figura 4.7 y en la Figura 4.8 se pueden ver ejemplos de esquemas de los sistemas de inyección de seguridad de reactores PWR y BWR. Para más información, consultar las referencias [1], [2] y [3].



SISTEMA DE INYECCIÓN DE SEGURIDAD DE UN REACTOR PWR

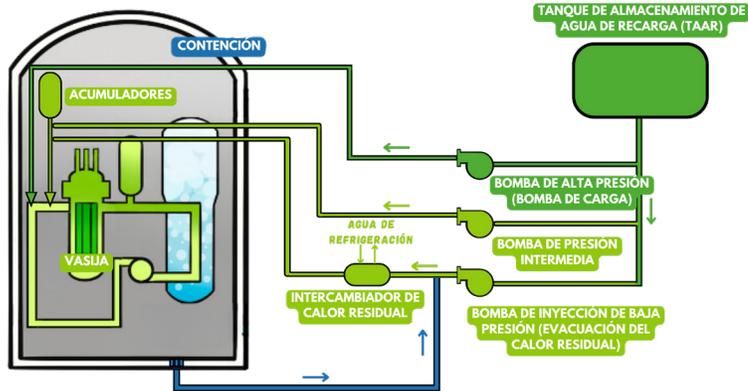


Figura 4.7: Sistema de inyección de seguridad de un reactor PWR. Fuente: USNRC, 2003a.

SISTEMA DE INYECCIÓN DE SEGURIDAD DE UN REACTOR BWR

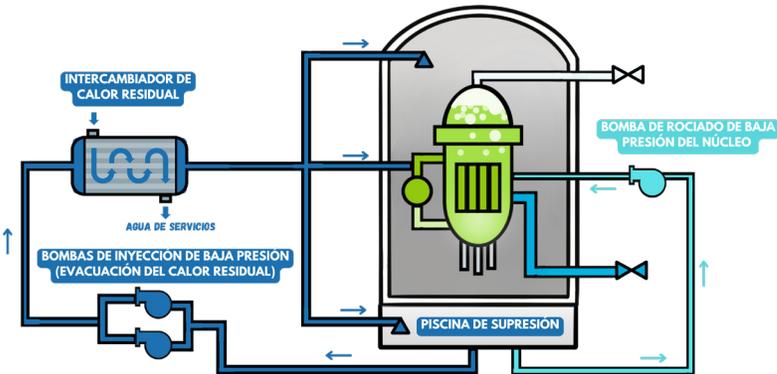


Figura 4.8: Sistema de inyección de baja presión en un reactor tipo BWR. Fuente: USNRC, 2003b.

- [1] Hewitt, G.F. y Collier, J.G. 2000. Introduction to Nuclear Power. Taylor & Francis.
- [2] USNRC. 2003a. Pressurized Water Reactor (PWR) Systems. <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/04.pdf>

- [3]  USNRC. 2003b. Boiling Water Reactor (BWR) Systems. <https://www.nrc.gov/reading-rm/basic-ref/students/for-educators/03.pdf>

4.6.2 Fuentes de información

- [4]  IAEA. 1999. BASIC SAFETY PRINCIPLES FOR NUCLEAR POWER PLANTS 75-INSAG-3 Rev. 1. INSAG-12. https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P082_scr.pdf
- [5]  March, P. y Simondi-Teisseire, B. 2013. Overview of the facility and experiments performed in Phébus FP. *Annals of Nuclear Energy*, Volume 61, November 2013, Pages 11-22. <https://doi.org/10.1016/j.anucene.2013.03.040>
- [6]  USNRC. 1975. Reactor Safety Study. Reactor safety study. An assessment of accident risks in U. S. commercial nuclear power plants. Executive summary: main report. WASH-1400-MR; NUREG-75/014-MR. <https://doi.org/10.2172/7134131>
- [7]  USNRC. 2016. *Three Mile Island Accident of 1979 Knowledge Management Digest*. NUREG/KM-0001 (Rev. 1). <https://www.nrc.gov/docs/ML1616/ML16166A337.pdf>
- [8]  Wreathall, J. y Nemeth, C. P. 2004. Assessing risk: The role of probabilistic risk assessment (PRA) in patient safety improvement. *Quality and Safety in Health Care* 13(3):206-12. <http://dx.doi.org/10.1136/qhc.13.3.206>

CAPÍTULO 5

- Protección Radiológica

Autora: Cristina Trull Hernandis

Revisora: Elisa Gil Crespo

Este capítulo aborda una disciplina común a las diversas aplicaciones de la tecnología nuclear, la protección radiológica. Bien sea para la operación normal de las centrales nucleares descritas en el Capítulo 2, para diseñar las medidas de protección del concepto de defensa en profundidad descrito en el Capítulo 4, o para las múltiples aplicaciones de la nuclear en hospitales, museos o industrias a las que llegarás en el Capítulo 8, será fundamental comprender el impacto que tienen las radiaciones sobre nuestro organismo y las medidas de prevención a las que se recurre para protegernos de los riesgos y efectos de las radiaciones ionizantes. De todo esto se encarga la protección radiológica, cuyos principios navegarás en este capítulo. Antes de llegar a la parte central del capítulo, dónde se explican las principales medidas para reducir el riesgo radiológico, se describirá como interacciona la radiación con el organismo, así como la forma de cuantificar y medir las dosis de radiación. Después de todas las definiciones conceptuales de los principios de la protección radiológica, el capítulo se cierra con la presentación de dos casos de aplicación.

«Para que una tecnología tenga éxito, la realidad debe prevalecer sobre las relaciones públicas: no se puede engañar a la Naturaleza.»

Richard P. Feynman, premio Nobel de Física (1965) por sus trabajos en electrodinámica cuántica. Participante en el proyecto Manhattan.

5.1 Interacción de las radiaciones con el organismo

Para comprender fácilmente cuál es la interacción que tiene la radiación ionizante con las células biológicas de nuestro cuerpo, es conveniente repasar los conceptos de exposición: acción y efecto de someterse a radiaciones ionizantes; y fuentes radiactivas: desde donde se origina la exposición.

5.1.1 Irradiación y contaminación. Vías de incorporación

Los tipos de exposición se clasifican en función de dónde se encuentra la fuentes radiactivas con respecto al organismo.

Cuando se encuentra en el exterior, a una cierta distancia del cuerpo, el tipo de exposición se conoce como irradiación; mientras que, cuando se encuentra en contacto con el organismo (ya sea de forma interna o externa), se trata de contaminación.

En los casos en que la fuentes radiactivas es incorporada al organismo se habla de contaminación interna, existiendo tres vías de incorporación a nuestro organismo: que la fuentes radiactivas sea inhalada, ingerida, o que acceda al cuerpo a través de una herida abierta [1].

Por último, en el caso de que la fuentes radiactivas entre en contacto con el organismo, quedando depositada sobre la piel, pelo o ropa de la persona, se está produciendo contaminación externa.

TIPOS DE EXPOSICIÓN

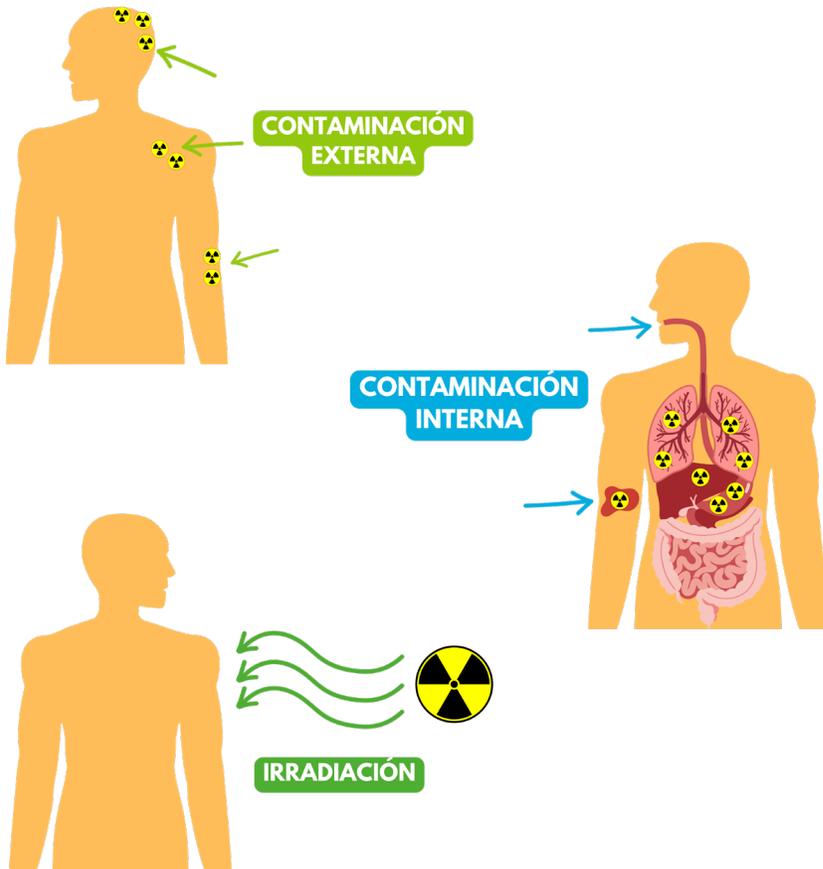


Figura 5.1: Tipos de *exposición*.

La Figura 5.1 ilustra los tipos de exposición a radiaciones ionizantes que pueden darse.

Entonces, ¿qué relación hay entre la contaminación y la irradiación? La respuesta es que la contaminación produce irradiación, ya que, mientras perdure la contaminación radiactiva, el organismo está sometido a la acción y efecto de las radiaciones ionizantes. Por el contrario, estar siendo irradiado no implica que haya contaminación.

Veamos algunos ejemplos de los distintos tipos de exposición a fuentes radiactivas. Un ejemplo es cuando vas al médico y te realizan una

radiografía, tu organismo está siendo irradiado desde una fente radiactiva localizada en el exterior del cuerpo (la fuente rayos X), sin entrar en contacto contigo. Otro ejemplo de irradiación es la que recibimos debido a la incidencia de los rayos cósmicos sobre la Tierra, que aumenta a medida que te alejas del nivel del mar.

Por otro lado, ejemplos de contaminación radiactiva interna son los tratamientos de medicina nuclear que introducen un radiofármaco en el organismo o la exposición al gas radón y su progenie, que tienden a acumularse en el aire interior de espacios cerrados y son habitualmente incorporados al organismo por inhalación [2]. Si este gas es un desconocido para ti, hacia el final del capítulo profundizaremos un poco más sobre él.

Por último, estaríamos ante un ejemplo de contaminación radiactiva externa si el radiofármaco utilizado en un tratamiento médico se derrama sobre la piel, la ropa o el pelo. Como hemos visto, todos los ejemplos son tipos de exposiciones, pero no todos los casos se asocian a una contaminación.

5.1.2 Interacción de las radiaciones ionizantes con el tejido biológico y efectos

Ya conocemos qué tipos de exposiciones pueden darse en función de dónde esté localizada la fente radiactiva, pero ¿qué efectos tienen estas exposiciones sobre nuestro organismo?

Cuando la radiación ionizante entra en contacto con el organismo, una parte de su energía queda depositada a su paso y es absorbida por el material biológico. Estas interacciones provocan daños celulares que se originan de dos formas distintas [3].

- **Efecto directo.** La radiación afecta de forma directa sobre los átomos de los componentes críticos de la célula, como la doble hélice del ADN. Los átomos se ionizan, o pasan a un estado de excitación, que conduce a una serie de interacciones físicas y químicas que provocan daños biológicos.
- **Efecto indirecto.** Cuando las radiaciones ionizantes interactúan con otras moléculas y átomos de la célula, se producen radicales libres que aumentan su reactividad. Este efecto se produce principalmente sobre las moléculas de agua, ya que compone cerca

de un 80% de la célula. Los radicales libres formados rompen los enlaces químicos de la célula y producen alteraciones químicas que pueden dañar sus componentes críticos ocasionando daño celular.

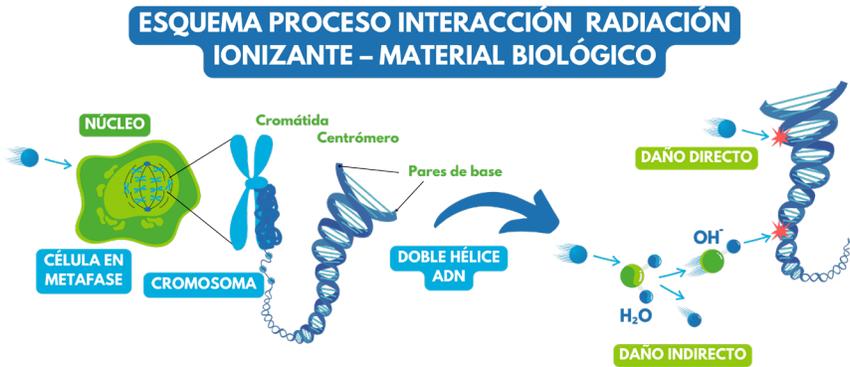


Figura 5.2: Esquema proceso interacción radiación ionizante - material biológico.

La Figura 5.2 ilustra la interacción de la radiación ionizante sobre la materia y su efecto.

Estos efectos provocan daños en nuestro organismo, pero ¿a qué nos referimos cuando hablamos de daño? Este concepto hace referencia a que se ha producido algún grado de cambio negativo (anomalía funcional o estructural de la célula), pero no implica que haya un efecto nocivo que vaya a expresarse como lesión.

Entonces, ¿qué implican estos daños? Dependerá del tipo de cambio infringido sobre la célula. Si es irreversible y, por tanto, no puede repararse, lleva a una muerte celular y se conoce como daño letal. Cuando el daño puede revertirse se conoce como daño subletal, no obstante, de no repararse a tiempo puede acumularse con otros daños subletales. Cuando se producen este tipo de daños intervienen mecanismos de reparación que pueden incluir o no ciertos errores, lo que da lugar a tres escenarios: que la reparación sea total y la célula vuelva a su estado normal, que la célula se repare, pero haya sido transformada, o que los mecanismos no consigan reparar la célula y finalmente se produzca daño letal y muerte celular (Ver figura 5.3).

La última pregunta que debemos hacer es, ¿podemos saber si estos daños se van a producir? Por un lado, si la exposición a las ra-

diaciones ionizantes produce la muerte celular de un gran número de células de un órgano o tejido aparecen los efectos deterministas, como serían el caso de quemaduras, cataratas, esterilidad, alopecia, etc. Estos efectos se dan a partir de cierto nivel de exposición, lo que se conoce como umbral de dosis, siendo la gravedad de estos efectos proporcional a la cantidad de radiación a la que el individuo ha sido expuesto. Estos efectos son somáticos, es decir, los padece únicamente el individuo que ha sufrido la exposición y se manifiestan a corto-medio plazo.

Por otro lado, los efectos estocásticos, como el cáncer, no tienen un valor de dosis umbral por debajo del cual pueda asegurarse su ausencia⁶. En este caso, la gravedad del efecto no depende del nivel de exposición, si no que la probabilidad de que aparezcan es proporcional a este nivel de exposición. Estos efectos aparecen a largo plazo y proceden de la acumulación de células transformadas, producto de los mecanismos de reparación que inducen errores durante el proceso de reparación. Son efectos apreciables tanto sobre el individuo expuesto (somáticos) como en su descendencia (hereditarios)⁷ [4].

6 Aunque debido a la dificultad de encontrar estudios estadísticamente significativos para dosis muy bajas, y por un principio de prudencia la hipótesis lineal es la que se utiliza, la hormesis presenta cierta evidencia en humanos y animales y no puede descartarse empíricamente.

7 Es importante destacar que los efectos hereditarios de la radiación son mucho menores de lo inicialmente esperado y no se consideran, por lo general, relevantes. Un ejemplo de esto es cómo tras los estudios que se hicieron sobre víctimas de Hiroshima y Nagashaki o Chernobyl, los coeficientes ICRU-60 correspondientes a las gónadas fueron reducidos de forma relevante en la revisión ICRU-103.

CONSECUENCIAS Y EFECTO DE LOS DAÑOS AL ADN

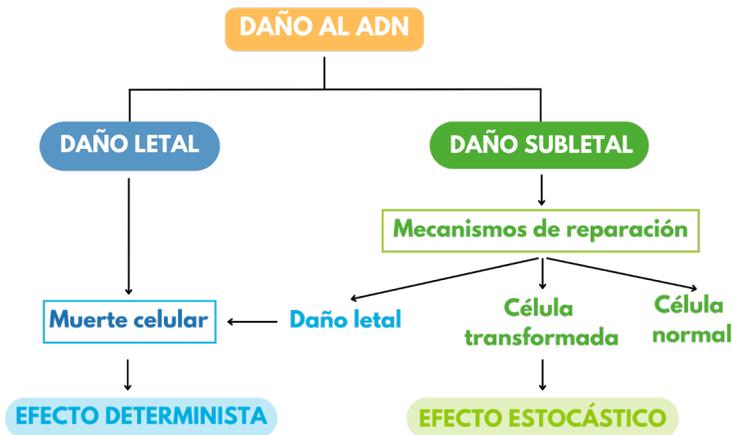


Figura 5.3: Consecuencias y efectos de los daños al ADN.

La Figura 5.3 esquematiza y relaciona el concepto de daño con los procesos y efectos derivados del mismo.

5.1.3 Clasificación de las radiaciones según su procedencia

Para protegernos de los efectos adversos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes es necesario identificar su procedencia y, así, estar en posición de interponer medidas de protección ante cada fuente de exposición que nos afecte.

Las fuentes radiactivas son clasificadas según su origen en fuentes naturales y artificiales: [2]. Por una parte, las fuentes artificiales se utilizan y desarrollan para su uso en diversas aplicaciones en campos como son la medicina, la agricultura, la industria (civil o militar) y también con fines docentes y de investigación, como se verá con más detalle en el Capítulo 8. Por otra parte, se encuentran las fuentes naturales que provienen del espacio exterior y de los materiales radiactivos terrestres de la corteza y el núcleo. Más de un 80% de la exposición total que recibe la población procede de fuentes naturales, entre las que se encuentran, como ya hemos mencionado en este capítulo, los rayos cósmicos, los radioisótopos presentes en suelos,

alimentos y bebidas (como el potasio-40, uranio-238 y torio-232), así como el gas radón, siendo éste el principal contribuyente a esta exposición natural. La Figura 5.4 indica el porcentaje del total de exposición derivado de cada fuente según su origen.

DISTRIBUCIÓN MUNDIAL DE LA EXPOSICIÓN A FUENTES DE RADIACIÓN



Figura 5.4: Distribución mundial de la exposición a fuentes de radiación.

Para contabilizar el posible perjuicio que estas exposiciones tienen sobre la población se recurre al concepto de Detrimiento Radiológico (más adelante veremos para qué se utiliza). Éste define el perjuicio que podría ser eventualmente experimentado por un grupo que sufre una exposición, incluyendo el perjuicio sobre su descendencia. Tiene en cuenta tanto la probabilidad de aparición, la gravedad del efecto como el tiempo transcurrido hasta que se éste manifiesta [4].

5.2 Detección y medida de las radiaciones

Para protegernos, además de conocer fuentes potenciales de procedencia, habrá que saber a qué niveles podríamos estar expuestos, es decir, necesitamos medir la radiación a la que estamos expuestos.

En esta sección veremos cómo y con qué medimos las radiaciones ionizantes. Así, nos encontraremos con conceptos con los que quizá el lector ya esté algo familiarizado, como desintegración, bequerelio o dosis, así que: ¡vamos a ello!

5.2.1 Magnitudes y unidades

Una pregunta que se nos puede estar planteando es cómo se mide la cantidad de radiactividad, en adelante actividad. Esto se realiza contabilizando las desintegraciones radiactivas que se dan por unidad de tiempo.

Repasemos el concepto de desintegración radiactiva visto en el Capítulo 1: proceso de transformación del núcleo atómico de un isótopo y procesos en los que los núcleos atómicos se transforman como resultado de una interacción entre partículas o núcleos atómicos. Si somos capaces de registrar las partículas o la energía emitida durante este proceso, es posible relacionarlo con el número de desintegraciones radiactivas y, por tanto, contabilizar las radiaciones.

La unidad del Sistema Internacional utilizada para medir la actividad es el bequerelio (Bq), equivalente a una desintegración por segundo. Otra unidad que podemos encontrarnos habitualmente, aunque más en desuso, es el Curio (Ci), que corresponde al número de desintegraciones que presenta un gramo de radio-226 por segundo (o $3.7 \cdot 10^{10}$ Bq) [1].

Aunque no es posible saber en qué instante se desintegrará cada átomo en particular de un isótopo, sí se conoce qué fracción de un conjunto de estos átomos se desintegrará por segundo. Esta fracción es característica de cada isótopo y se mantiene invariable ante cambios en las condiciones físicas o químicas como la temperatura y la presión. Por tanto, es posible especificar el tiempo que tarda

una fracción de muestra de cada tipo de isótopo en desintegrarse. El concepto que refiere a este tiempo se conoce como periodo de semidesintegración ($T_{1/2}$), que corresponde con el tiempo necesario para que la mitad de los átomos de una muestra decaigan, tal y como se explicó en la sección 1.2.

Ya sabemos cómo medir la radiación emitida por una fuente, pero ¿qué parte recibe el organismo y cuánto daño puede hacernos? La magnitud física de medida utilizada es la dosis. Cuando hablamos de dosis absorbida se trata de la energía depositada por unidad másica del medio irradiado y se mide en Grays (Gy), equivalentes a J/kg [1]. Si particularizamos qué tipo de radiación es la que genera la exposición, estaremos hablando de dosis equivalente, medida en Sieverts (Sv), que equivalen también a J/kg. Esta magnitud tiene en cuenta el efecto de cada tipo de radiación sobre los tejidos vivos. Si además se especifica el efecto particular de cada radiación sobre el tipo de órgano o tejido que está siendo expuesto, hablaremos de dosis efectiva, también medida en Sieverts.

Todas estas magnitudes, representadas en la Figura 5.5, se utilizan para medir la cantidad de radiación y el efecto que se percibe de una exposición.



TIPOS DE DOSIS DE RADIACIÓN

LOS COPOS DE NIEVE REPRESENTAN LA RADIACIÓN

El daño biológico causado por la energía absorbida se conoce como dosis equivalente.

Sievert (Sv)

DOSIS EQUIVALENTE

Sievert (Sv)

Daño producido en función del número y tamaño del copo de nieve.

DOSIS EFECTIVA

Sievert (Sv)

Daño producido a la persona en función del número y tamaño de los copos de nieve que impactan en el cuerpo y de la parte del cuerpo con la que impacta.



ACTIVIDAD

Becquerel (Bq)

Cantidad de copos de nieve que cae.

La **DOSIS** es la cantidad de energía absorbida.

Gray (Gy)

DOSIS ABSORBIDA

Gray (Gy)

Número de copos de nieve que impactan en el cuerpo.

Figura 5.5: Tipos de dosis de radiación.

5.2.2 Aparatos de medida

Ya conocemos cómo contabilizar y medir la radiación y sus efectos, pero ahora la pregunta es, ¿cómo detectamos la radiación? Para evaluar y vigilar el impacto radiológico de las radiaciones se utilizan diferentes tipos de dispositivos que miden tanto la dosis como la tasa de dosis (dosis por unidad de tiempo) [5].

Por una parte, están los monitores, que se utilizan para realizar medidas de vigilancia radiológica del entorno, es decir, en aplicaciones de dosimetría ambiental o de área. Se diferencian dos tipos de monitores, de radiación y de contaminación.

Ejemplos de los monitores de radiación, utilizados para medir las dosis o tasas de dosis externas, son los monitores de área (en detección de rayos gamma y rayos X), monitores de neutrones, contadores Geiger (detector de ionización), etc. Los monitores de contaminación miden la presencia de radioisótopos no deseados sobre superficies, de entre los que destacan los monitores de manos y pies.

Por otra parte, cuando la dosimetría se realiza de forma periódica, contabilizando la dosis acumulada, se denomina dosimetría personal y utiliza como dispositivos de medida dosímetros. Éstos pueden ser de lectura directa o DLD (detector de ionización o de semiconducción), que proporcionan dosis y dosis acumulada en cada instante, o de lectura indirecta, como los dosímetros de termoluminiscencia o TLD; que miden la energía liberada al calentarlos tras haber sido expuestos a radiaciones. Estos dosímetros necesitan un proceso posterior de lectura, sin embargo, dada su alta calidad y fiabilidad son los que se utilizan para la dosimetría oficial.

La Figura 5.6 muestra ejemplos de los tipos de dosímetros habitualmente utilizados en estimaciones de dosis y tasa de dosis.



DISPOSITIVOS DE MEDIDA Y TASA DE DOSIS.



*Imágenes de Mirion Technologies, TecnaSA



Figura 5.6: Dispositivos de medida *dosis* y tasa de *dosis*: monitores y dosímetros.

5.3 Prevención del riesgo

Conocidos los efectos que las radiaciones ionizantes tienen sobre el material biológico y cómo se cuantifican los niveles de exposición derivados, podemos definir la protección radiológica como aquella disciplina que se encarga de proteger a los seres humanos y el medio ambiente de los posibles riesgos asociados a las exposiciones radiactivas.

5.3.1 Principios básicos de PR

La Comisión Internacional de Protección Radiológica, también conocida por sus siglas en inglés como ICRP, es una asociación científica que emite recomendaciones y presta asesoramiento acerca de todos los

aspectos relacionados con la protección radiológica y los efectos biológicos originados por las radiaciones ionizantes. Normativas internacionales y nacionales se basan en estas recomendaciones en materia de protección radiológica, que aplican sobre las prácticas (actividades humanas que den lugar a un aumento de la exposición global a las radiaciones), como serían el uso de sustancias radiactivas con fines médicos o la exposición en lugares de trabajo (como hospitales o minería).

Las recomendaciones de la ICRP fundamentan los sistemas de protección radiológica sobre tres principios básicos [6]:

- **Justificación:** Solo deben llevarse a cabo aquellas prácticas que supongan un beneficio neto positivo para el individuo o la sociedad, compensando el detrimento ocasionado.
- **Optimización:** Las exposiciones derivadas de una práctica deberán mantenerse tan bajas como sea razonablemente posible, para lo que se consideran tanto factores económicos como sociales.
- **Limitación de dosis:** La exposición derivada de todas las prácticas a las que se expone un individuo no superará los límites de dosis establecidos, controlando así que no puedan llegar a exponerse a riesgos que en situaciones normales son considerados inaceptables.

Con todo, el objetivo de un sistema de protección radiológica es prevenir ante la aparición de efectos deterministas, asegurando simultáneamente que se tomen todas las medidas pertinentes para limitar la aparición de efectos estocásticos, definidos en la sección 5.1.2 de este capítulo.

A continuación, se profundiza en cada uno de los principios básicos.

- **Justificación**

Para justificar el uso de las radiaciones ionizantes, es necesario el cálculo del beneficio neto derivado de aplicar una práctica. Éste se estimará a partir de la diferencia entre el beneficio bruto y la combinación de los costes asociados [7].

Los beneficios incluyen tanto los que repercuten sobre un individuo en particular como sobre la sociedad, mientras que los costes equivalen a todos los aspectos negativos derivados de aplicar dicha práctica. Esta parte comprende los propios costes de protección

radiológica, costes de producción (que incluyen los riesgos no radiológicos) y el coste que supone el detrimento radiológico para la sociedad.

Destacar que el detrimento radiológico combina la probabilidad y gravedad del perjuicio y el tiempo transcurrido hasta que se expresa. Se utiliza para estimar el riesgo de que se reduzca la vida o la calidad de vida de una parte de la población por exposición a radiaciones ionizantes. En los casos en que el balance coste-beneficio indicado sea negativo no se autorizará la aplicación de la práctica.

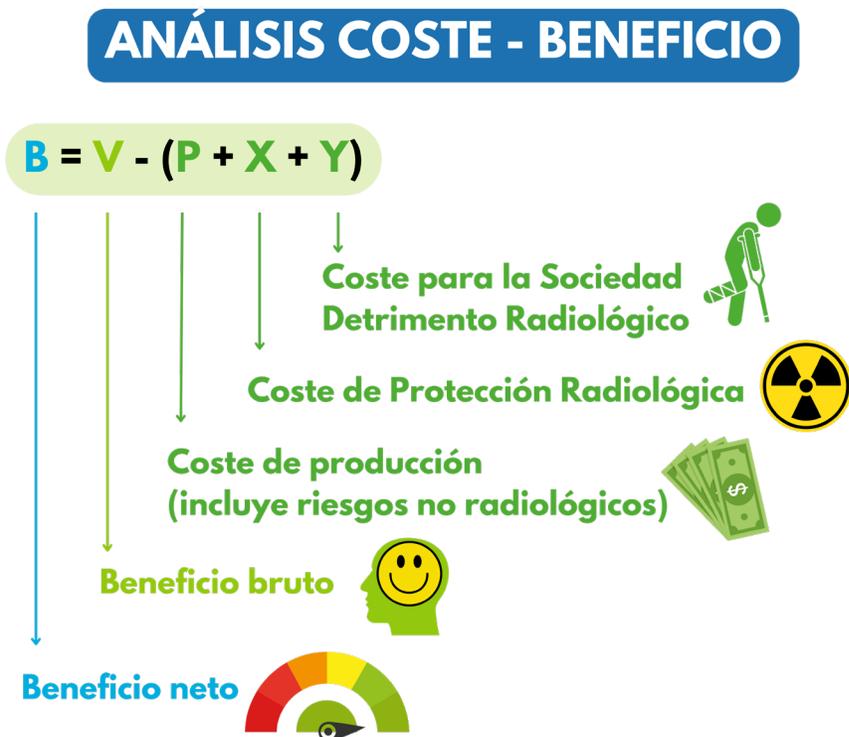


Figura 5.7: Análisis coste-beneficio. Principio de justificación.

- **Optimización**

El principio de optimización se basa en reducir las exposiciones al nivel más bajo que sea razonablemente posible o, como el acrónimo inglés ALARA: “*As Low As Reasonably Achievable*”. Con ello, este criterio se centra en reducir en la medida de lo posible las dosis individuales,

el total de personas expuestas y la probabilidad de que se produzcan exposiciones en los casos en que no haya una certeza de que vayan a recibirse.

Cabe destacar que este criterio aplica a la fase de diseño de una práctica, en la revisión de prácticas ya existentes y durante las fases de ejecución posteriores [7].

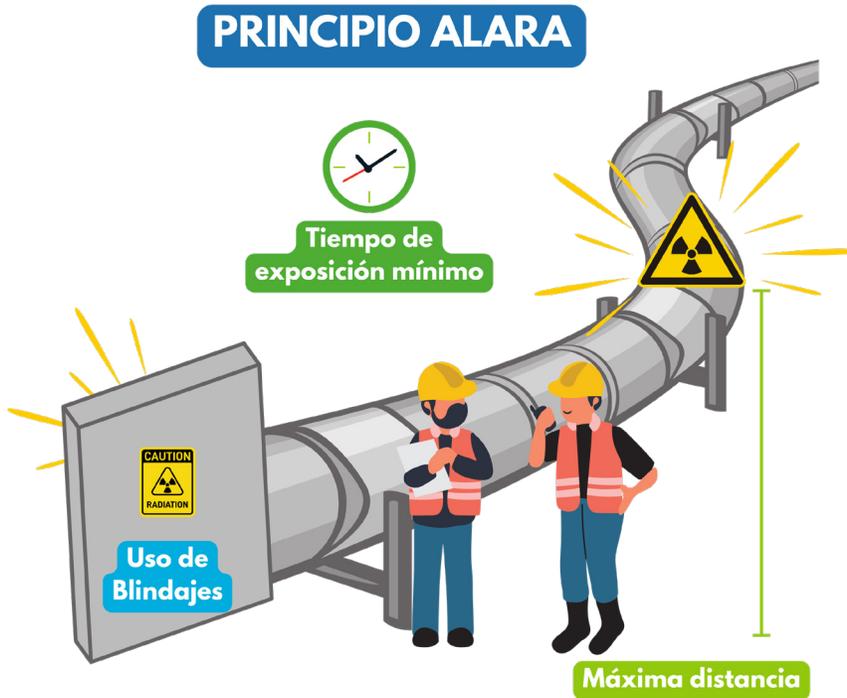


Figura 5.8: Principio ALARA para reducción de la dosis.

Las medidas generales utilizadas para cumplir el criterio ALARA en protección radiológica son la distancia, el tiempo y el blindaje (que pueden verse en la Figura 5.8):

- **Distancia:** la exposición a las radiaciones disminuye a razón del cuadrado de la distancia que se interponga entre la fente radiactiva y el individuo expuesto. Por tanto, si alguien se encuentra a dos metros de una fente radiactiva que provoca irradiación, la dosis que recibirá esta persona es una cuarta parte de la que recibiría a un metro de distancia.

- **Tiempo:** invertir el menor tiempo posible a la hora de desempeñar una práctica reduce de forma proporcional la dosis recibida. Minimizar los tiempos de exposición se consigue a partir de entrenamiento, formación y planificación para exponer a los individuos en periodos tan cortos como sea posible.
- **Blindaje:** Cuando la combinación de las medidas de distancia y tiempo no es suficiente, se utilizan materiales absorbentes que al interponerse entre el individuo y la fente radiactiva actúan como blindaje, como por ejemplo los chalecos de plomo.

En prácticas médicas con fines de tratamiento o diagnóstico, el beneficio y el detrimento derivados de la exposición a radiaciones recae sobre el propio individuo. Un ejemplo de este tipo de prácticas serían las radiografías que nos hacemos en el dentista para planificar una intervención como una extracción dental. En estos casos la dosis a recibir por parte del paciente se limita al nivel mínimo que sea compatible con un diagnóstico y tratamiento de calidad.

Sin embargo, en el resto de las prácticas puede darse en una falta de equidad entre los individuos involucrados. La población no se expone de forma uniforme ante la aplicación de ciertas prácticas, no recayendo sobre los mismos individuos el beneficio y detrimento generados.

Un ejemplo de estas situaciones sería la exposición de acompañantes que, de manera voluntaria, ayudan en exploraciones médicas a confortar a los pacientes o en tareas de sujeción y cuidados. Por lo tanto, en este caso el beneficio de la práctica no recae sobre el acompañante, mientras que la exposición sí tiene un detrimento asociado para la persona. Por ello, en estos casos se incorpora al proceso de optimización las restricciones de dosis, limitando así este tipo de desigualdades. Existen restricciones interpuestas para reducir el riesgo de exposición del entorno de un paciente en tratamiento de medicina nuclear, cuyo periodo de hospitalización ha finalizado. En este caso las restricciones pueden ser descartar pañuelos y servilletas de papel por el inodoro, en lugar de arrojarlos a la basura, o dejar decaer objetos que no pueden ser lavados hasta que decaigan. Los monitores como el que se muestra en la Figura 5.9 son equipos que se utilizan para medir los contenedores de decaimiento que contienen temporalmente estos residuos y así saber si pueden dejar de considerarse radiactivos.

MONITOR DE DECAIMIENTO.



Figura 5.9: Monitor de medida con contenedor de decaimiento.

Concretamente la ICRP recomienda aplicar restricciones de dosis tanto en procedimientos diagnósticos comunes como en estudios de investigación que supongan la exposición de personal voluntario [6].

5.3.2 Limitación de dosis

Para mantener los niveles de exposición tan bajos como sea razonablemente posible⁸ y, en consecuencia, controlar y limitar la dosis que reciben los individuos que se someten a estas exposiciones, se emplean restricciones de dosis y niveles de referencia [8].

Las restricciones de dosis se aplican sobre cada fente radiactiva en particular. Estas restricciones delimitan las condiciones de contorno de cada exposición, a partir de las cuales se definen las opciones disponibles en lo relativo a optimizar la protección y la seguridad de los trabajadores que van a operar en el entorno de dicha fuente. Su finalidad es controlar la exposición de forma planificada, donde se incluye tanto la exposición de los individuos del público, como de los individuos expuestos durante el desempeño de su trabajo.

Los niveles de referencia también se emplean a fin de optimizar la protección y la seguridad. Se aplican en situaciones de exposición de emergencia (por ejemplo, en el caso de un accidente) o en exposiciones ya existentes (como sería la intervención de residuos radiactivos que

⁸ Principio ALARA (*As Low As Reasonably Achievable*)

no estuvieran sometidos a control reglamentario). No se trata de límites que no puedan superarse, sino que constituyen una herramienta de optimización en protección radiológica. Los niveles de referencia representan, por tanto, el nivel a partir del que se considera inapropiado que se produzca una exposición.

Se habla de límite de dosis para referir al valor de dosis efectiva o equivalente que una persona no debe rebasar durante un periodo especificado. Se aplica en situaciones de exposición planificadas y se fijan de acuerdo con lo dispuesto en reglamentación. En el caso del público general el límite de dosis anual se establece en 1 mSv [9].

No confundamos restricciones de dosis con límite de dosis. En el caso en que una restricción se sobrepase, no implica el incumplimiento de requisitos reglamentarios, aunque puede derivar en la incorporación de medidas de seguimiento. En la sección siguiente vamos a ver cómo se aplican las restricciones de dosis, así como los límites de dosis fijados a nivel legal en España.

5.3.3 Legislación

¿Cuál es la legislación que aplica en España en materia de protección radiológica?

Existe normativa tanto nacional como internacional en materia de seguridad nuclear y protección radiológica. España se trata de uno de los países miembros de la Unión Europea y, por ello, se aplica la Directiva 2013/59/EURATOM, en donde se establecen normas de seguridad básicas para la protección contra los peligros derivados de la exposición a radiaciones ionizantes [10]. Esta Directiva se traspone en la disposición reglamentaria del Real Decreto 1029/2022, por el que se aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los riesgos derivados de la exposición a radiaciones ionizantes. El Consejo de Seguridad Nuclear (CSN) es la institución que se encarga de proponer al Gobierno las reglamentaciones necesarias en materia de seguridad nuclear y protección radiológica, adecuando la legislación nacional a la internacional. El CSN dicta a su vez normas de obligatorio cumplimiento como son las Instrucciones del Consejo (IS). La Figura 5.10 esquematiza la jerarquía legislativa, indicando disposiciones actuales relevantes en materia de seguridad nuclear y protección radiológica de cada parte legislativa.

LEGISLACIÓN EN MATERIA DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA



Figura 5.10: Legislación en materia de protección radiológica.

En los lugares de trabajo en los que desempeñar tareas laborales conlleva un riesgo de exposición radiológica, las zonas se segregan según las dosis anuales previstas, el riesgo de dispersión de la contaminación y la probabilidad de magnitud de las exposiciones potenciales [11]. Según estos criterios, y basándose en la probabilidad de que puedan superarse los límites de exposición que fija la legislación, las zonas se clasifican de menor a mayor riesgo en zonas vigiladas y zonas controladas, dividiendo estas últimas en zona de permanencia limitada, permanencia reglamentada y de acceso prohibido.

A su vez, la clasificación diferencia para cada una de estas zonas si se da riesgo de irradiación (pequeños rayos que salen del trébol), si se trata de zonas con riesgo por contaminación (fondo punteado) o si presentan ambos riesgos.

La señalización de estas zonas es parte de las estrategias de prevención de riesgos radiológicos y se identifica según la diferenciación por colores que se indica en la Figura 5.11. Esta señalización también especifica el tipo de exposición que puede darse en cada zona. Un ejemplo, si nos encontramos ante un trébol (símbolo internacional de riesgo de exposición a radiaciones ionizantes) de color amarillo con el fondo punteado, estaremos ante una zona controlada de permanencia limitada con riesgo de contaminación. Con este código de señales el trabajador expuesto puede conocer el tipo de riesgo y protegerse en consecuencia, con el criterio ALARA para el riesgo de irradiación y con el uso de Equipos de Protección Individual (conocidos como EPIs) de la contaminación. Ejemplos de EPIs pueden ser el buzo de cuerpo entero para la contaminación superficial o un equipo de respiración autónoma para la contaminación interna.

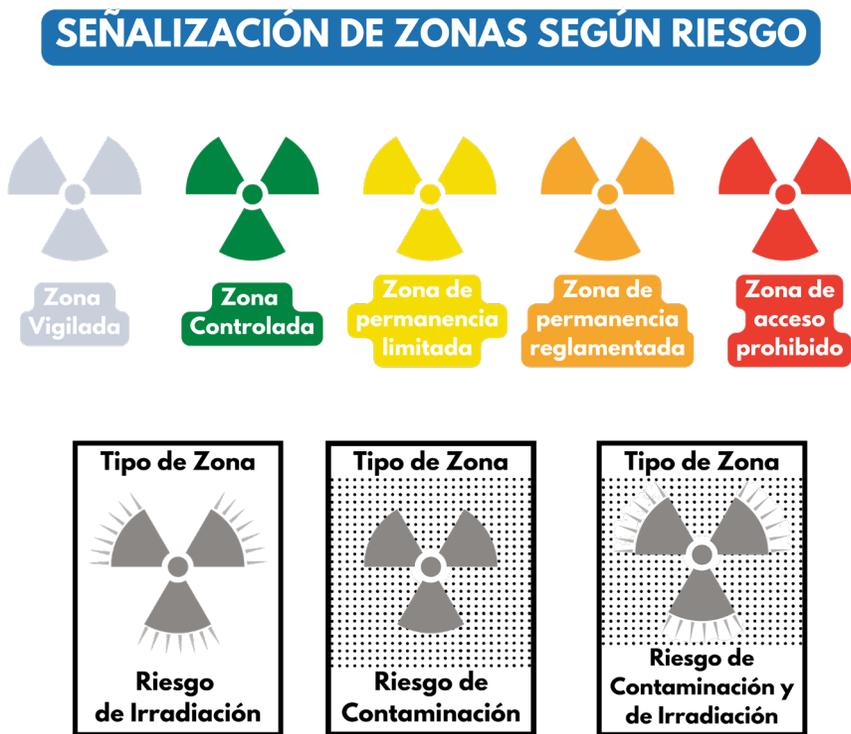


Figura 5.11: Señalización de zonas según riesgos.

5.4 Aplicaciones

Uno de los principales ámbitos de aplicación de la protección radiológica es el laboral. Otras aplicaciones serían el transporte de material radiactivo y las exposiciones derivadas de materiales de origen natural, conocidos como NORM por sus siglas en inglés *Naturally-Occurring radioactive Materials*.

5.4.1 Protección radiológica operacional

Existe una gran variedad de trabajadores que, por las funciones que desempeñan en su puesto de trabajo, pueden estar expuestos a las radiaciones ionizantes. Este es el caso de sanitarios que manejan fuentes radiactivas para administrar a los pacientes, investigadores en laboratorio, personal de la industria nuclear, etc.

La legislación fija límites de dosis específicos para el personal ocupacionalmente expuesto, es decir, para los individuos que por desempeñar su trabajo pueden sobrepasar alguno de los límites de dosis efectiva de los miembros del público. El límite de dosis efectiva para trabajadores se fija en 20 mSv por año oficial [9]. Se limita también la dosis equivalente de partes del cuerpo como el cristalino, la piel y las extremidades tal y como se indica en la Figura 5.12.

En los casos en que la persona operacionalmente expuesta se encuentra en periodo de gestación la protección del feto equivale a la de los miembros del público. En este caso la dosis derivada de las condiciones de trabajo se limita al nivel tan bajo como sea razonablemente posible sin sobrepasar la dosis equivalente del feto a 1 mSv.



LÍMITES DE DOSIS PERSONAL OPERACIONALMENTE EXPUESTO

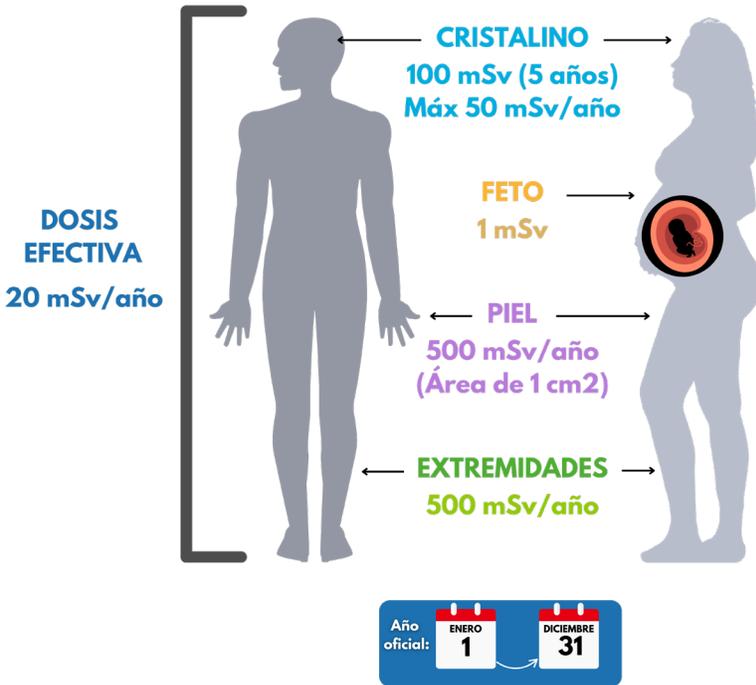


Figura 5.12: Límites de dosis personal operacionalmente expuesto.

Los trabajadores expuestos se dividen en dos categorías, según sean las condiciones de trabajo. Pertencerán a la categoría A los trabajadores que puedan llegar a recibir dosis efectivas superiores a 6 mSv por año oficial, o dosis equivalentes superiores a tres décimos del límite de dosis equivalente de cristalino, piel o extremidades (Figura 5.12). Por supuesto, esto no implica que vayan a recibir tales dosis al año; sino que la exposición laboral en su puesto podría alcanzar estos niveles.

El resto de los trabajadores ocupacionalmente expuestos, como sería el caso de las tripulaciones de vuelo expuestas a los rayos cósmicos, pertenecen a la categoría B.

En toda práctica que pueda producir exposiciones laborales se elaboran programas de protección radiológica operacional y normas que se

aplican para optimizar su protección y seguridad, así como para restringir las exposiciones derivadas.

5.4.2 NORM y transporte

Otras aplicaciones sobre las que se aplican los principios básicos de protección radiológica en materia de control y seguridad son las industrias NORM. Ciertas actividades laborales implican generar, almacenar o manipular radioisótopos de origen natural, prácticas que producen residuos que contienen radioisótopos naturales. Ejemplos de estos residuos serían los fosfoyesos derivados de la producción de fertilizantes.

Otro ejemplo de materiales NORM serían los materiales de construcción que exhalan radón. Lo que nos lleva a hablar de este gas que, aunque puede que aún no lo conozcas, se encuentra presente en nuestros entornos. El radón es un gas radiactivo natural, incoloro, inodoro e insípido. Por tanto, no podemos percibirlo sensorialmente, pero sí medirlo. La exposición al radón deriva en la aparición de cáncer de pulmón, estando reconocida como la segunda causa de muerte por cáncer de pulmón en el mundo, precedido únicamente por el tabaquismo [12].

Prevenir esta exposición es, por lo tanto, fundamental para asegurar la integridad de trabajadores potencialmente expuestos a radón, como los del sector minero o de industrias cerámicas y materiales de construcción, pero también para proteger al público. Este gas proviene de los suelos y terrenos; es capaz de acceder a espacios cerrados en donde tiende a acumularse. ¿Recuerdas qué eran los niveles de referencia? Para minimizar los riesgos derivados de la exposición a radón en interiores, la OMS propone un nivel de referencia de radón en aire en interiores de 100 Bq/m^3 , ya que hay viviendas que llegan a alcanzar más de 400 Bq/m^3 .

En consecuencia, es fundamental aplicar planes de protección radiológica y medidas para proteger a la población frente a los riesgos derivados de la exposición al radón.

Por otro lado, en el transporte de materiales y sustancias radiactivas, los principios que se aplican en protección radiológica no varían con respecto a otras actividades. Se establecen medidas dirigidas a reducir la dosis tanto de trabajadores como del público,

estableciendo procedimientos operacionales de protección radiológica.

El diseño del bulto se relaciona directamente con el riesgo radiactivo del contenido y éstos se clasifican según sean las condiciones de transporte a soportar [8]. Por ejemplo, hay bultos que han de soportar condiciones rutinarias y normales de transporte, mientras que otros deben soportar las condiciones de un accidente. La Figura 5.13 (a, b, y c) muestra, a modo de ejemplo ilustrativo, las pruebas de seguridad y ensayos utilizados para verificar que el diseño del bulto cumple con las especificaciones requeridas para las condiciones de transporte que puede soportar.

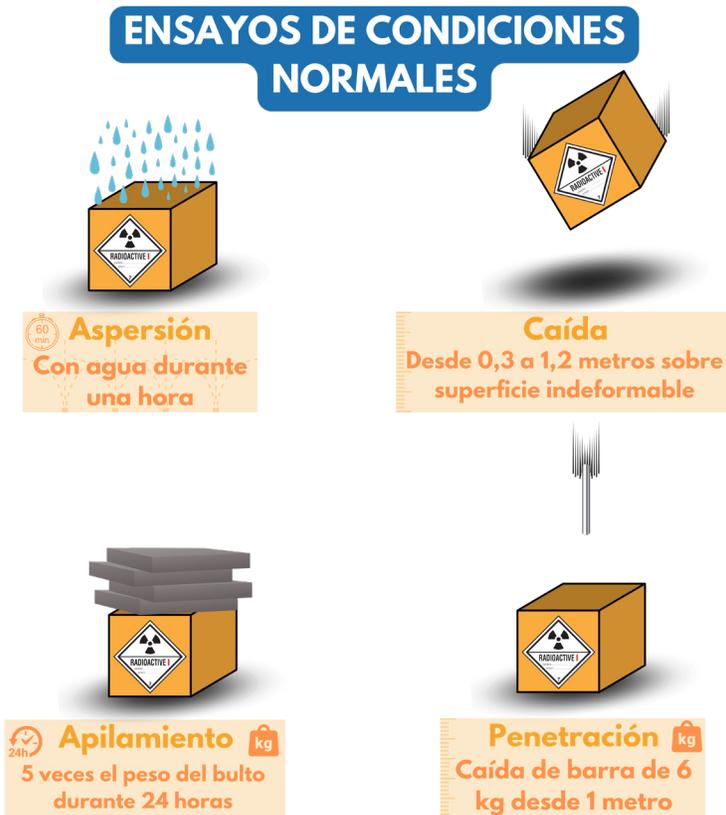


Figura 5.13: (a) Pruebas de seguridad de los bultos – Ensayos de condiciones normales.

CONDICIONES DE ACCIDENTE



Figura 5.13: (b) Pruebas de seguridad de los bultos – Ensayos de condiciones de accidente.

CONDICIONES DE ACCIDENTE AÉREO

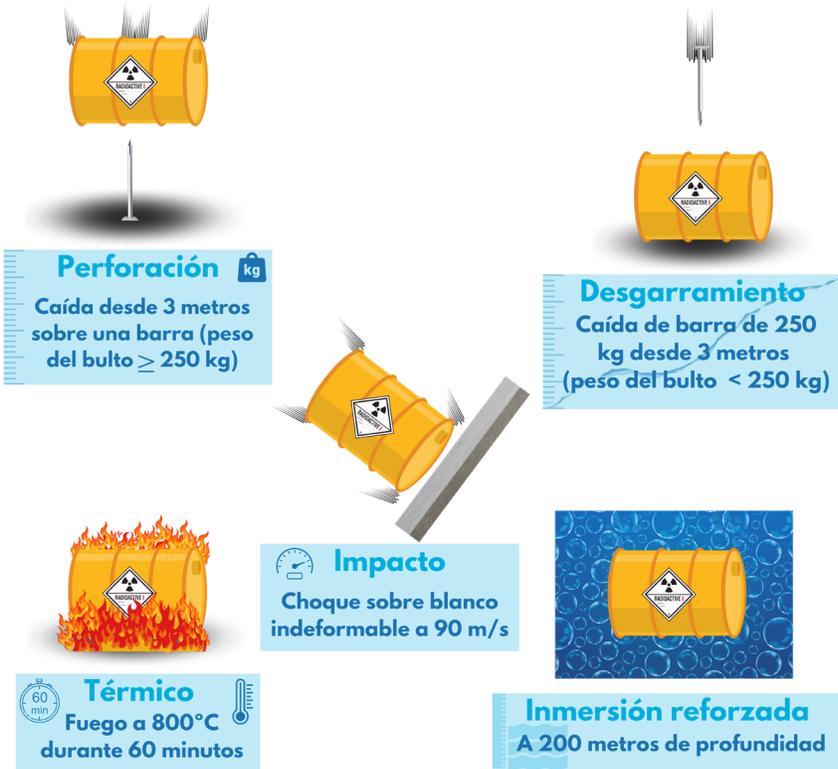


Figura 5.13: (c) Pruebas de seguridad de los bultos - Ensayos de condiciones de accidente aéreo.

Como vemos en la Figura 5.13 (a, b y c), los bultos con contenido radiactivo que viajan en avión superan ensayos como el choque sobre un blanco indeformable a 90 m/s y una inmersión a 200 metros de profundidad.

5.5 Conclusiones

La protección radiológica es una disciplina indispensable que se encuentra presente en todas las prácticas que se desarrollan en presencia de material radiactivo. Su aplicación nos permite proteger tanto a las personas como al medio ambiente de los efectos de las radiaciones ionizantes, garantizando que los beneficios siempre superen los riesgos potenciales asociados. Dicho de otra manera, la protección radiológica se ocupa de minimizar las exposiciones y mantener las dosis en niveles tan bajo como sea razonablemente posible. Por ello, en el caso de las centrales nucleares, tiene un papel clave desde las primeras etapas del combustible nuclear descritas en el Capítulo 3, hasta la clasificación y gestión de residuos que se veréis detalladas a continuación en el Capítulo 6.

5.6 Referencias, bibliografía y otros recursos

5.6.1 Fuentes de información

- [1]  Vicente, D., & Pascual, G. (s/f). CONCEPTOS BÁSICOS SOBRE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. Csn.es. Recuperado el 28 de septiembre de 2023, de <https://www.csn.es/documents/10182/950714/Curso+General+de+Formaci%C3%B3n+de+Actuantes+en+Emergencias+Nucleares.+TEMA+00.+Conceptos+b%C3%A1sicos+sobre+protecci%C3%B3n+radiol%C3%B3gica>
- [2]  UNSCEAR (2006). EFECTOS Y FUENTES. Unep.org. Recuperado el 28 de septiembre de 2023, de <https://wedocs.unep.org/bitstream/handle/20.500.11822/7790/-Radiation+Effects+and+sources-2016Radiation+-+Effects+and+Sources+SP.pdf.pdf?sequence=7&isAllowed=y>
- [3]  Suntharalingam, N., Podgorsak, E. B., & Hendry, J. H. (s/f). BASIC RADIOBIOLOGY. Iaea.org. Recuperado el 28 de septiembre de 2023, de <https://www-naweb.iaea.org/NAHU/DMRP/documents/Chapter14.pdf>

- [4] 🌐 CSN (2009). EFECTOS BIOLÓGICOS DE LAS RADIA-
CIONES IONIZANTES. Ciemat.es. Recuperado el 28 de sep-
tiembre de 2023, de [https://csn.ciemat.es/pluginfile.php/146/
mod_folder/content/0/IRD.OP.GR.T07.23.pdf](https://csn.ciemat.es/pluginfile.php/146/mod_folder/content/0/IRD.OP.GR.T07.23.pdf)
- [5] 🌐 CSN (2013). DOSIMETRÍA DE LA RADIACIÓN. DO-
SIMETRÍA DE LA RADIACIÓN EXTERNA. Ciemat.es. Re-
cuperado el 29 de septiembre de 2023, de [https://csn.ciemat.es/
pluginfile.php/146/mod_folder/content/0/IRD.OP.GR.T06.23.
pdf](https://csn.ciemat.es/pluginfile.php/146/mod_folder/content/0/IRD.OP.GR.T06.23.pdf)
- [6] 🌐 Publicación 103 ICRP (2007). Recuperado el 29 de septiem-
bre de 2023, de https://www.icrp.org/docs/P103_Spanish.pdf
- [7] 🌐 CSN (2009). CRITERIOS GENERALES Y MEDIDAS
BÁSICAS DE PROTECCIÓN RADIOLÓGICA. Ciemat.es
Recuperado el 29 de septiembre de 2023, de [https://csn.ciemat.
es/pluginfile.php/67/mod_folder/content/0/IRD.DG.DTPD.
T09.23.pdf](https://csn.ciemat.es/pluginfile.php/67/mod_folder/content/0/IRD.DG.DTPD.T09.23.pdf)
- [8] 🌐 De las personas y el medio ambiente, P. la P. (s/f). Normas
de seguridad del OIEA. Iaea.org. Recuperado el 29 de septiem-
bre de 2023, de [https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/
PDF/P1578_S_web.pdf](https://www-pub.iaea.org/MTCD/Publications/PDF/P1578_S_web.pdf)
- [9] ⚖️ Real Decreto 1029/2022, de 20 de diciembre, por el que se
aprueba el Reglamento sobre protección de la salud contra los
riesgos derivados de la exposición a las radiaciones ionizantes.
Boe.es. Recuperado el 29 de septiembre de 2023, de [https://www.
boe.es/buscar/pdf/2022/BOE-A-2022-21682-consolidado.pdf](https://www.boe.es/buscar/pdf/2022/BOE-A-2022-21682-consolidado.pdf)
- [10] ⚖️ Normativa - CSN. (s/f). Csn.es. Recuperado el 29 de
septiembre de 2023, de <https://www.csn.es/normativa-del-csn>
- [11] 🌐 CSN (2009). PROTECCIÓN RADIOLÓGICA OPE-
RACIONAL. Ciemat.es. Recuperado el 29 de septiembre de
2023, de [https://csn.ciemat.es/MDCSN/recursos/ficheros_
md/1334206567_2411200913439.pdf](https://csn.ciemat.es/MDCSN/recursos/ficheros_md/1334206567_2411200913439.pdf)
- [12] 🌐 OMS (2015). MANUAL DE LA OMS SOBRE EL RA-
DÓN EN INTERIORES. Gob.es. Recuperado el 29 de sep-
tiembre de 2023, de [https://www.sanidad.gob.es/ciudadanos/
saludAmbLaboral/medioAmbiente/docs/OMS_radon.pdf](https://www.sanidad.gob.es/ciudadanos/saludAmbLaboral/medioAmbiente/docs/OMS_radon.pdf)

5.6.2 Para saber más

- [13]  Lámina interactiva: Protección Radiológica. Rincón Educativo. https://wp2.rinconeducativo.org/sites/default/files/lamina_pr_rinconeducativo.pdf

De los efectos de las radiaciones:

- [14]  Aplicaciones. Radiaciones ionizantes – Protección radiológica. Rincón Educativo. <https://rinconeducativo.org/es/recursos-educativos/proteccion-radiologica/>

Del radón en España:

- [14]  Csn.es. Cartografía del potencial de radón en España. Recuperado el 29 de septiembre de 2023, de <https://www.csn.es/documents/10182/27786/INT-04.41+Cartograf%C3%ADa+del+potencial+de+rad%C3%B3n+de+Espa%C3%B1a>

Del transporte de material radiactivo:

- [15]  CSN. El transporte de materiales radiactivos. Recuperado el 29 de septiembre de 2023, de <https://www.csn.es/documents/10182/914805/El+transporte+de+materiales+radiactivos/c5794087-c83a-4f06-a94c-4bda1ea9b55b?version=1.2>

CAPÍTULO 6

- Residuos Radiactivos

Autor: Abel Milena Pérez
Revisora: Alba Valls

Cuando uno escribe un texto divulgativo sobre la gestión de los residuos nucleares, es consciente de que la controversia del tema en la opinión pública puede atraer lectores por razones muy diversas. Quizá has llegado hasta aquí tras leer los cinco capítulos anteriores, quizá hayas llegado porque tienes una visión generalmente positiva sobre la energía nuclear y los residuos es el único tema que te genera dudas, sugestión o incluso fascinación, o quizá llegas aquí con papel y bolígrafo, listo para cargarte de argumentos en contra de la energía nuclear por la compleja gestión de los residuos que genera. Pues bien: vengas de donde vengas, tengo buenas noticias para ti; porque si en algo tienen que estar de acuerdo los pro- y los antinucleares, es en que los residuos radiactivos deben de ser gestionados de forma segura.

Precisamente, en este capítulo se definen las diversas cuestiones a tener en cuenta de cara a la gestión segura de los residuos nucleares. Te contaré no sólo qué son los residuos radiactivos, sino también cómo se generan y quiénes los generan (te adelanto que no sólo vienen de la operación de centrales nucleares), las diferentes formas de clasificarlos y cómo, en función de todas estas características, se definen diferentes estrategias de gestión. En concreto, el capítulo pone el foco en el plan de gestión de los residuos radiactivos en España, desde su generación a su solución definitiva, pasando por su procesado y su transporte. Por último, los residuos generados como consecuencia de la energía nuclear se ponen en perspectiva con respecto a otras fuentes de energía.

«Se deberían proseguir las nuevas tecnologías de incineración de, al menos, la mayor parte de los residuos [nucleares].»

Carlo Rubbia, premio Nobel de Física (1984) por el descubrimiento de los bosones W y Z.

«El mayor problema de la energía nuclear NO son los residuos, sino el desconocimiento que existe sobre ellos.»

Alfredo García, @OperadorNuclear, supervisor nuclear y divulgador.

6.1 Concepto y generación de residuos radiactivos

Aunque el término “residuo radiactivo” se usa con asiduidad tanto en el ámbito de la ciencia y tecnología nuclear como en el resto de la sociedad, conviene en primer lugar explicar qué son los residuos radiactivos. Existen diferentes definiciones en función del organismo que se consulte. En España, una de las primeras fue dada por la Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear [1]. En su artículo 2º, punto 9, se cita:

«“Residuo radiactivo” es cualquier material o producto de desecho, para el cual no está previsto ningún uso, que contiene o está contaminado con radioisótopos en concentraciones o niveles de actividad superiores a los establecidos por el Ministerio de Industria y Energía, previo informe del Consejo de Seguridad Nuclear.»

O, por poner otro ejemplo, la Sociedad Nuclear Española, en su glosario [2], los define como:

«Material de desecho que contiene radioisótopos en cantidades o concentraciones superiores a las establecidas por la autoridad reguladora.»

Ambas definiciones tienen en común la cualidad de definirlos como “materiales de desecho” y el hecho de contener radioisótopos con “concentraciones superiores” a los valores permitidos. Y es que, de forma genérica, las actividades que realiza el ser humano con sustancias ra-

diactivas para diferentes fines generan residuos, algunos de ellos con cantidades de isótopos por encima de los límites establecidos, como resultado de la propia naturaleza de la actividad. La peligrosidad de estos residuos es relativa, dependiendo fuertemente de la naturaleza y la concentración de los radioisótopos que contiene. Su gestión consiste precisamente en tratarlos de forma que se asegure que no existe ningún riesgo de liberación que pueda ser peligroso tanto para las personas como para el medioambiente.

Y aunque es probable que ya sepas la respuesta, permíteme preguntarte: ¿Quién crees que genera estos residuos? Es decir: ¿Qué actividades producen residuos radiactivos?

Si en tu interior has respondido “*inequívoca y exclusivamente: las centrales nucleares*”, siento decirte que la respuesta no es correcta. Al menos, no del todo: los residuos nucleares no son algo exclusivamente asociado a las centrales nucleares, sino que hay muchas otras actividades que también los producen; pensemos en medicina nuclear, en investigación, y en otras actividades industriales que veremos con algo más de detalle a continuación.

Obviamente, gran parte de los residuos radiactivos se generan como consecuencia de la operación normal y desmantelamiento de centrales nucleares. Como se explicó en el Capítulo 2 y en el Capítulo 3 (centrales nucleares y combustible nuclear, respectivamente), la producción de electricidad de origen nuclear es la principal actividad relacionada con la radiactividad que se usa en nuestra sociedad.

Sin embargo, también se generan residuos radiactivos en el desmantelamiento de centrales nucleares o de otro tipo de instalaciones radiactivas, no necesariamente relacionadas con la producción de electricidad; se generan también en la operación de instalaciones radiactivas con fines industriales, médicos (medicina nuclear), agrícolas (véase el Capítulo 8) o investigación (en Estados Unidos existen numerosos centros de investigación y laboratorios en donde se producen residuos nucleares; en España contamos con el Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas (CIEMAT), que además de usar radioisótopos en investigación, tiene una serie de instalaciones clausuradas que deben ser desmanteladas); se generan también en la fábrica de elementos combustibles de Juzbado (Salamanca); en detectores iónicos de humo y antiguos pararrayos, que contenían tanto emisores alfa como beta y que han sido retirados por ENRESA⁹; materiales

⁹ ENRESA es la empresa que en España se dedica a la gestión de residuos radiactivos.

con contenido radiactivo de origen natural, o materiales NORM¹⁰; además de los Residuos de Alta Actividad (RAA) procedentes del reprocesado de Combustible Gastado (CG) producido por la central de Vandellós I que fueron en su día enviados a Francia.

Puede consultarse también el Capítulo 8, en donde se abarca un gran abanico de aplicaciones industriales de la ciencia y tecnología nuclear; cada una de las cuales genera sus propios residuos radiactivos en mayor o menor medida.

6.2 Clasificación de los residuos radiactivos

Los residuos radiactivos pueden clasificarse según criterios muy diversos, en función de sus distintas propiedades. Un sistema de clasificación ideal debería, en primer lugar, poder abarcar todos los tipos de residuos radiactivos; en segundo lugar, debería servir en todas las etapas de la gestión de los residuos; así como ofrecer flexibilidad para responder a necesidades específicas; ser sencillo y fácilmente comprensible; ser aceptado como base común por todas las partes implicadas en la gestión (productores, gestores, reguladores...); y permitir su máxima aplicación.

Dado que elaborar una clasificación que cumpla todos estos criterios es inviable, se han elaborado clasificaciones atendiendo a las diferentes características que pueden tener los residuos. En esta sección se recopilan algunas de ellas:

• Clasificación según el tipo de radiación emitida

Tal y como se explicó en el Capítulo 1, los radioisótopos inestables se desintegran emitiendo partículas alfa, partículas beta o radiación gamma. Este tipo de emisiones puede usarse para clasificar los residuos radiactivos, según el tipo de emisión de los isótopos que contienen. Según esta clasificación, los residuos se clasifican en emisores alfa, emisores beta, emisores gamma, o incluso en emisores de neutrones.

• Clasificación según el período de semidesintegración

¹⁰ Acrónimo inglés de *Naturally Occurring Radioactive Materials*. Son materiales producidos por actividades industriales que utilizan y procesan materias primas con contenido radiactivo de origen natural. Véase el Capítulo 5.

Como se comentó también en el Capítulo 1, cada isótopo está caracterizado por su periodo de semidesintegración, que es el tiempo que tarda el residuo en reducir su actividad a la mitad. Según este parámetro, los residuos radiactivos se clasifican en residuos de muy corta vida (que contienen radioisótopos con períodos de alrededor de 90 días), residuos de vida corta (aquellos contaminados con radioisótopos con períodos inferiores a 30 años) y residuos de vida larga (con radioisótopos cuyo periodo de semidesintegración es superior a 30 años).

• Clasificación según la radiotoxicidad

La radiotoxicidad es una propiedad de los residuos radiactivos que identifica cómo de peligrosos son desde el punto de vista biológico. Engloba varios parámetros como el tipo de radiación emitido por el radioisótopo y sus descendientes, el período de semidesintegración, la mayor o menor rapidez con que es expulsado del organismo por los procesos biológicos, así como su tendencia a fijarse selectivamente en determinados órganos o tejidos. Organismos internacionales, como la IAEA, recomiendan una clasificación atendiendo a la radiotoxicidad de los residuos en cuatro grupos de mayor a menor radiotoxicidad, siendo el combustible gastado el más radiotóxico y el uranio natural el ejemplo más claro de la categoría de menor radiotoxicidad¹¹.

• Clasificación según la concentración de actividad

Los residuos radiactivos también pueden clasificarse según la concentración de actividad por unidad de masa o volumen de material radiactivo (actividad específica), cuya unidad de medida en el SI es Bq/kg. En general, un volumen o cantidad de residuo radiactivo contendrá distintos radioisótopos, cada uno de ellos con una determinada concentración de actividad. Según esta concentración, pueden distinguirse los residuos de baja actividad (que normalmente no requieren blindaje para su manipulación y transporte, pero se manipulan en sistemas de confinamiento que evitan su dispersión); los residuos de media actividad (con actividad y potencia calorífica medias, requiriendo blindaje para su manipulación y transporte) y los residuos de alta actividad (RAA: aquellos que, además de radiación, generan calor; por lo que necesitan

11 Grupo A - Radioisótopos más radiotóxicos; Grupo B: Radioisótopos de toxicidad media-alta; Grupo C: Radioisótopos de toxicidad media-baja; Grupo D: Radioisótopos de baja toxicidad.

refrigeración además de blindaje y confinamiento para su manipulación, almacenamiento y transporte).

6.3 Gestión de residuos en ciclo abierto y cerrado

La gestión de los residuos (en general, no sólo los radiactivos) plantea retos que van más allá de la tecnología e involucran ciencia, seguridad, medioambiente, y sobre todo, sostenibilidad y responsabilidad con las futuras generaciones desde un punto de vista holístico.

Para enfrentarse a la gestión de residuos, la energía nuclear se basa en ciclos de combustible que determinan el destino de los residuos generados. Existen dos principales enfoques para gestionar estos ciclos: el ciclo abierto y el ciclo cerrado.

En el ciclo abierto, el combustible nuclear, una vez usado, es considerado desecho y, tras un tratamiento mínimo, se almacenan de manera segura a largo plazo.

En contraste, el ciclo cerrado busca reciclar los materiales que aún tienen potencial energético, reduciendo la cantidad total de residuos aunque a costa de incrementar la complejidad del proceso de gestión. Y es que, en el caso de la energía nuclear, los elementos combustibles irradiados (los que se consideran desecho en el ciclo abierto) aún retienen aproximadamente un 94% de materiales aprovechables (como el uranio y el plutonio), que pueden ser reprocesados y reutilizados para la producción de energía.

Mediante una serie de procesos químicos¹², se consigue extraer el plutonio y el uranio del combustible gastado. Con este plutonio y uranio, se fabrican de nuevo elementos combustibles: los llamados combustibles de óxidos mixtos; MOX. Aunque actualmente en España no se considera el reprocesamiento del combustible nuclear, la tecnología para hacerlo lleva décadas en funcionamiento en otros países (como Francia con la planta de La Hague [7] o Japón con Rokkasho).

¹² El más conocido y utilizado en el mundo es el método PUREX (*Plutonium Uranium Reduction EXtraction*), pero no es el único. Existen otros procesos, cada uno con sus ventajas e inconvenientes, que permiten extraer (además del uranio y el plutonio) otros actínidos, ciertos productos de fisión, etc.

En la Figura 6. se muestra un esquema en el que se ilustran por un lado el ciclo abierto y por otro lado el ciclo cerrado del combustible.



Figura 6.1: Ciclos cerrado (flechas verdes) y abierto (azules) de combustible.

Aun así, no debemos olvidar que el reprocesado también produce RAA¹³, que contienen productos de fisión y actínidos minoritarios; como se explicó en el Capítulo 3. Éstos son embebidos en una matriz de vidrio (vitrificado), donde se inmovilizan y se reduce su volumen. Estos vidrios deben también almacenarse. Su gestión es análoga a los RAA a partir de la etapa del almacenamiento temporal en seco y posterior traslado al almacenamiento definitivo.

Además de los ciclos abierto y cerrado, existen también otras opciones y casuísticas, como el ciclo semicerrado (en el que se aplica el ciclo cerrado pero con ciertas limitaciones, por motivos económicos,

13 El comúnmente llamado "refinado PUREX", que consiste en la parte del combustible gastado que no se reutiliza en el MOX. Es decir: todo lo que no sean óxidos de plutonio o de uranio.

políticos, o de cualquier otra índole), o el ciclo cerrado avanzado; en el que además de recuperarse el plutonio y el uranio del combustible, se recuperarían también otros elementos presentes en el combustible irradiado; como son los llamados actínidos, que se usarían en incineradores o transmutadores, de lo cual se hablará algo más en el Capítulo 7.

El ciclo cerrado avanzado, permitiría una gestión más eficiente del combustible nuclear y una reducción de los RAA. Además, se conseguiría que los isótopos de vida larga y muy radiotóxicos (como productos de fisión y actínidos minoritarios) se conviertan en radioisótopos con vidas más cortas o estables. La tecnología para llevar a cabo este tipo de reacciones se prevé que sea aplicada en los llamados *Accelerator-Driven Subcritical Systems* (ADS) o sistemas subcríticos asistidos por acelerador.

Un ADS funcionaría como si se tratase de un “catalizador” de reacciones que consiguiese que los residuos dejaran de ser radiactivos en un período mucho más corto de tiempo que si se dejaran decaer naturalmente. Pero, aunque parezca prometedor, la opción de los ADS corresponde aún al futuro; a una parte de los reactores descritos en la sección 7.3. De momento, los esfuerzos por demostrar la viabilidad de los ADS se concentran en proyectos como MYRRHA (en Bélgica [20]) o SHINE (Estados Unidos [21]), principalmente.

Dada la complejidad y diversidad de los sistemas de gestión existentes y sus diferentes casuísticas y su evolución, sería difícil abarcarlos todos aquí en detalle. Así que en adelante se limitará el alcance de esta sección a exponer la gestión actual en España.

6.4 Gestión de residuos radiactivos en España

En España, la gestión de residuos radiactivos es una cuestión de Estado, en la que intervienen múltiples actores bajo la coordinación de la Empresa Nacional de Residuos Radiactivos: ENRESA. Se trata de una empresa pública cuyo objetivo, gestionar los residuos radiactivos que se generan en España, está encomendada por ley.

España ha optado por un enfoque predominantemente de ciclo abierto, almacenando los residuos en instalaciones seguras hasta que se decida una solución definitiva, como el almacenamiento geológico profundo, del que se hablará más adelante. Sin embargo, otros países

(como Francia o Japón) apuestan fuertemente por el ciclo cerrado; es decir, después de usar el combustible nuclear en sus centrales, lo reprocesan para extraer (del combustible gastado) ese 94% que es aún aprovechable, introducirlo en vainas de aleación de zirconio (véase el Capítulo 2 para recordar la descripción del combustible) y poder así reutilizarlo nuevamente en centrales nucleares¹⁴.

Dentro del ciclo abierto del combustible nuclear, donde el objetivo es almacenar definitivamente los residuos radiactivos (incluido el propio combustible), la gestión de los residuos debe planificarse en todas sus fases de forma integral. Dicha gestión se realiza a través de una serie de etapas, que se enumeran y describen a continuación:

- **Segregación y recepción:** La segregación se realiza según el periodo de semidesintegración y el nivel de actividad de los residuos, lo que facilita la eficiencia del proceso.
- **Almacenamiento previo:** Durante este tiempo, los residuos de vida corta decaen y su nivel de actividad cae por debajo de los niveles permitidos, por lo que pueden descargarse. Los residuos de media y alta actividad decaen significativamente tanto en calor como en actividad, lo que facilita etapas posteriores de la gestión.
- **Tratamiento:** Se realiza con el objetivo de reducir el volumen de residuos a tratar. Para ello, los residuos sólidos se cortan o trituran para reducir su tamaño, mientras que los líquidos se diluyen para poder dispersarlos en el medioambiente.
- **Inmovilización:** También llamada fase de acondicionamiento, en ella se inmoviliza el residuo junto con una sustancia que lo estabiliza, normalmente cemento o vidrio, obteniendo un residuo estable y seguro.
- **Envasado:** El tipo de contenedor donde se guarda el residuo lo determina el estado de agregación del residuo (sólido/líquido), el volumen y su composición.
- **Almacenamiento temporal del residuo acondicionado:** La duración de esta primera etapa de almacenamiento es variable, y tiene el objetivo de verificar que el residuo es seguro y esperar

14 A este tipo de combustible reprocesado, se le llama “MOX” (*Mixed Oxide fuel*, es decir: combustible de óxidos mixtos, de plutonio y uranio). El MOX permite aprovechar el plutonio que se genera durante la etapa del combustible en el reactor, que de otra manera sería desechado.

a que la actividad decaiga aún más para facilitar el transporte al almacén final.

- **Almacenamiento definitivo:** Confina y aísla los residuos de las personas y del medioambiente mediante la interposición de barreras. Este concepto se desarrolla más adelante en este capítulo.

En España, la clasificación se realiza de acuerdo al tipo de gestión al que va a someterse a los residuos, y aúnan varios de los criterios anteriores, como concentración de actividad y periodo de semidesintegración. Se distinguen dos categorías principales.

La primera categoría abarca los residuos de muy baja actividad (RBBA¹⁵) y los residuos de baja y media actividad (RBMA). Se almacenan en el Centro de Almacenamiento de El Cabril (Córdoba). A su vez, los RBBA se dividen en dos subcategorías: los de vida corta o media por un lado¹⁶, y los de vida larga¹⁷ por otro.

La segunda categoría son los residuos de alta actividad (RAA) y residuos especiales (RE). Hasta ahora, su almacenamiento se realiza en almacenes en superficie, a la espera de que exista un almacén subterráneo definitivo para guardarlos (ver sección 6.5).

De los diferentes aspectos listados en 6.2, los RAA combinan las características más complejas de cara a su gestión. Contienen radioisótopos con periodos superiores a 30 años, con concentraciones de actividad tan elevadas que pueden generar calor al desintegrarse, lo cual introduce complejidades específicas a la hora de gestionar estos residuos de forma segura. Como se describirá a continuación, la liberación de

15 Son de vida corta o media. Contienen radioisótopos con periodos de semidesintegración de 30 años o menos, y su concentración de actividad varía entre algunas decenas de Bq/g y unos 1 000 000 Bq/g. Se generan, en su mayoría, durante la operación y el desmantelamiento de las centrales nucleares y de otras instalaciones radiactivas. Pueden almacenarse en instalaciones superficiales.

16 Desde el año 2008, estos residuos tienen una gestión diferente a los de RBMA de vida corta o media, siempre que contengan isótopos con concentraciones de actividad entre 10 y 1000 Bq/g. La diferencia en la gestión consiste en que su almacenamiento final se adecúa al riesgo radiológico que presentan, no siendo necesario el uso de las mismas barreras que para los RBMA.

17 Los RBBA de vida larga proceden de las actividades de la minería del uranio, y la producción de concentrados necesarios para la fabricación del combustible nuclear. Contienen radioisótopos de las series radiactivas naturales (como ²³⁸U, o ²³²Th), con periodos de semidesintegración muy largos. Su gestión suele realizarse en las propias instalaciones que los producen.

grandes cantidades de calor es una característica distintiva de los RAA, que obliga a añadir la fase de almacenamiento temporal a su gestión. El principal material con estas características es el CG generado durante la operación de las centrales nucleares, en forma de elementos combustibles. También se incluyen como RAA los procedentes del reprocesado de CG producido por la central de Vandellós I. Cuando pienses en los residuos nucleares difíciles de gestionar, por su elevada radiotoxicidad en el corto plazo y la necesidad de aislarlos durante miles de años, recuerda que la discusión se limita a los RAA.

Los RE son los aditamentos del combustible nuclear¹⁸, las fuentes neutrónicas utilizadas para el arranque de reactores (véase 8.2), la instrumentación usada o los componentes internos del reactor, etc. Es decir: son residuos que, por sus características radiológicas, no son susceptibles de ser gestionados en las instalaciones de El Cabril. Son residuos de larga vida y actividad significativa; así pues, su gestión temporal y definitiva se plantea de una manera similar a la de los RAA. En ocasiones, y a efectos de gestión integral, suelen ser equivalentes a los RBMA de vida larga.

La cantidad y actividad de los residuos generados en la operación de las centrales nucleares, depende del tipo de reactor (PWR/BWR), el tiempo que dure cada ciclo de operación y la cantidad de elementos combustibles sustituidos en cada recarga. En la operación de las centrales nucleares se generan todos los tipos de residuos en diferentes cantidades.

El Plan General de Residuos Radiactivos (PGRR), actualmente en su 7ª revisión, recopila entre otros datos el volumen de residuos radiactivos producidos en España y su clasificación en función de la actividad de los residuos (RAA, RBMA, RBBA) o del origen de los mismos; véase la sección 6.1 en donde se ilustran diversos orígenes los residuos radiactivos y se incide que éstos no sólo se originan en centrales nucleares.

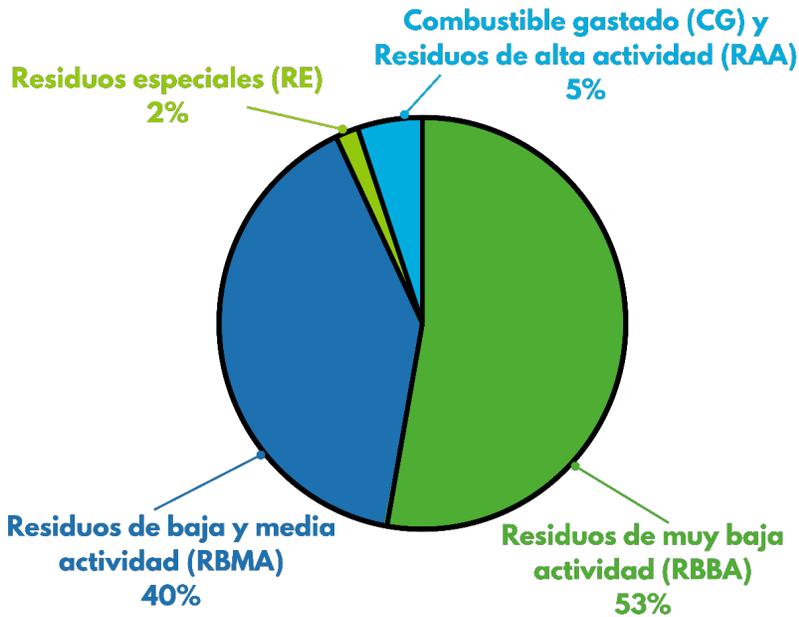
A fecha 31/12/2021, se habían producido 31 300 m³ de RBBA y 41 100 m³ de RBMA, además de unos 8900 m³ de RAA.

Además, actualmente, en España se han generado ya 9038 m³ de RBBA y 3798 m³ de RBMA en el desmantelamiento de las centrales de José Cabrera y Vandellós I, aunque la mayor parte se generarán en el futuro en el desmantelamiento del resto del parque nuclear.

18 Los aditamentos del combustible nuclear son componentes adicionales al combustible que se integran en el combustible nuclear para mejorar su eficiencia, seguridad, rendimiento, etc.

Finalmente, este documento (el PGRR), además del inventario actual de residuos generado por las diferentes actividades, también describe la previsión de generación de residuos basándose en el escenario de referencia español (cese de la operación de las centrales entre 2027 y 2035; ciclo abierto del combustible; y desmantelamiento de todas las centrales). La suma de los residuos ya generados y la previsión de nueva generación constituyen el inventario total de residuos que hay que gestionar. La proporción según su clasificación (RAA, RBMA y RBBA) y su previsión se muestran en la Figura 6.2.

INVENTARIO TOTAL (GENERADO Y PREVISTO) DE RESIDUOS RADIATIVOS EN ESPAÑA SEGÚN SU ORIGEN



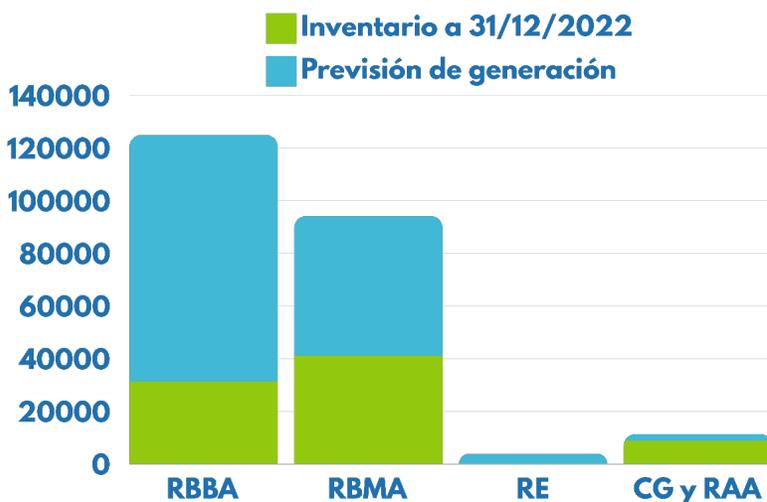


Figura 6.2: Inventario total (generado y previsto) de residuos radiactivos en España según su clasificación. Fuente: [3].

Ahora que ya sabes que los residuos son más problemáticos son los RAA y el volumen que se producirá en España hasta el cierre de las centrales... ¿Es mucho, poco, o *regular*? Las cifras brutas son difícilmente evaluables sin contexto y conviene ponerlas en perspectiva. Por eso en lugar de responder directamente “es mucho” o “es poco” a la pregunta planteada en este párrafo, se puede analizar la situación de la manera siguiente: **todos** los residuos de alta actividad (RAA) y el combustible irradiado de las centrales nucleares españolas, generados **desde** el inicio de la energía nuclear en España en **1970 hasta** el cierre total programado para **2035**, ocuparán un volumen de 11 400 m³. Un volumen que puede ilustrar de manera simplificada¹⁹ en la referencia [13].

Con estos datos, te corresponde a ti decidir si lo abrumador es el volumen de esos residuos, o el hecho de que eso es lo que se produce desde 1970 hasta 2035 y que se pueda controlar y custodiar; en lugar de dispersarlo por el medio ambiente, como sí ocurre con los residuos

¹⁹ La figura es una ilustración simplificada para poner en perspectiva el volumen de residuos a gestionar. Cuestiones como la debida separación física entre los elementos o las múltiples barreras para su aislamiento final aumenta el volumen necesario para su almacenamiento definitivo. En todo caso, el orden de magnitud utilizado (decenas de miles de metros cúbico) es riguroso.

de los combustibles fósiles o los asociados a cualquier otra actividad humana.

Tras las definiciones generales y la especificación de las cantidades de cada tipo de residuo, podemos describir de forma más detallada como se realiza la gestión de cada uno de ellos en el caso español.

• Gestión de RBBA y RBMA

Este tipo de residuos, al contener radioisótopos con periodos inferiores a 30 años y cuyo nivel de actividad es medio-bajo, pueden almacenarse en superficie o a pocos metros de profundidad, siempre que se asegure su correcta inmovilización y envasado. Dicho tratamiento suele realizarse en bidones de hormigón de 220 L, donde se almacenan los residuos, que son inmovilizados con mortero dentro del contenedor. Este residuo inmovilizado se denomina unidad de almacenamiento.

Para los RBBA y RBMA, ENRESA ha construido y opera el Centro de Almacenamiento de El Cabril, localizado en Córdoba (Figura 6.3a). El Cabril constituye el almacén definitivo de RBBA y RBMA español. Para los RBMA, el almacenamiento consiste en celdas de hormigón, dentro de las cuales se introducen los bidones descritos previamente. Actualmente hay construidas 28 celdas de las que, a 31 de diciembre de 2021, se han completado 22 (Figura 6.3b). En el caso de los RBBA, existe una instalación complementaria para su almacenamiento, consistente en las llamadas fosas de seguridad. En ambos casos, eventualmente todos los huecos existentes entre los bidones se rellenarán, y la zona se recubrirá con tierra, arcilla y capas impermeabilizantes. Sobre estas capas, se añadirá una última capa de tierra vegetal, sobre la que se plantará vegetación de raíz corta. Durante todo este proceso se producirá un seguimiento continuo de todas las operaciones, con especial atención a las posibles filtraciones de agua, con el objetivo de evitar que entre en contacto con los residuos. La realización de estas actividades conducirá a la liberación del emplazamiento tras haber transcurrido unos 300 años, cuando todos los isótopos habrán decaído a niveles de actividad indetectables.



Figura 6.3a: Vista aérea del Centro de Almacenamiento de El Cabril.



Figura 6.3b: celda de almacenamiento de RBMA.

• Gestión de RAA

La gestión los RAA (incluyendo el CG cuando se considera ciclo abierto del combustible), difiere significativamente de la anterior, puesto que estos residuos deben ser aislados durante periodos muy largos de tiempo (almacenamiento previo) y, además de radiación, generan calor. Para gestionarlos, se recurre a sistemas basados en la interposición de barreras que permitan: mantener la subcriticidad de los CG almacenados²⁰; evacuar su calor durante los momentos iniciales de su generación; y confinar la radiactividad que generan, para que no llegue ni a las personas ni al medioambiente.

La gestión del CG, como principal exponente de los RAA, comprende una serie de etapas en las que existe un amplio conocimiento a nivel internacional. En España, cuando el combustible es descargado del reactor, es en primer lugar almacenado en las piscinas que existen en las propias centrales (almacenamiento en húmedo, Figura 6.4a). El objetivo de esta primera etapa es doble: por un lado, evacuar el calor residual del CG, que alcanzaría temperaturas no aceptables si se almacena sin refrigeración; y por otro, proteger a los operadores de la radiación. El papel del agua, que actúa como refrigerante y como blindaje de neutrones (véase la sección 1.5), es clave en este aspecto.

Tras periodos de estancia en piscina de un mínimo de 3 a 5 años, el CG es retirado e introducido en contenedores para el periodo de almacenamiento en seco (Figura 6.4b). Estos contenedores están diseñados para ofrecer el blindaje, confinamiento y refrigeración necesarios para un manejo seguro de estos RAA, para su almacenamiento o incluso para su transporte. Una vez diseñados y fabricados, a estos contenedores se les somete a pruebas que verifican su robustez; como ya viste en las Figuras 5.13 (a, b y c).

Actualmente, estos contenedores se guardan en los llamados Almacenes Temporales Individualizados (ATI), ubicados en el propio emplazamiento de la central y custodiados por cada central con altas medidas de seguridad.

En el 6º PGRR se preveía la construcción y puesta en marcha de un Almacén Temporal Centralizado (ATC): una instalación donde poder

20 Subcriticidad quiere decir que no se liberan suficientes neutrones como para que un sistema sea crítico y pueda mantener una reacción en cadena. Recuérdese del Capítulo 1, que los sistemas pueden ser críticos (como se ilustró en la Figura 1.14 y como ocurre en un reactor nuclear) cuando se mantiene estable el número de neutrones; y que pueden ser supercríticos (véase la Figura 1.13). Pues bien: también puede haber sistemas subcríticos; en los que, por decirlo así, se liberan cada vez menos neutrones en cada generación.

ubicar todo el inventario de CG generado por el parque nuclear español (además de otros RAA y RE). El retraso del proyecto y los diferentes obstáculos a los que ha tenido que hacer frente ha hecho que todas las centrales españolas se hayan visto en la necesidad de construir sus propios almacenes (ATI, dado que algunas centrales españolas no tienen un ATI y guardan todo su combustible usado en sus respectivas piscinas) para guardar el combustible gastado, con diferentes estados de avance [3]. Finalmente, en el 7º PGRR se ha considerado inviable disponer de un ATC debido a «*las dificultades para lograr el necesario grado de consenso social, político e institucional para la construcción de una instalación de esta naturaleza*». En su lugar, propone la creación de un Almacén Temporal Descentralizado (ATD) en cada una de las centrales nucleares, que debe complementar a los ATI y permitir realizar las operaciones de mantenimiento necesarias para garantizar en todo momento la seguridad del CG [3]. Los futuros ATDs servirán como puente para proveer del tiempo necesario hasta que esté disponible la instalación para el almacenamiento definitivo de los RAA, que se describirá más adelante.



Figura 6.4a: Piscina de almacenamiento de combustible gastado.



Figura 6.4b: ATI de combustible gastado en el propio emplazamiento de la central.

6.5 Almacenamiento definitivo de residuos radiactivos

Algo que de momento tienen en común la estrategia de gestión de residuos de todos los países, hayan optado por ciclos abiertos o ciclos cerrados, es la necesidad de un emplazamiento definitivo para los residuos nucleares con mayores periodos de semidesintegración. Por ello, merece una sección separada en este Capítulo 6.

A pesar de la existencia y la experiencia acumulada en el desarrollo de almacenes para RAA, tanto en húmedo como en seco, sigue siendo necesaria una solución final para la gestión de estos residuos, en la que puedan estar almacenados durante miles de años hasta que su radiactividad decaiga a niveles naturales. Actualmente, existe un amplio consenso en la comunidad científica en que esta solución pasa por guardar los

residuos en un Almacén Geológico Profundo (AGP). Los AGP serán instalaciones subterráneas (alrededor de 500 m) localizadas en formaciones geológicas estables, de forma que se asegure el confinamiento de los residuos a largo plazo (Figura 6.5). El concepto AGP está basado en el concepto multibarrera, es decir, interponer barreras de forma sucesiva entre el residuo y la biosfera como forma de garantizar ese aislamiento. Las barreras pueden ser de diferente naturaleza:

- **Barrera química:** Va incluida en la propia forma del residuo, bien sea por vitrificación de los RAA procedentes del reprocesado, bien la propia matriz de óxido de uranio en el CG.
- **Barrera física:** Los RAA se introducen dentro de contenedores especiales de alta resistencia.
- **Barrera de ingeniería:** Consiste en la adición de blindajes y materiales absorbentes de radioisótopos, de forma que su difusión a través de ellos sea extremadamente lenta. La arcilla tipo bentonita es la más prometedora hoy en día.
- **Barrera geológica:** Por último, la propia formación geológica donde se situará el almacén proveerá a la estabilidad de los RAA.

Los criterios de diseño de un AGP se centran en la selección de emplazamientos geológicamente estables, generalmente en rocas ígneas, sedimentarias o metamórficas a profundidades de alrededor de 500 metros, que han demostrado estabilidad tectónica y baja permeabilidad durante millones de años. La estabilidad geológica del entorno asegura que los residuos no estarán expuestos a fenómenos como terremotos, fallas o intrusión de aguas subterráneas. Antes de su construcción, se realizan ensayos extensivos como estudios geotécnicos, hidrogeológicos y sísmicos, además de simulaciones a largo plazo del comportamiento de los materiales de confinamiento. Estos estudios permiten confirmar que las barreras geológicas y de ingeniería mantendrán su integridad durante los milenios necesarios para que los residuos decaigan a niveles seguros. El diseño incluye múltiples capas de barreras pasivas, tanto naturales como artificiales, que garantizan la contención y minimizan el riesgo de liberación de radioactividad al medio ambiente, incluso en escenarios extremos. La capacidad de aislamiento a largo plazo es verificada y monitoreada a través de modelos predictivos basados en datos empíricos y ensayos de campo.

A la hora de construir y un operar una instalación de estas características, hay una serie de etapas a tener en cuenta. En el caso del AGP español, el borrador del 7º PGRR prevé que entre en operación en el año 2073.

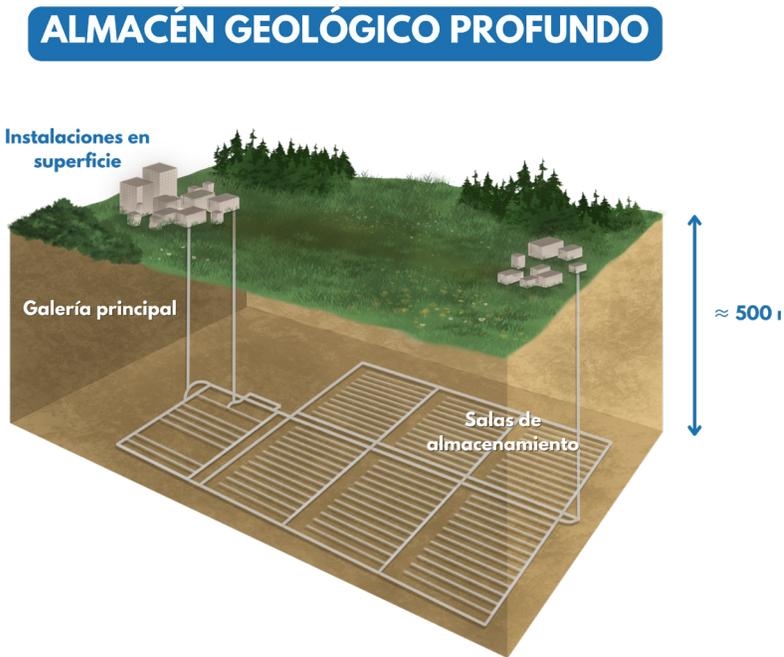


Figura 6.5: Esquema de un AGP.

Actualmente, aún no hay ningún AGP operativo en el mundo. El más cercano a comenzar su operación se encuentra en Finlandia (Onkalo), que previsiblemente empezará a almacenar RAA en 2025. Se trata de un AGP que está siendo construida en una formación granítica de Olkiluoto, en el oeste del país finés. Este tipo de rocas confiere a los AGP de baja permeabilidad y solubilidad al agua y una elevada resistencia a la erosión, características que las hacen adecuadas para albergar un almacén de este tipo. Aunque Onkalo es pionero en el mundo, otros países llevan muy avanzados sus programas de construcción de repositorios. Por ejemplo, en Suecia ya se ha aprobado el municipio de Aspö como emplazamiento elegido, y es previsible que el inicio de operaciones sea en 2033. Francia también prevé que las obras de construcción de su AGP en Bure finalicen en 2035. Más a largo plazo, países como

Canadá o Estados Unidos estiman que la operación de sus repositorios comience en la década de 2040, aunque aún no han elegido el emplazamiento. Finalmente, Suiza es el país con un marco temporal más parecido al caso español, pues prevé que su AGP empiece su operación para el año 2060.

La experiencia alcanzada internacionalmente para llevar a cabo proyectos de esta envergadura se basa en la existencia de “almacenes naturales” que llevan “operando” desde hace millones de años. Probablemente el más conocido sea el reactor de Oklo (Gabón), donde las antiguas condiciones geológicas del terreno (abundancia de minerales de uranio; concentración de ^{235}U en torno al 3%, a diferencia de la actual abundancia natural de este isótopo del 0.7%, véase la sección 3.2.2; la presencia de agua actuando como moderador, etc.) indujeron reacciones de fisión en cadena que actuaron a modo de reactor nuclear natural. Durante su operación, se produjeron toneladas tanto de productos de fisión como de plutonio y otros elementos, quedando estos residuos totalmente inmovilizados en la roca e inalterados durante casi dos mil millones de años. Esta capacidad de inmovilizar los residuos certifica la viabilidad del AGP, cuando además se añadirán barreras adicionales.

El caso de Oklo es el más llamativo y célebre de los análogos naturales. La referencia [17] ofrece una visión más extensa que permite ampliar los conocimientos en este campo si tienes interés en ello.

6.6 Transporte de material radiactivo

Otra cuestión común a cualquier estrategia de gestión de los residuos es su transporte; tema siempre recurrente en los debates sobre los residuos nucleares y su gestión, que se pueden poner en perspectiva con los datos que se darán a continuación.

El transporte es una parte inherente a la gestión de material radiactivo, que abarca desde el lugar de producción hasta el destino donde será utilizado (por ejemplo radiofármacos, combustible que va desde la instalación en donde se generan hacia el hospital o centro en donde se utilizan, etc.). El transporte de material radiactivo es una subcategoría dentro del transporte de mercancías peligrosas, y como tal dispone de reglamentación específica donde se incluyen

normativas sobre las operaciones a realizar. A nivel global, la IAEA ha publicado una nueva edición del “Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos” [8], de aplicación para todos los Estados Miembros. También está muy extendido el uso de normativa estadounidense, como el reglamento 10CFR71 [9]. Estas leyes describen requisitos concretos que deben cumplir todos los actores involucrados en el transporte de material radiactivo, con especial énfasis en los RAA y, en particular, el CG. De hecho, y como prueba de las especificaciones que se exigen para el transporte de este material, se mencionan a continuación los ensayos que se realizan a los contenedores que transportan el CG, como ya se vio en el Capítulo 5:

1. Caída libre desde 9 metros de altura, golpeando el contenedor en el punto de su superficie donde más daño se pueda causar.
2. Test de choque, dejando caer una masa de 500 kg sobre el contenedor desde una altura de 9 m.
3. Pruebas de punción, dejando caer el contenedor sobre un punzón de acero desde 1 m de altura.
4. Exponer el contenedor a un fuego de 800°C durante al menos media hora, para probar su expansión térmica.
5. Pruebas de inmersión, hundiendo el contenedor a una profundidad de al menos 15 m y con una presión externa del agua de 150 kPa.

Todas estas pruebas, junto con el hecho de que no se hayan producido incidentes con consecuencias radiológicas durante el transporte de material radiactivo, confirman la seguridad en el transporte de material radiactivo. De hecho, en España el CSN ha publicado recientemente un informe en el que analiza todos los sucesos ocurridos en el transporte de materiales radiactivos en un periodo de 20 años (2000-2020) [10]. De él, se extrae que ningún suceso ha superado el nivel 1 de la escala INES (anomalía), siendo el 76% de los mismos de nivel 0 (sin importancia para la seguridad).

Y aún hay más: a nivel mundial, la seguridad de estos transportes la muestran los más de 30 años de operación, 85 000 toneladas de Combustible Gastado transportado, con una distancia acumulada de 30 000 000 km y 0 incidentes con consecuencias radiológicas.

6.7 Residuos nucleares en perspectiva

Tras todo lo expuesto en las secciones anteriores, se puede concluir que los residuos radiactivos son materiales que representan un riesgo, debido a que contienen isótopos radiactivos que pueden generar radiaciones potencialmente dañinas para las personas y para el medioambiente. Sin embargo, la gran experiencia operativa acumulada durante décadas en todas las etapas de su gestión (desde que se generan hasta que se almacenan), demuestra que existen soluciones viables, tanto técnica como económicamente, para su gestión final. La demostrada necesidad que tiene la sociedad actual de las aplicaciones que ofrece el sector nuclear (producción de electricidad, isótopos usados en medicina, y otras aplicaciones que se abordarán en el Capítulo 8), apoya seguir desarrollando estas aplicaciones.

Además, es necesario poner en perspectiva tanto el volumen como la peligrosidad real de los residuos radiactivos. En España, y de acuerdo al borrador del 7º PGRR [3], el inventario nacional de residuos generados a fecha 31/12/2021 estaba constituido en 88% por RBBA y RBMA, representando los RAA (incluyendo el CG) y los REE tan solo el 12% de los residuos. Es decir, la inmensa mayoría de los residuos representan una amenaza real baja, puesto que su tratamiento y almacenamiento definitivo en las instalaciones de El Cabril lleva décadas realizándose sin accidentes. Además, este tipo de residuos, no por ser menos peligrosos que los RAA, dejan de estar sometidos a estrictos controles exigidos tanto por la normativa nacional como por reglamentos de instituciones internacionales.

Mención aparte merece la cantidad de residuos radiactivos generados en la producción de electricidad en centrales nucleares. Un informe publicado por la Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico (OCDE) ha tratado de dar una visión global de la gestión de residuos radiactivos producidos por la operación de las centrales nucleares, poniéndolos en perspectiva mediante la comparación con los residuos generados por otros tipos de fuentes de generación de electricidad tradicionales, como el carbón [11]. Los datos de dicha comparativa se muestran en la Tabla 6.1.



Tabla 6.1: Tipo y cantidad de residuos generados en la obtención de electricidad a partir del carbón y a partir de la energía nuclear [11].

Residuos generados del carbón		Residuos generados de la nuclear	
Tipo	Cantidad	Tipo	Cantidad
Cenizas	90 kT/TWh	RR sólidos ¹	0.2 kT/TWh
CO ₂	1600 kT/TWh	RAA (CG)	0.004 kT/TWh
Minería	3000 kT/TWh	Minería	<15 kT/TWh

¹Residuos radiactivos sólidos excluyendo los procedentes de la minería, que se muestran aparte.

Las cifras dadas en la Tabla 6.1 muestran el potencial generador de electricidad de la energía nuclear y el bajo volumen de residuos producido por TWh generado. En global, la generación de electricidad a partir del carbón genera una cantidad de residuos aproximadamente 300 veces superior por unidad de energía, en comparación con la nuclear. Este tipo de datos, que generalmente no se dan a conocer de forma tan clara, ayudaría a la aceptación social de la generación de los residuos radiactivos que lleva implícito el uso de la energía nuclear. De hecho, el tema de la gestión de los residuos es uno de los grandes puntos de conflicto en el debate social sobre la nuclear, y que influye en la opinión de la población.

Una encuesta realizada a nivel europeo sobre residuos radiactivos concluyó que el 79% de los encuestados considera que todos los residuos radiactivos son peligrosos. La misma cifra de personas que respondieron, 79%, creyeron que el retraso en la toma de decisiones sobre instalaciones para el almacenamiento de RAA se debe a que no hay manera segura de guardar estos residuos [12]. Sin embargo, como indica el detallado informe del cuerpo técnico científico de la Unión Europea en el marco de la taxonomía del Pacto Verde Europeo, un metaanálisis de toda la evidencia científica al respecto:

«Las tecnologías necesarias para la construcción del AGP ya están disponibles y pueden implementarse cuando la opinión pública y las políticas sean favorables.» [15]

«Existe un amplio consenso científico y técnico de que la disposición final en AGP se considera como una solución adecuada y segura.» [15]

Como se destacó en la entradilla del capítulo, la gestión segura de los residuos radiactivos debería de generar consensos, y no conflictos, entre los movimientos pro- y anti- nuclear. El uso de la energía nuclear en las últimas décadas ha generado residuos de alta actividad, y estos no van a desaparecer aunque se cierren todas las centrales nucleares del mundo. De hecho, como la complejidad de la gestión actual de los residuos radica en su radiotoxicidad a largo plazo y no en su volumen, el cierre de las centrales nucleares no simplifica el plan global de gestión de residuos radiactivos (dada la escasa complejidad añadida por la generación extra de nuevos residuos). En definitiva, el foco debe sin duda ponerse en generar los consensos necesarios para implementar las soluciones disponibles.

Por último, y como se ha mencionado brevemente en este capítulo, la ciencia y tecnología nuclear ha planteado soluciones para simplificar de forma considerable la gestión de los residuos radiactivos. Pero esto te toca leerlo en el siguiente capítulo, que describe la energía nuclear del siglo XXI. Entre los diversos temas que se tratan en el Capítulo 7, en la sección 7.3 verás cómo convertir el residuo en recurso.

6.8 Referencias, bibliografía y otros recursos

6.8.1 Fuentes de información

- [1] 📖 Ley 25/1964, de 29 de abril, sobre energía nuclear, M. d. Industria BOE-A-1964-7544, 1964.
- [2] 🌐 SNE. (07/08/2023). Diccionario Nuclear. Disponible en: <https://www.sne.es/diccionario-nuclear/residuo-radiactivo-rev-1/>
- [3] 📖 MITECO, Versión revisada del Séptimo Plan General de Residuos Radiactivos. Madrid: Ministerio para la Transición Ecológica y el Reto Demográfico, 2022.
- [4] 📖 IAEA, “The Regulatory Process for the Decommissioning of Nuclear Facilities,” International Atomic Energy Agency 1990.
- [5] 🌐 CIEMAT. (07/08/2023). Plan Integrado para la Mejora de las Instalaciones del CIEMAT (PIMIC). Disponible en: <https://www.ciemat.es/portal.do?NM=2&IDM=111>

- [6]  Real Decreto 451/2020, de 10 de marzo, sobre control y recuperación de las fuentes radiactivas huérfanas, R. c. l. C. y. M. D. Ministerio de la Presidencia, 2020.
- [7]  B. Morel, A. Salvatores, La Hague reprocessing plant: A mature technology continuously enhancing its performances through industrialization of R&D programs: International Atomic Energy Agency, 2020.
- [8]  IAEA, “Reglamento para el Transporte Seguro de Materiales Radiactivos,” International Atomic Energy Agency 2018.
- [9]  U.S.NRC, “10 CFR Part 71 - Packaging and Transportation of Radioactive Material,” Nuclear Regulatory Commission 2004.
- [10]  CSN, “Análisis de los sucesos ocurridos en el transporte de materiales radiactivos en España desde 2000 hasta 2020,” Consejo de Seguridad Nuclear 2022.
- [11]  OCDE/NEA, “Radioactive Waste in Perspective,” Nuclear Energy Agency Organisation For Economic Co-Operation And Development 2010.
- [12]  EC, “Radioactive Waste. Special Eurobarometer,” European Commission 2005.
- [13]  https://www.linkedin.com/posts/jovenesnucleares_residuosnucleares-energ%C3%ADa-nuclear-activi-ty-7158489550917451777-Jeem/?originalSubdomain=es
- [14]  Going the distance? The safe transport of Spent Nuclear Fuel and High-Level Radioactive Waste in the United States. National Research Council of the National Academies. The National Academies Press, Washington D.C., 2006
- [15]  Abousahl, S., Carbol, P., Farrar, B., Gerbelova, H., Konings, R., Lubomirova, K., Martin Ramos, M., Matuzas, V., Nilsson, K., Peerani, P., Peinador Veira, M., Rondinella, V., Van Kalleveen, A., Van Winckel, S., Vegh, J., Wastin, F., Technical assessment of nuclear energy with respect to the ‘do no significant harm’ criteria of Regulation (EU) 2020/852 (‘Taxonomy Regulation’), EUR 30777 EN, Publications Office of the European Union, Luxembourg, 2021, ISBN 978-92-76-40537-5, doi:10.2760/665806, JRC125953

6.8.2 Para saber más

- [16]  “Residuos Radiactivos”. Monografía. Consejo de Seguridad Nuclear.
- [17]  ENRESA. Actividades y Proyectos. Gestión de residuos de Instalaciones Radiactivas. <https://www.enresa.es/esp/inicio/actividades-y-proyectos/gestion-de-residuos-de-instalaciones-radiactivas>
- [18]  Foro Nuclear. ¿Cómo se gestionan los residuos radiactivos? <https://www.foronuclear.org/actualidad/a-fondo/como-se-gestionan-los-residuos-radiactivos/>
- [19]  DID-13-05 Aplicación de los análogos a la evaluación de seguridad y comunicación del almacenamiento geológico - Catálogo de análogos más significativos. Disponible en línea en: csn.es/documents/10182/103228/DID-13-05+Aplicación+de+los+análogos+a+la+evaluación+de+seguridad+y+comunicación+del+almacenamiento+geológico+-+Catálogo+de+análogos+más+significativos/81b55967-f1d9-4fca-8770-fccbae678c2c
- [20]  Proyecto MYRRHA. Descripción del proyecto disponible en <https://www.myrrha.be/en>
- [21]  Proyecto SHINE, fase 3: “recycling nuclear waste”. Disponible en: <https://www.shinefusion.com/phase-3>

CAPÍTULO 7

- La energía Nuclear del Siglo XXI

Autor: Carlos Vázquez Rodríguez
Revisor: Francisco Álvarez Velarde

Welcome to chapter 7! Si has llegado hasta aquí tras haber leído los capítulos anteriores, y no has saltado directamente a este porque el título ha despertado tú curiosidad, tendrás en tu cabeza la gran mayoría de los conceptos necesarios para entender lo que hemos llamado “energía nuclear del siglo XXI”. Porque, de hecho, los reactores que presentaremos en este capítulo del libro tienen mucho en común con los diseñados en el siglo pasado. Su principio básico de funcionamiento sigue siendo la reacción de fisión nuclear descrita en el Capítulo 1, que controlamos con una “máquina” llamada central nuclear, considerada en el Capítulo 2. La energía se genera con un combustible con cierto porcentaje de material fisil, presentado en el Capítulo 3, y el calor de la reacción debe evacuarse de forma segura para mantener el reactor en sus condiciones estables de operación, Capítulo 4. Todo esto debe hacerse evitando cualquier impacto significativo al medio ambiente o a las personas antes, durante, y después de la vida de la central nuclear, como acabáis de leer en el Capítulo 5 y Capítulo 6. Entonces... ¿de qué va este capítulo? Bueno, pues precisamente nos centraremos en los avances tecnológicos de la nuclear del siglo XXI.

«La energía nuclear no solo representa una nueva fuente de energía, sino un profundo paso hacia adelante en nuestra capacidad de utilizarla para el avance de la civilización humana.»

Enrico Fermi, en “Nuclear Physics: A Course Given by Enrico Fermi” (1950).

«Invirtiendo en la nueva generación de la tecnología nuclear, podemos transformar la manera en la que utilizamos esta energía para resolver problemas antes inabordables.»

Bill Gates, promotor de diseños avanzados de reactores nucleares. En “How to Avoid a Climate Disaster” (2021).

7.1 Introducción

El desarrollo de la energía nuclear siempre ha estado vinculado a su contexto histórico y socioeconómico, aunque estos aspectos estén lejos del alcance de este capítulo. Sin embargo, es fundamental tener presente que la evolución tecnológica, que es lo que queremos describir, siempre es una respuesta a los problemas particulares de cada época. De hecho, de todos los posibles enfoques para este capítulo, hemos decidido estructurarlo de manera que cada sección describa cómo la nuclear del siglo XXI aborda diferentes limitaciones de los reactores diseñados hace 50 años, en concreto en cuando a su: seguridad, residuos nucleares, la construcción y sus costes, flexibilidad y aplicaciones no eléctricas.

Pero antes de entrar en materia, vamos a ponerle puertas al campo de la energía nuclear del siglo XXI. Primero, es importante tener en cuenta que sólo hablaremos de reactores nucleares y sus aplicaciones energéticas. El resto de los usos de la tecnología nuclear se abordarán en el Capítulo 8. Otra limitación importante a todo lo que puede evocar el título del capítulo es que no se hablará de fusión nuclear. La única razón que justifica no hacerlo es que podéis encontrar, tanto en línea como en papel, un libro completo sobre fusión nuclear editado por *Jóvenes Nucleares* [1]. Por último, cabe destacar que hay diversas formas de clasificar los diferentes reactores que mencionaremos a lo largo del capítulo. La clasificación elegida se ha considerado la más conveniente para los contenidos a tratar, y se expone a continuación:

- Reactores de agua ligera avanzados (**ALWR**) - A pesar de que su diseño se inició a finales de los 80, su construcción se inició en los 2000, por lo que se consideran reactores del siglo XXI. Los diseños ALWR se diseñan a partir de los casos de éxito de las generaciones anteriores, y algunas de sus mejoras tecnológicas se destacarán a lo largo del capítulo.
- Reactores modulares pequeños refrigerados por agua (**LW-SMR**) - Aunque se pueden encontrar diferentes definiciones en la literatura, el término “pequeño” suele aplicarse a reactores con una potencia entre 25 MWe²¹ y 300 MWe. La significativa diferencia de tamaño de estos reactores con los actuales tiene varias implicaciones, como el propio término de reactor modular, que cubriremos a continuación.
- Reactores de Generación IV - De forma general, los conceptos de cuarta generación, ya planteados en los años 50, pretenden alcanzar la viabilidad comercial en el siglo XXI. La principal característica de los diseños de Generación IV que trataremos en este capítulo es que no usan agua para refrigerarse, sino metales líquidos, sales fundidas o gases. Los llamados reactores modulares avanzados (**AMR**) combinan las ventajas de los LW-SMR y de la generación IV, y cubriremos su amplio rango de aplicaciones a lo largo del texto.
- Microrreactores (**MMR**) - Los microrreactores llevan al extremo la reducción de tamaño de los reactores convencionales, y típicamente tienen rangos de potencia entre las decenas de kWe y los 10 MWe²². Suponen un radical cambio conceptual ya que son reactores que pueden existir sin una gran obra civil —o sin una

21 El término MWe se utiliza para dar una cifra directa de la potencia eléctrica que puede transmitir el reactor a la red. El uso del MWe en lugar de la potencia térmica (MW o MWt), que cuantifica el calor generado por las reacciones de fisión, permite comparar de forma directa diferentes diseños sin tener que tener en cuenta la eficiencia del ciclo termodinámico desde el núcleo del reactor hasta la conexión a la red eléctrica.

22 Esta definición de rangos de potencia varía en función de la fuente elegida para definirla, y de ahí la discontinuidad entre los rangos de potencia utilizados en este capítulo para los LW-SMR (>25 MWe) y los MMR (< 10 MWe). Al consultar la bibliografía, también podrás ver reactores de más de 300 MWe que se clasifican como LW-SMR. Estos rangos de potencia son, por tanto, orientativos, siendo mucho más relevantes características como la forma en la que se pretende construir y utilizar estos reactores modulares, que describiremos a lo largo del capítulo.

central nuclear— que permita refrigerarlos, y por tanto se pueden transportar a donde sean necesarios durante su operación.

- Sistema asistido por acelerador (**ADS**) - Este es el término que se utiliza para denominar a los reactores subcríticos, es decir, reactores en las que el combustible no puede sostener por sí solo la reacción en cadena y dependen de la generación de neutrones de un sistema complementario. Como trataremos en el texto, estos conceptos son particularmente útiles para gestionar de forma más eficiente los residuos nucleares.

Ahora sí, vamos con las características destacadas de nuestros reactores del siglo XXI. Debido a que la extensión del capítulo es limitada, hemos seleccionado seis recursos bibliográficos en los que el lector interesado puede extender de forma considerable el contenido sintetizado a continuación, [2], [3], [4], [5], [6], [7].

7.2 Seguridad

Decíamos en la introducción que la evolución tecnológica siempre surge como respuesta a los problemas particulares de una época. En el ámbito de la seguridad, los reactores de la generación pasada ya operan con altísimos estándares de seguridad, sin embargo, como se ha tratado de forma extendida en el Capítulo 4, el problema está en la percepción del riesgo. El alto nivel de riesgo percibido por parte de un sector del público general empuja al sector nuclear a promover una mejora continua de sus sistemas de seguridad en búsqueda de la aceptación social de las centrales nucleares.

Sin querer entrar en demasiada profundidad en tecnicismos, las posibles mejoras de seguridad se identifican a partir de los análisis probabilistas de seguridad (ver sección 4.3), en los que se evalúan todas las potenciales situaciones en las que el fallo de uno o varios sistemas pueda impedir que se cumpla uno de los objetivos primarios de la seguridad nuclear. En concreto, extraer del núcleo del reactor una cantidad de energía suficiente para mantener su temperatura lo suficientemente baja para conservar la integridad de las barreras físicas entre los productos de fisión y el medio ambiente. En el caso de los reactores convencionales de agua ligera, hay dos tipos de eventos dominantes en estas evaluacio-

nes probabilísticas del riesgo. En primer lugar, las pérdidas totales del suministro eléctrico, que hacen que los equipos destinados a inyectar el refrigerante en el reactor no puedan actuar. Por otro lado, una serie de pequeñas fugas de agua lo suficientemente grandes como para producir la subida de temperatura del núcleo, a la vez que lo suficientemente pequeñas como para que la presión se mantenga a un nivel demasiado alto para que los sistemas de seguridad sean capaces de inyectar suficiente agua para compensarla.

En los esquemas de la Figura 7.1, hemos representado de forma esquemática y simplificada los diferentes tipos de soluciones que los ALWR y LW-SMR han implementado para solucionar estas situaciones. De hecho, todos estos diseños tienen alguno de los sistemas representados en las imágenes. Veamos cómo estos sistemas ayudan a resolver los dos retos para la seguridad descritos en la sección anterior:

- Para refrigerar el reactor sin depender del suministro de electricidad, situación como la del accidente de Fukushima, los reactores del siglo XXI tienen más refrigerante disponible y crean las condiciones para poder usarlo. En concreto, todos los sistemas esquematizados en las figuras son sistemas pasivos, es decir, utilizan principios naturales como la gravedad, válvulas de apertura automática, o la circulación natural por diferencia de densidades para poder mover el refrigerante a través del núcleo.
- Para evitar las situaciones en las que la presión del reactor es demasiado alta como para poder inyectar agua externa, la gran mayoría de reactores ALWR y LW-SMR incluyen una serie de válvulas que permiten despresurizar el primario de forma controlada, como se muestra en la imagen de la derecha de la fila superior.

Los sistemas de las figuras, combinados con otros no incluidos pero con principios de funcionamiento similares, se dimensionan para asegurar que los diseños ALWR puedan mantenerse en condiciones seguras durante al menos 72 horas ante cualquier situación accidental de forma automática, sin acciones humanas. Este margen temporal puede verse considerablemente incrementado en el caso de los LW-SMR— y aplica también de forma general a los AMR y los MMR— ya que, como característica intrínseca a su menor potencia

térmica, la cantidad de calor a extraer será menor, siendo también más fácil de extraer por su geometría (relación potencia/superficie de refrigeración). El volumen de refrigerante disponible en los sistemas pasivos por cada MW de potencia a refrigerar (relación potencia/volumen) suele ser mucho más alto en los reactores pequeños. De hecho, en diversos diseños de LW-SMR, la contención es lo suficientemente pequeña como para estar total o parcialmente sumergida en una piscina de agua —como se puede ver en la imagen de la derecha de la fila inferior— y esa gran cantidad de agua sería suficiente para refrigerar el reactor durante semanas, tiempo suficiente para que el calor residual decaiga hasta tal punto que la integridad del reactor queda asegurada sin necesidad de acciones humanas.

SISTEMAS DE REFRIGERACIÓN PASIVA

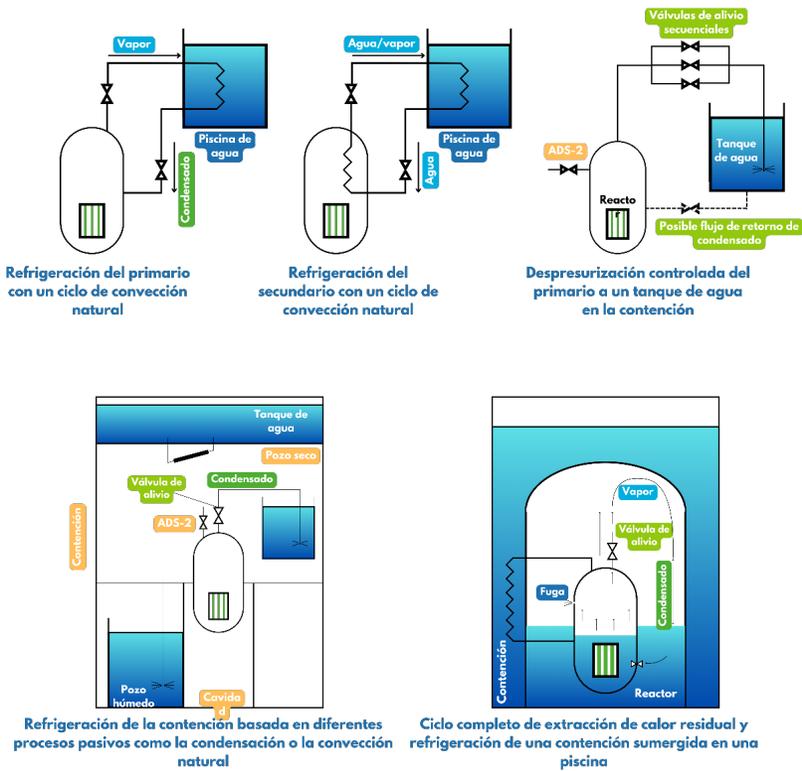


Figura 7.1: Representación esquemática de diversos sistemas de refrigeración pasiva típicos en reactores ALWR y LW-SMR.

Como acabamos de describir, es posible diseñar un reactor con suficiente “inercia térmica” como para, al menos de forma teórica, descartar la ocurrencia de un accidente severo por diseño, pero sobredimensionar la capacidad de refrigeración del diseño no es el único camino para conseguirlo. Diversos reactores de Generación IV —y también dentro de las categorías de los AMR y MMR— utilizan un combustible llamado TRISO, esferas de aproximadamente 1 mm en las que el combustible se envuelve en cuatro capas de compuestos de carbono. Las altas presiones y temperaturas a las que las partículas TRISO pueden mantener confinados los productos de fisión están por encima de los valores que se podrían alcanzar en los reactores que las utilizan. por tanto, su uso también evita intrínsecamente la posibilidad de accidentes severos.

A modo de cierre, la nuclear del siglo XXI no sólo ha asumido el reto de mejorar las ya exhaustivas aproximaciones a la seguridad de los reactores nucleares, sino que pretende consolidar conceptos que descarten por diseño los accidentes severos.

7.3 De residuos a recursos

Como hemos mencionado anteriormente, los problemas particulares de cada época tienen un reflejo en las mejoras que se buscan y realizan en la tecnología. En concreto, en esta sección hablaremos del uso óptimo de los recursos de la energía nuclear —en particular del uranio, cuyas reservas en el planeta están limitadas— y de la minimización de los residuos generados como consecuencia de la irradiación del combustible nuclear (los RAA, ya explicados en el Capítulo 6).

La tecnología nuclear del siglo XXI, y en particular los diseños que no usan agua para refrigerar el núcleo, nos ofrece una ventaja para alcanzar las metas propuestas. Como se ha mencionado en el Capítulo 2, los reactores refrigerados por agua producen una pérdida de energía en los neutrones en sus colisiones con el agua hasta llevarlos a temperaturas del medio en que se mueven, con lo que los llamamos térmicos. Sin embargo, muchas de las tecnologías del siglo XXI, como son los reactores de Generación IV o los ADS, no necesitan frenar los neutrones, con lo que éstos viajan por dentro del reactor con energías en torno al

MeV, la energía con la que han sido generados por fisión (o un orden de magnitud menos por colisiones), por lo que reciben el nombre de neutrones rápidos.

Los neutrones, ya sean rápidos o térmicos, en su viaje por el interior del núcleo de la central nuclear, sufren colisiones (o reacciones nucleares) con los materiales del medio y la probabilidad de que se dé una u otra reacción depende en gran medida de su energía (como recordarás del Capítulo 1). Principalmente, las reacciones que más nos interesan para el mantenimiento de la reacción en cadena son las reacciones de captura y de fisión y, más en particular, el cociente entre capturas y fisiones. Pues bien, este cociente es en general significativamente más bajo para neutrones rápidos que para térmicos. ¿Y qué quiere decir esto? Pues que será más probable que un neutrón produzca una fisión en lugar de ser capturado si lleva una gran energía. Ésta es la característica principal de los reactores rápidos (no refrigerados por agua y no moderados): su alta probabilidad de fisión frente a captura genera un excedente de neutrones.

El excedente de neutrones se suele gestionar mediante medidas geométricas, de forma que se aumentan las fugas del reactor para controlar la reacción en cadena. Sin embargo, este excedente también puede usarse para la eliminación de actínidos que en reactores térmicos tienen una probabilidad de fisión muy pequeña. De esta forma, en un reactor de neutrones rápidos, el excedente de neutrones se emplea en transformar actínidos fértiles (alta probabilidad de captura) en fisiles (alta probabilidad de fisión), como el ^{238}U , que se transforma en ^{239}Pu . Esto nos lleva a la siguiente consideración: ¿podemos transformar indefinidamente el uranio fértil en material fisil durante la operación de la central? La respuesta es sí.

El proceso recibe el nombre de transmutación y básicamente consiste en realizar esas transformaciones con distintos objetivos. El primero de ellos es el de optimizar el uso de los recursos: En un reactor rápido, la transmutación nos permite generar tanto plutonio como el que se está consumiendo, de forma que no se necesita ^{235}U en el combustible, sólo ^{238}U . Este proceso de reciclado no sería posible en una sola irradiación del combustible en el reactor, sino que necesita la ayuda de un reproceso del combustible. El proceso de la transmutación necesita varias etapas sucesivas en lo que se conoce como “separación y transmutación”. Este proceso requiere que, una vez que el com-

bustible ha llegado al final de su vida útil, no se lo considere residuo sino recurso. El combustible nuclear se puede reprocesar y separar los actínidos útiles que se utilizarán para la generación de nuevo combustible, en este caso plutonio y posiblemente actínidos minoritarios, que se irradiarían en reactores rápidos de Generación IV o ADS dedicados para ello. Con este proceso, realmente el único isótopo que se consume es el ^{238}U , con lo que multiplicaríamos por un factor 1000 la disponibilidad actual de uranio (unos 130 años con las reservas actuales para el ^{235}U , ver Capítulo 3), llegando a una cifra de centenas de miles de años. Con esto concluimos que, si implementamos el concepto de “separación y transmutación”, ¡estamos convirtiendo a la energía nuclear en una energía renovable! [8]

Otro objetivo de la transmutación aplica a la reducción de residuos, en particular actínidos (aunque no sólo a ellos). Como hemos visto, el excedente de neutrones se puede utilizar para transformar actínidos fértiles en físiles. Con el espectro rápido, esto es aplicable también a isótopos de plutonio, americio, neptunio y curio. Ellos forman parte de los residuos RAA que más calor, emisión de neutrones y radiotoxicidad producen a largo plazo, por tener periodos de semidesintegración muy largos. Esta ventaja se puede llevar a cabo separando estos actínidos en el reproceso y utilizándolos como parte de un nuevo combustible que sería irradiado en estos reactores rápidos. El objetivo es transformar estos elementos peligrosos y de muy larga vida, en otros de vida más corta (o estables) y que sean menos peligrosos en términos de calor, radiotoxicidad, etc., como se muestra en la Figura 7.2. Así, se consigue una reducción en el volumen y peligrosidad de estos residuos con las ventajas que esto conllevaría: en el almacenamiento definitivo (el AGP del Capítulo 6), la cantidad de actínidos a almacenar podría reducirse a un 1% en comparación con el ciclo abierto, con lo que la gestión podría simplificarse. Además, se produciría una disminución del tiempo en que el almacén final contiene residuos por encima de los niveles de radiación del uranio natural, ya que se habrían eliminado gran parte de los actínidos de muy larga vida.



RADIOTOXICIDAD DEL COMBUSTIBLE VS. TIEMPO DE REFRIGERACIÓN

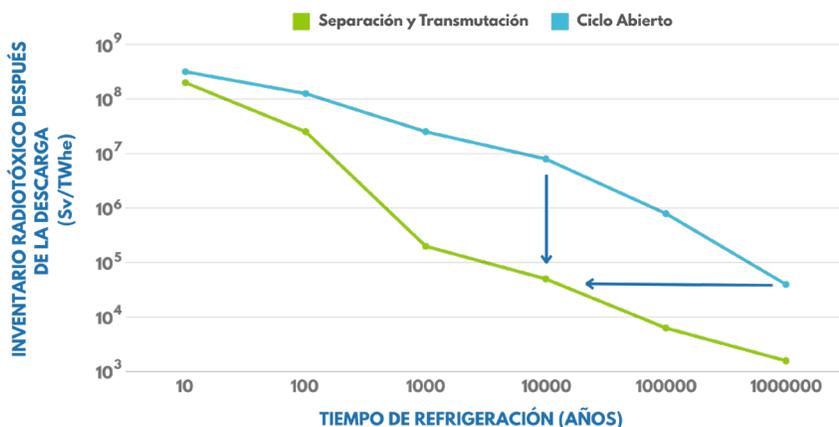


Figura 7.2: Reducción de la radiotoxicidad del combustible desde que se extraen del núcleo del reactor. La imagen compara el ciclo abierto con un ciclo cerrado que considera la separación y transmutación de los actínidos.

7.4 La construcción y sus costes

Después de tratar dos temas en los que los avances tecnológicos tienen el potencial de reducir a lo anecdótico los que han sido los principales argumentos de los movimientos antinucleares, llegamos al que sin duda es el principal reto para el uso masivo de la energía nuclear del siglo XXI: el coste de construcción de los reactores. En este capítulo no entraremos en números concretos, ya que la complejidad que envuelve la cuantificación de los costes de construcción, de financiación o los costes integrales del sistema energético se escapan del alcance de este capítulo. Sin embargo, sí intentaremos transmitir un par de conceptos básicos para presentar de forma sencilla el problema a resolver de cara a la construcción de los reactores del siglo XXI.

En todos los proyectos de ingeniería, hay tres factores principales de cara a evaluar la complejidad de una obra civil: su tamaño, la cons-

trucción en fábrica o in situ, y el marco legal/regulatorio para llevarla a cabo. Cuando un proyecto de construcción combina una obra civil de gran tamaño, un proceso en la que la mayoría del trabajo debe realizarse *in-situ* y no en fábrica, y un complejo entramado regulatorio, el riesgo de tener grandes retrasos en los plazos del proyecto aumenta de forma significativa. Todas estas características aplican a la construcción de las centrales nucleares —aunque también a la construcción de autopistas o líneas de tren de alta velocidad— y hay que tener claro que los retrasos en la construcción y los sobrecostes son dos realidades estrechamente ligadas. No hay proyectos que se completen con años de retraso y en presupuesto, de hecho, retrasar la puesta en operación de la central retrasa el momento en el que se empieza a ingresar el dinero, una consecuencia que multiplica los consecutivos incrementos de sus costes de financiación.

Con la clara idea de que los principales problemas de sobrecoste de una instalación nuclear son la complejidad de la obra civil y los retrasos en la construcción, podemos introducir alguna de las soluciones claves desde el punto de vista tecnológico, como el concepto de construcción modular. El término se refiere a la construcción de diferentes “módulos” de la central nuclear directamente en fábrica, que luego se transportan y ensamblan en la ubicación de la obra principal. De esta forma, se puede avanzar en paralelo en distintos componentes de la obra, reduciendo la complejidad de la obra civil en la ubicación de la central.

El uso de la construcción modular ya se ha explorado para diferentes diseños ALWR, y tiene un potencial aun mayor para los LW-SMR, los AMR y los MMR. De hecho, SMR, AMR y MMR llevan el término “modular” en su nombre, resaltándolo como una característica intrínseca a su conceptualización. El menor tamaño de los LW-SMR y los AMR implica una menor complejidad de su obra civil y, gracias a ello, la mayor parte del trabajo podría realizarse en fábrica, acelerando el proceso de construcción. En el caso de los MMR, el concepto de reducción de la obra civil se lleva al extremo, ya que muchos de estos diseños se conciben para ser transportados en camiones, y por tanto pueden ser construidos íntegramente en fábrica. La reducción del tamaño de los reactores tiene otras características con potencial para reducir el coste de la nuclear del siglo XXI —estandarización de la construcción en fábrica, menor inversión

inicial y por tanto financiación más sencilla, mayor competitividad por el número de diseños en desarrollo— y esta es una de las principales razones por las que ocupan un rol central en la energía nuclear del siglo XXI.

Para cerrar esta sección, cabe destacar que los costes NO competitivos de todos los proyectos de construcción que se han llevado a cabo en Europa y Estados Unidos a principios de siglo (Vogtle, Flamanville, Olkiluoto, Hinckley Point) NO son una característica intrínseca de estos reactores. Prueba de ello, varios de los proyectos de construcción de ALWR liderados por China o Korea del Sur se han completado en tiempo y coste. La reducción de costes es la principal tarea pendiente de la energía nuclear del siglo XXI y de ella dependerá que se pueda aprovechar todo su potencial.

7.5 Flexibilidad

Los reactores nucleares convencionales se diseñaron para cumplir una función muy concreta, producir electricidad de forma segura y continua 24 horas al día 365 días al año. Esa era la necesidad del mix energético en el que se integraban y la forma más rápida de recuperar la inversión necesaria para construirlas. Sin embargo, los perfiles de demanda de electricidad del siglo XXI presentan un cuadro mucho más complicado, que ilustramos con la “curva del pato” de la Figura 7.3. La curva del pato se origina al calcular la energía eléctrica necesaria en un sistema una vez descontado el autoconsumo y la generación de la energía solar fotovoltaica. Y es que, la gran penetración de energías variables como la solar y la eólica en nuestros sistemas energéticos, está cambiando de forma significativa las necesidades del sistema. De hecho, la demanda de electricidad podría cubrirse en su práctica totalidad con energía solar en las horas centrales del día, obligando al resto de fuentes a incrementar significativamente su generación tras la puesta de sol. Por tanto, la nuclear del siglo XXI debe ser flexible.

CURVA DE DEMANDA ELÉCTRICA EXCLUYENDO LA ENERGÍA SOLAR

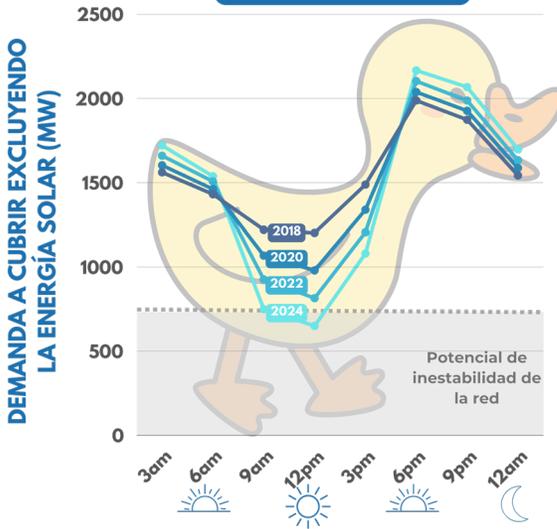


Figura 7.3: Figura de la llamada “curva del pato” obtenida al graficar la demanda de un *mix energético* con alta penetración de generación solar fotovoltaica.

La nuclear del siglo XXI aborda el reto de aumentar su flexibilidad de diversas formas. La más evidente, es tener una mayor capacidad de variar la energía generada por las reacciones de fisión. Para ello, muchos reactores ALWR incluyen las llamadas “barras grises”: barras de control como las descritas en el Capítulo 2 con unas propiedades que permiten realizar un número mayor de variaciones de potencia durante la operación del reactor sin afectar las propiedades mecánicas del combustible.

Sin embargo, el óptimo económico para una central nuclear es producir la mayor cantidad de energía todo el tiempo que sea posible, por lo tanto, la energía nuclear del siglo XXI explora opciones en las que los reactores —principalmente ALWR y LW-SMR— puedan funcionar a su potencia nominal sin exportar toda su electricidad a la red. En estos casos, la flexibilidad la aportarían los llamados sistemas híbridos, en los reactores producirían electricidad para la red en los momentos de alta demanda y, en el ejemplo de la curva del pato, utilizarían esa electricidad para otros propósitos en las horas centrales del día, como la generación de hidrógeno por electrólisis o la generación de amoníaco por el proceso de Haber-Bosch. Tanto el hidrógeno como el amoníaco

tienen diversas aplicaciones en la actualidad, pero su uso como vectores energéticos será aún mucho más importante en el futuro.

En el mundo de la Generación IV y sus AMR, la flexibilidad se puede conseguir de forma más directa. En concreto, los reactores que operan a temperaturas de unos 700°C —como los refrigerados por gas o sales fundidas— tienen un gran potencial para incluir un sistema de almacenamiento térmico de sales fundidas en sus ciclos de potencia. Este sistema intermedio permite desacoplar la energía generada en el reactor de la que se transfiere a la red. El reactor siempre opera a máxima potencia, y cuando no se necesita toda esa potencia, la energía se acumula en el sistema de almacenamiento térmico para su uso posterior. Este proceso se representa de forma esquemática en la siguiente Figura 7.4.

Por último, la flexibilidad es una de las características básicas de los reactores MMR. Estos conceptos transportables pueden producir electricidad allí donde sea necesario. Entre otras, pueden utilizarse para alimentar comunidades energéticas, localizaciones remotas, o consumos energéticos estacionales como los de los sectores agrario o alimentario. De hecho, la flexibilidad que aportan los MMR hace que los sistemas puedan operar de manera independiente de la red eléctrica, evitando el coste de la infraestructura de transporte de electricidad.

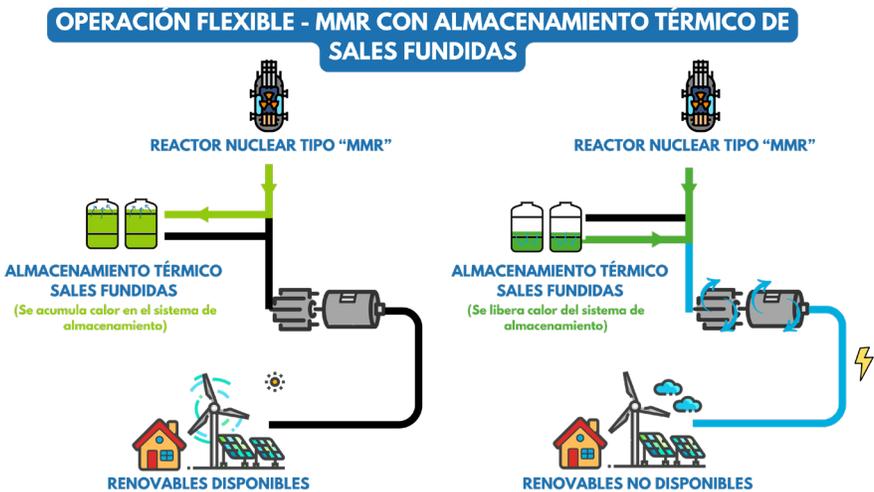


Figura 7.4: Esquema de la estrategia de operación flexible de reactores AMR en combinación con un sistema de almacenamiento térmico en sales fundidas.

7.6 Aplicaciones no eléctricas

Aun a riesgo de rozar la pesadez, introducir esta sección nos obliga a recordar que las soluciones tecnológicas surgen a partir de los problemas particulares de cada época, y este capítulo se escribe en un momento en el que en el mundo se debate cómo continuar el camino del progreso a la vez que se descarbonizan sus procesos de consumo de energía. De hecho, que utilicemos la palabra energía y no sólo electricidad cambia por completo la magnitud del problema, ya que hay sectores como el transporte pesado o diversos sectores industriales mucho más difíciles de descarbonizar. Por suerte, la energía nuclear del siglo XXI puede ir más allá de la generación de electricidad y poner su granito de arena en la descarbonización de estos sectores.

Es relevante diferenciar desde un principio las posibilidades de los diferentes diseños en cuanto a sus aplicaciones energéticas no eléctricas. Para ello, la Figura 7.5 resume diferentes aplicaciones industriales en función de la temperatura que requieren, junto a las temperaturas que se pueden alcanzar en los reactores en cuestión. Las bajas temperaturas necesarias para aplicaciones como la calefacción de distrito o la desalinización de agua hacen que sean aplicaciones al alcance de reactores ALWR y LW-SMR. De hecho, son aplicaciones, especialmente la calefacción de distrito, con recorrido en reactores convencionales. En este rango de temperaturas, en el diseño y construcción de los ALWR se tiene en cuenta su potencial para ser usados en estas aplicaciones, y el menor tamaño de los LW-SMR permite ubicarlos lo suficientemente cerca de sus posibles usos industriales. Sin embargo, el rango de aplicaciones posibles de los reactores Generación IV sí supone un cambio radical en el potencial de la energía nuclear del siglo XXI para descarbonizar sectores claves para la transición energética.



APLICACIONES NO ELÉCTRICAS DE LA TECNOLOGÍA NUCLEAR: TEMPERATURAS DE VAPOR EN PROCESOS INDUSTRIALES

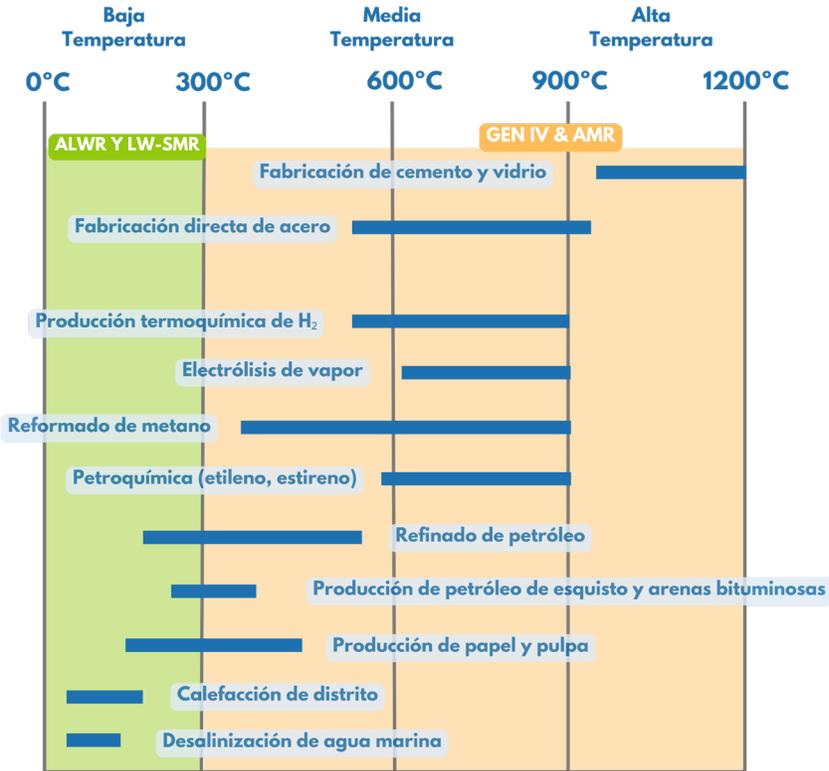


Figura 7.5: Aplicaciones no eléctricas de la tecnología nuclear en función de la temperatura alcanzable en el vapor de proceso.

De todas las aplicaciones de la Figura 7.5, destaquemos la posibilidad de usar las altas temperaturas de algunos diseños para producir hidrógeno a partir de ciclos termoquímicos. Estos ciclos, más eficientes que la electrólisis, necesitan temperaturas de unos 850°C para disociar el hidrógeno del agua, temperaturas no fácilmente alcanzables para otras de las fuentes bajas en carbono más comunes (eólica, hidráulica, o solar fotovoltaica). En el momento de redacción de este capítulo, ya hay reactores AMR en operación capaces de alcanzar estas temperaturas, así como años de experiencia en la investigación de ciclos termoquímicos como el del yoduro de hidrógeno/ácido sulfúrico que se ilustra en la Figura 7.6.

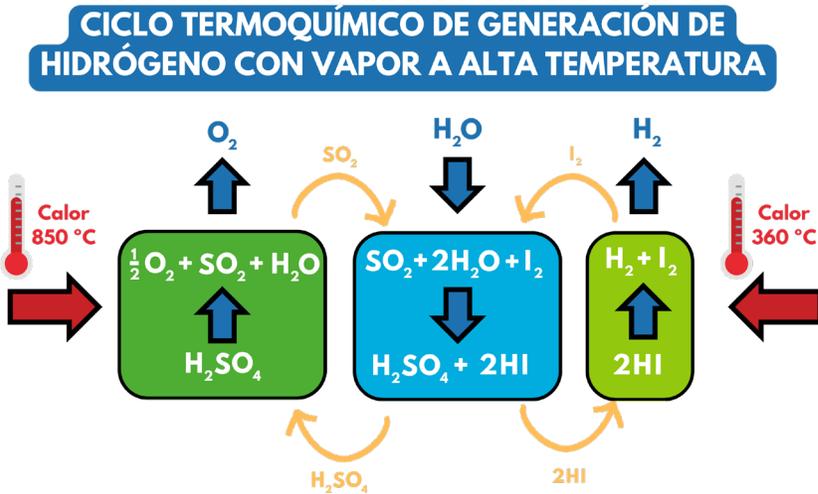


Figura 7.6: Ciclo termoquímico de generación de hidrógeno a partir de vapor de agua a alta temperatura (850°C).

7.7 El calentamiento global, el gran problema de nuestra época

Pues sí, tras un buen rato hablando de forma general de los “problemas” de nuestra época y cómo la nuclear del siglo XXI puede ayudar a afrontarlos, nos damos cuenta de que aún no hemos mencionado su nombre de forma explícita. Sí, el calentamiento global antropogénico, y la transición energética que el planeta debe afrontar para combatirlo de inmediato, es el principal reto que tenemos como sociedad. No será, sin embargo, la primera transición energética que afronta la humanidad. En el paso de la madera al carbón, o del carbón al petróleo y al gas fósil, el principal *driver* de la transición fue usar fuentes con mayores densidades energéticas, para aumentar continuamente nuestro consumo total de energía. Esta transición será diferente. No sólo se trata de añadir nuevas fuentes de energía; hay que hacerlo sustituyendo a las anteriores, sin generar pobreza, y con el nuevo *driver* de reducir las emisiones.

La energía nuclear es la única que combina los *drivers* de las transiciones pasadas, una mayor densidad energética, con el *driver* del presente, descarbonizar nuestro consumo de energía. Entonces, ¿por qué

no la vemos en todas partes como la tecnología del futuro? Bueno, pues porque su potencial tecnológico es sólo una de las variables del tablero, y hay otros factores económicos y sociales de los que dependen su integración en el mix energético global. Sobre todos estos temas, podréis leer mucho más en el Capítulo 9 del libro. Aunque antes, el Capítulo 8 presentará una extensa lista de aplicaciones de la tecnología nuclear fuera del ámbito de la energía, vinculando la tecnología nuclear con el progreso de nuestra sociedad.

Cerramos el capítulo con una breve metáfora. La energía nuclear del siglo XX, principal productora de electricidad de bajas emisiones tras la hidráulica, lleva consigo una pesada mochila: la carrera armamentística, los accidentes históricos, las construcciones con sobrecostes en Europa y Estados Unidos... Las características que hemos descrito de la nuclear del siglo XXI deben hacer que la tecnología se desprenda de esa pesada mochila para desarrollar todo su potencial.

7.8 Referencias, bibliografía y otros recursos

- [1]  Jóvenes Nucleares, 2017. *Curso Básico de Fusión Nuclear. Primera edición*, ISBN: 978-84-697-5718-5

Libro editado por Jóvenes Nucleares que sirve como introducción a la energía nuclear de fusión, la otra mitad de la energía nuclear del siglo XXI que se ha quedado fuera de este capítulo

- [2]  Cummins, W.E., Matzie, R., 2018. *Design evolution of PWRs: Shippingport to generation III+*. *Progress in Nuclear Energy* 102, 9–37

Aunque solo incluye la información relevante para el sector nuclear estadounidense, este artículo científico describe de manera muy didáctica la evolución de los reactores de agua ligera desde la Generación 0 hasta los ALWR

- [3]  IAEA, 2023. *Advanced Reactors Information System [WWW Document]*. URL <https://laris.iaea.org/> (accessed 12.8.23)

Esta plataforma de la IAEA contiene descripciones de aproximadamente 80 diseños de reactores ALWR, LW-SMR y AMR

- [4]  IAEA, 2022. *Advances in Small Modular Reactors Technology Developments*

Este catálogo, que la IAEA actualiza cada dos años, recopila y sintetiza las características de los principales conceptos reactores LW-SMR, AMR, y MMR. Probablemente, la mejor referencia para complementar los contenidos de este capítulo

- [5]  NEA, 2006, *Advanced Nuclear Fuel Cycles and Radioactive Waste Management*, OECD/NEA No. 5990

Este documento incluye cómo son los escenarios que se pueden diseñar para llevar a cabo la separación y transmutación, además de qué impacto tendrían en la gestión de los residuos o en los costes

- [6]  MIT, 2018. *The Future of Nuclear Energy in a Carbon-Constrained World*

En este informe liderado por el MIT —que usa un esquema de identificación de problema/oportunidad → propuesta de solución/aprovechamiento en el que nos hemos inspirado para la redacción de este capítulo— encontraréis un análisis exhaustivo y múltiples referencias que abordan los problemas de coste asociados con los retrasos en la construcción de reactores nucleares, así como las oportunidades de mercado de aplicaciones no eléctricas de la energía nuclear.

- [7]  OECD, Nuclear Energy Agency, 2022. *Beyond Electricity: The Economics of Nuclear Cogeneration*. <https://doi.org/10.1787/be-d3e52c-en>

Informe de la NEA en el que se describen de forma extensa las aplicaciones energéticas de la energía nuclear más allá de la producción de electricidad, así como sus oportunidades de mercado

- [8]  Naciones Unidas, *Desarrollo y cooperación económica internacional: medio ambiente. Informe de la Comisión Mundial sobre el Medio Ambiente y el Desarrollo. Capítulo 7 (Energía: Opciones para el medio ambiente y el desarrollo), Punto 3* https://www.ecominga.uqam.ca/PDF/BIBLIOGRAPHIE/GUIDE_LECTURE_1/CMMAD-Informe-Comision-Brundtland-sobre-Medio-Ambiente-Desarrollo.pdf

Informe de la Organización de las Naciones Unidas en el que se enumeran fuentes de energía renovables y se citan textualmente los “reactores nucleares que producen su propio combustible”

CAPÍTULO 8

- Otras Aplicaciones de la Ciencia y Tecnología Nuclear

Autor: Luis Serra López

Revisor: Pablo García García

El pionero de la química nuclear Glenn T. Seaborg, descubridor de una decena de elementos y Premio Nobel en 1951, fue preguntado en cierta ocasión acerca de la inversión estatal en investigación básica, a lo que respondió: “*mis descubrimientos no tuvieron usos inmediatos, pero hoy en día los radioisótopos son los caballos de batalla de la medicina nuclear, un isótopo de plutonio es una importante fuente de energía en el programa espacial y el elemento americio es fundamental para los detectores de humo de todas las casas del mundo*” [15]. Con estas palabras, el prominente científico ya vaticinaba el gran abanico de aplicaciones y campos donde la Tecnología Nuclear jugaría un papel beneficioso. Tanto es así que, década a década, las aplicaciones nucleares, más allá de la generación de electricidad en las centrales, han ido creciendo en número y demostrado su valía como motor de progreso. Más aún, como se ha explicado en el Capítulo 7, los nuevos diseños de reactores permitirán aprovechar mejor el calor de las reacciones nucleares en aplicaciones como la producción de hidrógeno bajo en emisiones, la desalinización de agua o su calentamiento para uso residencial, así como en la descarbonización en la producción de acero, cemento y un largo etcétera de productos estratégicos. Sin embargo, en este capítulo exploraremos la gran isla de isótopos radiactivos y sus múltiples usos en los sectores de la Industria,

la medicina, la agricultura y en otros aspectos quizá más desconocidos y no por ello menos cotidianos.

«Mis descubrimientos no tuvieron usos inmediatos, pero hoy en día los radioisótopos son los caballos de batalla de la medicina nuclear, un isótopo de plutonio es una importante fuente de energía en el programa espacial y el elemento americio es fundamental para los detectores de humo de todas las casas del mundo.»

Glenn T. Seaborg, premio Nobel de química (1951) por el descubrimiento de la química de los transuránidos.

«Y cuando vas a lugares donde te ves confrontado con las realidades más duras que podemos enfrentar, te das cuenta de cómo puedes cambiar, literalmente, la vida a muchas personas con una unidad de radioterapia que puedes poner en un lugar [...] Esto te conmueve humanamente lo más profundo.»

Rafael M. Grossi, director de la IAEA.

8.1 Introducción

Para no abrumar al lector con una mera enumeración de aplicaciones, optamos por presentar las principales en tres bloques distintos. Como se explicó en el Capítulo 1, los protagonistas son los isótopos y su personalidad se basa en la forma y energía con la que experimentan sus transformaciones. Así, la primera sección se centrará en aquellas aplicaciones en las que se usa directamente una fente radiactiva, como puede ser el empleo del famoso carbono-14 en datación arqueológica o el uso de generadores termoelectrónicos de radioisótopos (generadores eléctricos que obtiene su energía de la desintegración de determinados isótopos) en sondas espaciales. Seguidamente, se presentarán aplicaciones basadas en la interacción de la radiación con diversos medios materiales, como por ejemplo la irradiación de alimentos para mejorar su conservación o el tratamiento de enfermedades con técnicas punteras como la protonterapia. Finalmente, listaremos algunas aplicaciones en las cuales el foco se pone en la detección de la radiación, desde controles de calidad en la industria hasta la medida de la humedad de los suelos. Cabe

decir que las técnicas basadas en la interacción o la detección de la radiación obviamente hacen uso de una fente radiactiva aguas arriba en su proceso, tal y como se aprecia en el esquema de la Figura 8.1. Así, las aplicaciones mostradas sirven para proporcionar una idea general de los métodos bajo los cuales podemos aprovechar la radiación, a la vez que nos protegemos de ella (como se vio en el Capítulo 5) y hacemos un uso sostenible de la misma.

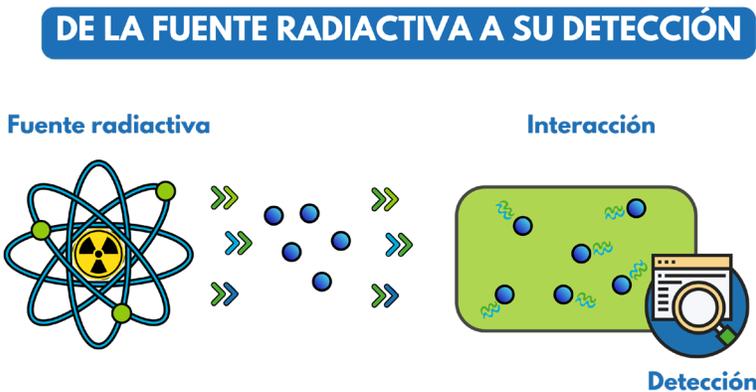


Figura 8.1: De la fente radiactiva a su detección.

8.2 Aplicaciones basadas en el conocimiento de la fuente

El ser humano ha ido comprendiendo con el paso de los últimos decenios que una buena parte del planeta, y de lo que hay más allá de él, es radiactivo. En 1896, Henri Becquerel descubre casi por casualidad que el uranio contenido en una de sus muestras de sulfatos emitía una radiación misteriosa sin haber sido previamente sometido a ningún tipo de excitación. Sólo dos años más tarde, el matrimonio Curie descubre el polonio y el radio, elementos que darán pie a un gran número de investigaciones y aplicaciones comerciales (las cuales, aunque muy interesantes, no caben en este capítulo). Otros nombres famosos, como Ernest Rutherford o Frederick Soddy, ayudaron a entender que estos “nuevos” materiales podían emitir tres clases de radiación (si el lector no recuerda cuales son, hará bien en repasar el Capítulo 1), fruto de la desintegración de los átomos

de dichos materiales [10]. En otras palabras, la materia era capaz de transmutar. Así, el sueño de los antiguos alquimistas se hacía realidad y muchos pioneros emprendieron la búsqueda de fuentes radiactivas que les dieran fama y dinero.

Aquella exploración dio lugar al descubrimiento de muchos elementos y sus isótopos, algunos de ellos fundamentales en la historia de la energía nuclear civil. Como ejemplos, el californio-252, usado en algunos reactores como fuentes de neutrones para su primer arranque, o el cesio-137, componente de las fuentes de calibración para equipos de investigación y de protección radiológica. Sin embargo, hemos nombrado ya unas cuantas veces a estas fuentes de radiactividad, pero ¿cómo podemos definir las? Las mismas no sólo varían en su composición isotópica y actividad sino en la forma física y química en la que se encuentren o en la que sean artificialmente selladas por nosotros. Por tanto, diferenciaremos entre los isótopos radiactivos que yazcan en la naturaleza, como el carbono-14 que se desintegra en la materia biológica, y entre los materiales agregados, confinados, controlados y registrados que formen una fuentes radiactiva encapsulada.

Naturales o artificiales, las fuentes radiactivas nos han permitido viajar al pasado y conocer nuestros orígenes, progresar como sociedad al revolucionar las pruebas diagnósticas en medicina, así como acercarnos a la última frontera de la humanidad, los viajes espaciales.

• **Los antiguos radioisótopos que nos hacen conocer el pasado**

En el arte, la arqueología y la paleontología, algunos radioisótopos son fundamentales para conocer la antigüedad de ciertos objetos. Pongamos el ejemplo de un ciudadano de la Edad Media, el cual no solo era de carne y hueso, sino que usaría prendas de lana o algodón y dormiría en una cama de madera bajo sábanas de seda. Además, con suerte se alimentaría de cebada y según la latitud, quizá llegara a probar algún plátano o dátil. Todos esos productos comparten la característica de estar compuestos de material biológico, el cual contiene carbono-14 en la misma proporción que el ambiente. Tras la muerte del ser vivo que contiene dicho material biológico, el carbono-14 que contiene va desintegrándose sin reemplazo por carbono-14 de la naturaleza. Gracias a ello, se puede determinar el tiempo transcurrido desde la muerte del ser vivo bajo estudio.

Tras desenterrar un yacimiento, la datación por radiocarbono permite extrapolar la antigüedad de los materiales hasta un rango de 50 000 años, midiendo la cantidad remanente del radioisótopo con espectrometría de masas en aceleradores. Como curiosidad, con esta técnica se demostró que la estatua de la Loba Capitolina en realidad no pertenecía a la época de Rómulo y Remo y que provenía de una fundición mucho más moderna [1].

Para muestras más antiguas, de unos 100 000 años, técnicas como la del potasio-40 y argón-40 nos permiten realizar dataciones radiométricas en muestras minerales y cerámicas. El primero de esos isótopos tiene un periodo de semidesintegración muy largo, de 1.251 millones de años, y gracias a ello, investigadores caracterizaron la frecuencia de cambio de polaridad geomagnética de la Tierra [18]. Esta pareja de isótopos padre-hijo también se ha usado para horquillar en el tiempo los depósitos arqueológicos de la Garganta de Olduvai, cuna de la humanidad [22]. ¿Y si queremos ir más allá? Pues entonces recurriremos a la técnica de datación uranio-plomo, por la cual se puede conocer el origen de rocas de entre 1 y 4500 millones de años con un margen de error del 1% [4].

Por último, también el conocimiento de los radioisótopos presentes en las profundidades de la corteza terrestre nos permite caracterizar cómo es y de dónde proviene el agua subterránea. Así, los estudios de hidrología revelan los mecanismos de recarga de acuíferos, movimiento de suelos, o la contaminación y salinidad de reservas de agua. Detectando, por ejemplo, fuentes naturales de tritio, podemos mapear acumulaciones de agua que hayan tenido lugar hace menos de un siglo, mientras que analizando la composición de kriptón-81 y helio-4 somos capaces de sondear poros llenos de agua atrapada hace un millón de años [9], tal y como se puede ver en la Figura 8.2.



USO DE RADIOISÓTOPOS PRESENTES EN LA NATURALEZA EN ESTUDIOS HIDROLÓGICOS



Figura 8.2: Uso de radioisótopos presentes en la naturaleza en estudios hidrológicos.

• Los radioisótopos que nos facilitan el presente

Como vamos introduciendo, las fuentes de radiación están presentes en muchos ámbitos y el descubrimiento de nuevos isótopos nos ha permitido conocer en profundidad aquello que antes no podíamos ver. En ese sentido, el desarrollo de radiofármacos, cuyos radioisótopos provienen de instalaciones especiales, nos ha abierto la ventana al interior del cuerpo humano y ha sido esencial en el desarrollo de la diagnosis y tratamiento de infinidad de enfermedades y patologías. ¿Y, cómo definimos un radiofármaco? Básicamente, son entes compuestos por un radioisótopo y una molécula transportadora con gran afinidad o capacidad de adhesión a un tejido o con una función específica en un órgano humano [20]. Los hay emisores alfa, como los usados en procedimientos de teragnosis (terapia más diagnosis), de partículas beta para tratamientos metabólicos, de positrones para procedimientos como la PET, o de rayos gamma, usados en otros procedimientos de medicina nuclear convencional. Antes de introducir más conceptos médicos, centrémonos aquí en explicar de dónde provienen algunos de los radiofármacos más famosos y a partir de qué fuentes se extraen.

Uno de los isótopos más comunes en procedimientos como los contrastes es el tecnecio-99m, el cual es un radioisótopo artificial. La 'm' añadida al número másico indica que el isótopo es un hijo metaestable, en este caso del molibdeno-99, que a su vez es un producto de fisión del uranio-235. El 80 % de todas las exploraciones médicas con fines de diagnóstico que se llevan a cabo en el mundo dependen de la disponibilidad de ese molibdeno-99 (y de su producto de desintegración) que en la actualidad solo se produce en reactores de investigación. Por otro lado, estos reactores, cada vez más escasos y envejecidos, se enfrentan no sólo a los mismos retos que los reactores nucleares convencionales, sino a una carrera en la competitividad respecto al transporte de los blancos irradiados desde las instalaciones de procesamiento a los usuarios finales [14]. Y es que, por ejemplo, el molibdeno-99 tiene un periodo de semidesintegración de 66 horas, por lo que su transporte es ciertamente viable, pero, sin embargo, el del tecnecio-99m es solo de 6 horas.

Otros isótopos, también generados a partir de fuentes en aparatos específicos, ayudan en diversas actuaciones médicas. El galio-68 se usa en la PET para seguimiento de tumores neuroendocrinos, mientras que el rubidio-82 se emplea en cardiología. El samario-153 se usa para paliar las metástasis óseas y el flúor-18 se usa para diagnosticar algunos tipos de sarcomas. La lista es larga, y ya que quedan muchas aplicaciones por contar, cabe por último volver a recalcar el crisol de tecnologías y cadenas logísticas implicadas en el uso beneficioso de estos radioisótopos.

• Los radioisótopos que nos acercan al futuro

Desde los albores de la carrera espacial, los radioisótopos también han jugado un papel muy importante. En 1954, un grupo de científicos inventan en Ohio el dispositivo aún hoy conocido como generador termoeléctrico de radioisótopos (RTG, por sus siglas en inglés) [3]. El mismo consta de una serie de termopares para convertir el calor liberado por la desintegración de un material radiactivo (como el polonio-210, curio-250, estroncio-90 o plutonio-238) en electricidad mediante el efecto Seebeck. El primero de estos generadores lanzado al espacio lo hizo a bordo de la nave estadounidense Transit 4-A en 1961, a lo que siguieron multitud de misiones como las *Pioneer*, *Voyager*, *Galileo*, *Cassini*, *New Horizons* y el *Mars Science Laboratory*. En esta última, el *rover Curiosity*, el cual vemos en la Figura 8.3, realizó la primera datación de una roca alienígena *in-situ*, y lo hizo con la técnica del kriptón-argón, que mencionábamos hace sólo unas líneas [5].

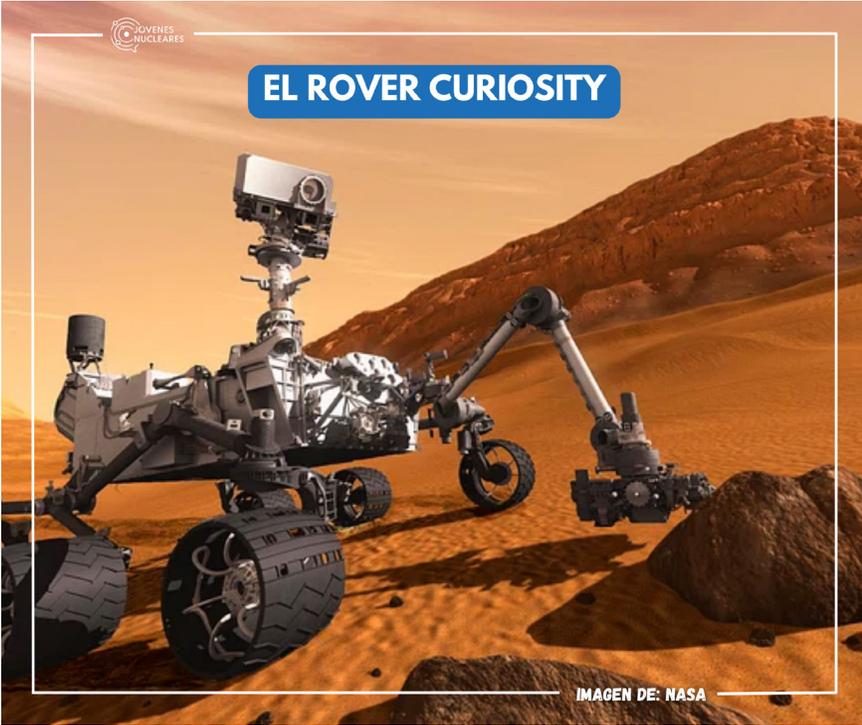


Figura 8.3: El rover Curiosity, alimentado por radioisótopos y utilizando técnicas isotópicas para analizar el suelo marciano.

¿Y, por qué son interesantes estos generadores en las misiones espaciales? ¿Acaso no es suficiente la energía solar? Para misiones de largo recorrido y duración, la respuesta es que los paneles solares no pueden sustentar la energía necesaria para mantener los equipos de las sondas durante todo el tiempo. Así, los radioisótopos reciclados y encapsulados en estos generadores termoeléctricos pueden dar energía de manera constante durante muchos años. Otra variante de los RTGs son los RHUs, o unidades de calor radiactivo, usados en satélites y otras misiones para mantener los instrumentos a una temperatura adecuada. Además, se encuentran licenciados, como los primeros, para soportar tanto su lanzamiento como la reentrada a la atmósfera. Un ejemplo del uso de estos últimos es en el *rover* chino *Yutu*, de la misión *Chang'e 3*, empleado para explorar la cara oculta de la Luna [2].

8.3 Aplicaciones basadas en la interacción radiación-medio

El ser humano ha fantaseado con el poder de las radiaciones desde su descubrimiento, lo que ha llevado a curiosas aplicaciones en productos de todo tipo y a increíbles historias en la literatura y el cine. Quizá recordaréis los rayos desintegradores que las cápsulas marcianas arrojaban a los indefensos humanos en “La Guerra de los Mundos” de H. G. Wells, o las unidades médicas multipropósito que curaban a los tripulantes de la nave *Nostramo* en “Alien”. Asimismo, el lector puede esbozar una sonrisa al recordar el disruptivo uso del plutonio que Homer Simpson lleva a cabo sobre una yerma plantación en su granja, con lo que consigue una variedad de tomates ultrarresistentes y adictivos conocidos como *Tomaco*.

Volviendo a las aplicaciones de la radiación en el mundo real, hemos de diferenciar si la misma es ionizante o no ionizante. En el primer caso, estaremos hablando de fuentes de radioisótopos que emiten radiaciones con una energía capaz de extraer electrones ligados a algunos átomos. Wilhem Röntgen descubrió una famosa radiación ionizante, los rayos X, y lo demostró fotografiando la mano de su esposa Bertha, imagen en la cual sobresalía el anillo de compromiso sobre el fantasmagórico conjunto de huesos. A partir de ahí, muchos científicos comenzaron a retratar el interior del cuerpo humano, dando lugar a las aplicaciones de diagnosis en el campo de la medicina nuclear. Otros investigadores comprobaron que radiaciones de ciertas energías también servían para tratar diversas enfermedades, haciendo por ejemplo colapsar células malignas localizadas en tumores no accesibles por medios quirúrgicos.

Más adelante, conociendo el potencial de interacción entre la radiación y la materia, surgieron investigaciones avanzadas cuyos resultados han llevado a nuestra especie a dominar campos de la ciencia nunca antes contemplados. ¿Habrían imaginado aquellos primeros pioneros de las radiaciones que los radioisótopos podrían servir para estudiar las proteínas de nuestro cuerpo? ¿Acaso se podrían haber planteado que esa extraña radiación serviría para modificar genéticamente variedades de plantas para mejorar su resistencia a condiciones extremas?

Lo que está claro es que la irradiación se usa amplia y cotidianamente en la industria, por ejemplo, para descontaminar productos y su paquetería, como es el caso de medicamentos, cosméticos y hasta juguetes para niños y mascotas. A continuación, ahondaremos un poco más en las aplicaciones más importantes en dos campos en específico: la medicina y la agricultura.

• **Tecnología nuclear en la agricultura y el sector de la alimentación**

La Organización de las Naciones Unidas para la Alimentación y la Agricultura (FAO), en colaboración con la Agencia Internacional de Energía Atómica (IAEA) identificaba ya en 1979 siete aplicaciones clave de la Tecnología Nuclear en los campos de la Agricultura y Alimentación [16]. La primera de ellas se refiere al control sanitario del ganado y a la optimización de su reproducción. En Burkina Faso, ambas organizaciones llevaron a cabo estudios genéticos sobre ejemplares de ganado ovino y caprino para estudiar qué cruces eran más resistentes a los parásitos locales, mediante el marcado genético por fósforo-32 de muestras tomadas a 16 000 ejemplares [13]. La segunda de ellas tiene que ver con el control y eliminación de plagas, donde destaca la llamada Técnica del Insecto Estéril, consistente en la cría de machos esterilizados por radiación ionizante que son liberados sobre la superficie de los cultivos a proteger (véase la Figura 8.4). Un ejemplo de esta técnica puede encontrarse en la lucha contra la mosca mediterránea de la fruta en España, donde ha afectado especialmente al cultivo de cítricos [8].



CONTROL DE PLAGAS MEDIANTE LA TÉCNICA DEL INSECTO ESTÉRIL



Figura 8.4: Control de plagas mediante la Técnica del Insecto Estéril.

Otra aplicación que podemos mencionar es el análisis de suelos para la identificación de reservas de agua y posibles trazas de contaminantes, junto a la identificación de las causas de degradación de los territorios de pasto y cultivo. También, estos estudios permiten conocer en qué cantidad los suelos capturan carbono o nitrógeno, ayudando a generar estrategias para optimizar los trabajos agrícolas y reducir emisiones. Respecto a lo último, es interesante el uso de técnicas de marcado por radioisótopos para estudiar cómo se distribuyen los nutrientes y la capacidad de absorción de fertilizantes por parte de las plantas, reduciendo así la cantidad necesaria de los mismos. Por ejemplo, en Benín se han utilizado técnicas isotópicas para estudiar la fijación de nitrógeno en el sustrato de los cultivos de soja, aumentando más del doble las hectáreas de cultivo [17].

Algunas aplicaciones más pasan por el estudio de la conservación de alimentos mediante técnicas de irradiación, las cuales en el caso de

las especias pueden retrasar sustancialmente el tiempo de aparición de microorganismos y hongos. En la irradiación de los alimentos, frente a técnicas de fumigación o pesticidas, no depositamos un agente biocida sobre los mismos, sino que se hace pasar un flujo de radiación ionizante que inhabilitará la reproducción de los organismos que se nutren de la materia en descomposición. El objetivo es ayudar en la prevención de hambrunas, reducir emisiones y crear estrategias de reparto de alimentos más eficientes y sostenibles. Por último, la tecnología nuclear también ayuda a crear variantes de cultivos más resistentes al cambio climático y a condiciones extremas, como las que se pueden dar en una sequía prolongada.

• Aplicaciones principales en medicina nuclear

Como comentábamos anteriormente en este capítulo, el ser humano ha tenido la curiosidad por conocer qué ocurre en el interior de las cosas, ya sea en la corteza terrestre o debajo de nuestra piel. Así, hablábamos de que en medicina nuclear la tecnología isotópica juega un papel muy importante en el diagnóstico y tratamiento de enfermedades; solo en España, 187 unidades de medicina nuclear realizan 900 mil diagnósticos y 30 mil aplicaciones terapéuticas al año [21]. Muchas de las aplicaciones en este ámbito se basan en la interacción de radiaciones de energía específica sobre ciertos tejidos del cuerpo humano. De entre los numerosos procedimientos existentes, pongamos un ejemplo: la protonterapia. Se trata de una técnica que presenta una distribución más eficaz de la energía que los fotones usados en otras técnicas de radioterapia, de manera que posibilita dirigir dosis más elevadas a la zona del tumor, cuyas células sufrirán lesiones en el ADN y ciertas moléculas que lo inactivarán. Esto se consigue sin incrementar las dosis en otras zonas, minimizando el daño que la radiación puede producir en tejidos sanos o muy sensibles, o en tejidos en crecimiento, como en el caso de los niños. Más aún, como se puede ver en la Figura 8.5, en esta técnica se utilizan protones de 150 niveles de energía que depositan su potencial ionizador en las zonas tumorales previamente identificadas por un barrido magnético de los tejidos, posibilitando realizar las actuaciones desde ángulos accesibles sin apenas desviar las partículas de su trayectoria [6].

Hablemos por último de otra gran aplicación de las radiaciones en medicina, la esterilización de equipamiento médico. Jeringuillas, guan-

tes quirúrgicos, articulaciones artificiales, válvulas de corazón, así como materiales de un solo uso para la producción de fármacos y vacunas, son irradiados en instalaciones especiales para garantizar un nivel de seguridad adecuado. Actualmente existen alrededor de 200 instalaciones de irradiación para medicina en el mundo, donde la técnica más empleada es el uso de fuentes de cobalto-60, cuya regulación se recoge en la norma ISO 11137 [19]. La ventaja de aprovechar la emisión gamma del cobalto es la rapidez del proceso y el potencial de penetración en los productos, aunque otro equipamiento como los catéteres o algunos kits quirúrgicos no pueden someterse a esta técnica al tener materiales sensibles a la radiación que devaluarían su calidad. Otros procesos de esterilización usan rayos X o aceleradores de electrones, cuyas diferencias se basan en dosis, tiempo de exposición, penetración y compatibilidad con unos u otros productos.

En todo caso, estos procedimientos se realizan bajo el blindaje necesario y siguiendo estrictamente los principios de la protección radiológica.

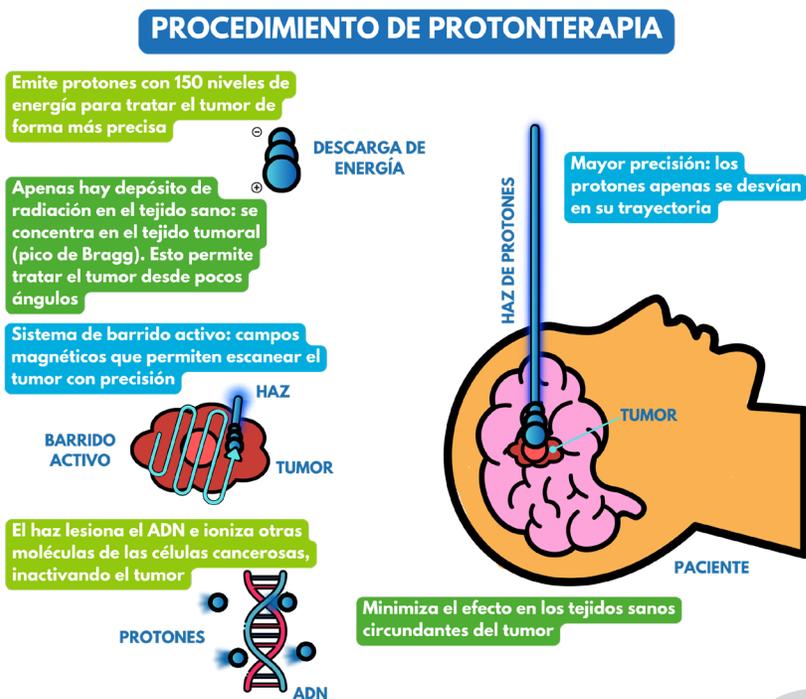


Figura 8.5: Procedimiento de protonterapia.

Como resumen, la tabla que cierra esta sección da una idea del rango de dosis aplicado en algunos usos de la radiación que hemos comentado [12]. En la siguiente sección, veremos muchas más aplicaciones, centrándonos especialmente en las relacionadas con productos o procesos de la Industria.

Tabla 8.1: Rango típico de dosis en aplicaciones de esterilización por radiación.

Producto	Propósito de la <u>irradiación</u>	Rango típico de <u>dosis</u> (kGy)
Equipamiento médico	Esterilización	15-30
Conservación de especias y condimentos	Dstrucción de microorganismos e insectos	1-30
Pescado y carnes rojas y blancas	Retrasar putrefacción y destruir bacterias y patógenos (ej.: salmonella)	1-7
Fitosanitarios	Dstrucción de microorganismos e insectos	0.1-1
Esterilizadores de insectos (TIE)	Control de plagas	0.1-0.5

8.4 Aplicaciones basadas en la detección de la radiación

• Fuentes radiactivas, herramientas versátiles y de confianza

Hemos visto que las radiaciones que utilizamos en múltiples aplicaciones en última instancia provienen de una fuente de radioisótopos. Asimismo, en otras ocasiones, lo que aprovechamos es la interacción de la radiación con la materia. Pero en todos los casos, al trabajar con la radiación es crucial ser precisos en la forma en la que la detectamos. Bajo esa premisa, por ejemplo, en medicina somos capaces de generar las preciadas imágenes que una máquina de PET o TAC nos proporcionan, extrapolando así el cómo la radiación ha interactuado con el medio participante. Este objetivo es compartido en innumerables

campos de la Industria, donde las aplicaciones de la Tecnología Nuclear permiten una vez más radiografiar lo escondido y optimizar la calidad de procesos y productos.

Contemos una anécdota cercana que nos servirá para introducir una de las primeras aplicaciones de los radioisótopos en nuestro país. A principios de los años 60, España comenzó a desplegar una estrategia para el aprendizaje en el uso de isótopos en diversas áreas, siendo uno de los principales centros de investigación la Junta de Energía Nuclear en Madrid (actual CIEMAT). Allí, en 1961, en los sótanos del edificio de la División de Química y Radioquímica se reportaron grandes humedades [11]. Tales fugas de agua debían ser detectadas en pro de la seguridad del edificio, por lo que el profesor J.M. Gamboa propuso emplear bromo-82 como trazador para averiguar el origen del problema. Más adelante, con el avance de las técnicas isotópicas, se crearon detectores de humedad más avanzados con fuentes gamma y de neutrones (ej.: fuentes de americio-berilio, muy extendidas en otras aplicaciones industriales). Y es que, desde el siglo pasado, las fuentes radiactivas han demostrado tener una enorme versatilidad en su aplicación a muy distintas áreas de la tecnología.

Más aún, las fuentes de radioisótopos son robustas y confiables, pues pueden tanto actuar en los medios más exigentes sin necesidad de electricidad o alimentación externa, como producir energías del rango deseado con una cadencia fácil de predecir. Además, son transportables y se pueden manufacturar en cierta variedad de formas, lo que facilita su empleo y el modo en que detectamos su interacción con la materia. No obstante, estas fuentes emiten su energía de forma continua, por lo que es necesario confinarlas y almacenarlas de manera adecuada, desde su creación hasta su retiro al final de su vida útil. En general, desde los albores de la aplicación de estas fuentes, dos técnicas han dominado su desarrollo: el uso de radiotrazadores y la emisión-recaptación de partículas u ondas. Veamos algunos ejemplos.

• La Revolución Industrial de los radioisótopos

Imaginemos la construcción de una gran caldera industrial que alimente de agua caliente a varios procesos en una planta. Dicho equipo se compone de numerosas piezas de calderería, todas ellas sujetas a estrictos controles de calidad y cada una con un espesor, diámetro, recubrimiento o calibración distintos. Para certificar que cada componente

cumple con lo establecido, muchas fábricas usan aparatos basados en una configuración fuente-detector para medir las características del material a examinar, como se muestra en la Figura 8.6.

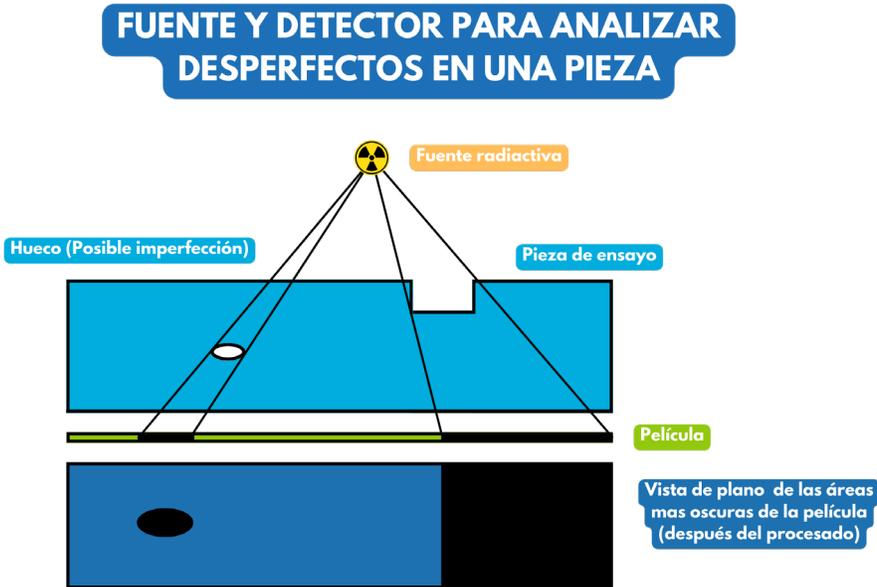


Figura 8.6: Disposición típica de fuente y detector para analizar desperfectos en una pieza.

En el caso del espesor de metales y sus capas protectoras, se usan emisores gamma como el bario-133, el antimonio-124 o el tulio-170 (dependiendo de la energía de los rayos gamma, se pueden medir por ejemplo aceros de mayor o menor espesor y densidad) [7]. Por otro lado, para estudiar el estado de las soldaduras, forjados o válvulas, otros isótopos usados en gammagrafía industrial entran en juego, como el cesio-137, el iridio-192 o el ya nombrado cobalto-60. También, para caracterizar la producción de cenizas y hollines, el radio-226 y el californio-255 permiten realizar ensayos no-destructivos, mientras que, para calibrar y medir el espesor de componentes más finos, como plásticos, se suelen usar fuentes de estroncio-90 o kriptón-85 [24]. Por último, podemos usar otros radioisótopos para medir el nivel de agua de la caldera, los caudales que entran y salen por sus conductos, así como para detectar fugas o filtraciones.

En paralelo, imaginemos a los aparejadores y obreros que están proyectando los primeros cimientos de la planta donde va a ser instalada tal caldera. Quizá, los suelos de la zona tienen irregularidades en sus composiciones de arcillas y áridos, por lo que es posible que se decida usar un detector de densidad basado en sondas neutrónicas, las cuales trabajan emitiendo neutrones y midiendo su recaptación. Otra suposición sería que la zona contiene naturalmente trazas de ciertos materiales radiactivos, como el radón o el uranio, para lo que se deberán emplear medidores especiales para detectar estas emisiones en las labores de levantamiento de tierras. Pero vayamos un paso más allá e imaginemos que al comenzar las labores de cimentación, un operario de martillo neumático pica una roca de la que emana gas natural o petróleo, por lo que la constructora decide realizar un sondeo del recién formado pozo en busca de una fuente de ingresos alternativa. Para ello, utilizaría la técnica del *well logging*, o perfilaje de pozos, muy usada en prospecciones mineras y petroleras, sobre todo en EE. UU. Tal inspección se basa en la bajada de sondas con una fuente encapsulada de neutrones o rayos gamma y un detector que pueda registrar la atenuación de estas partículas al rebotar con las paredes del agujero, aunque algunas técnicas se basan en la inyección controlada de pequeñas cantidades de radiotrazadores que serán posteriormente medidos en los lodos que se extraigan de la perforación [23]. Eso sí, tanto las fuentes que puedan utilizar los protagonistas de este párrafo o del anterior, estarán sujetas a extensas normas y vigiladas por el regulador de cada país, para evitar un uso negligente o su extravío.

8.5 Conclusiones

La Tecnología Nuclear nos ha abierto las puertas a mundos desconocidos y nos ha permitido comprender la naturaleza de la materia que nos rodea y de la que estamos compuestos. Como hemos visto, las aplicaciones de las técnicas basadas en isótopos radiactivos están en todas partes, aunque hemos comentado sólo unas cuantas. Y es que, desde una humilde máquina de rayos X de baja intensidad destinada a quitar la electricidad estática de un disco musical de vinilo, hasta los generadores nucleares que propulsan los imponentes rompehielos antárticos, los radioisótopos nos acompañan para hacernos la vida más fácil y soñar

con un futuro mejor. Así, en el Capítulo 9 veremos cómo la Tecnología Nuclear aplicada a la generación de electricidad es clave en la consecución de los objetivos de descarbonización. Pero, más aún, y tal y como hemos intentado mostrar en este capítulo, esta tecnología juega un papel importante en la lucha contra el hambre y el acceso al agua, la mejora de la salud y es una fuente constante de innovación. Parece que, tal y como vaticinaban los pioneros de las radiaciones, la Tecnología Nuclear es y será una fuente de progreso para la raza humana.

8.6 Referencias, bibliografía y otros recursos

- [1]  AGENCIAS-RTVE.ES. (9 de 7 de 2008). Un análisis revela que la Loba Capitolina es de la Edad Media. Obtenido de <https://www.rtve.es/noticias/20080709/un-analisis-revela-que-la-loba-capitolina-es-de-la-edad-media/113595.shtml#:~:text=Un%20an%C3%A1lisis%20con%20carbo-no%2014,seg%C3%BAn%20publican%20varios%20me-dios%20romanos.>
- [2]  World Nuclear Association, (2021). Nuclear Reactors and Radioisotopes for Space. Obtenido de [https://world-nuclear.org/information-library/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-reactors-for-space.aspx#:~:text=Radioisotope%20Thermoelectric%20Generators%20\(RTGs\)%20have,spacecraft%20satellites%20and%20navigation%20beacons](https://world-nuclear.org/information-library/non-power-nuclear-applications/transport/nuclear-reactors-for-space.aspx#:~:text=Radioisotope%20Thermoelectric%20Generators%20(RTGs)%20have,spacecraft%20satellites%20and%20navigation%20beacons)
- [3]  Blanke, B., & Birden, J. (1960-10-01). Nuclear battery-thermocouple type summary report. Mound Plant (MOUND), Miamisburg, OH (United States): U.S. Department of Energy. doi:<https://doi.org/10.2172/4807049>
- [4]  Cabral, A., & Zeh, A. (2023). Karst-bauxite formation during the Great Oxidation Event indicated by dating of authigenic rutile and its thorium content. *Scientific Reports*, 13(8633).
- [5]  Caltech. (10/12/2013). First Rock Dating Experiment Performed on Mars. Obtenido de <https://www.caltech.edu/about/news/first-rock-dating-experiment-performed-mars-41496>

- [6]  Clínica Universidad de Navarra. (2023). Protonterapia. Obtenido de <https://cancercenter.cun.es/todo-sobre-cancer/tratamientos/protonterapia>
- [7] CSN. (1996). Manual sobre gammagrafía industrial. Organismo Internacional de Energía Atómica.
- [8]  CSN. (2022). Contra plagas, radiaciones. Alfa.
- [9]  Diomandé, A. A. (26/05/2023). Aguas subterráneas: ¿cómo se estudia su polución y sostenibilidad? Obtenido de <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/aguas-subterranas-como-se-estudia-su-polucion-y-sostenibilidad>
- [10]  Foro Nuclear. (s.f.). ¿Qué es la radiactividad? Obtenido de <https://www.foronuclear.org/descubre-la-energia-nuclear/preguntas-y-respuestas/sobre-proteccion-radiologica-y-radiacion/que-es-la-radiactividad/>
- [11]  Gamboa Loyarte, J., Del Val Cob, M., Plata Bedmar, A., & Noreña de la Cámara, S. (1961). Utilización de Isótopos Radiactivos en problemas de construcción. *Energía Nuclear*, 17, 57-63.
- [12]  IAEA. (2006). Gamma irradiators for radiation processing. Viena: International Atomic Energy Agency, Industrial Applications and Chemistry Section.
- [13]  IAEA. (2016). Nuclear applications in agriculture. on the ground success. 3.
- [14]  IAEA. (2023). Producción de radioisótopos en reactores de investigación. Vienna International Centre, PO Box 100: Organismo Internacional de Energía Atómica.
- [15]  Laboratory, L. B. (s.f.). Meet Glenn Seaborg. Obtenido de <https://www2.lbl.gov/Publications/Seaborg/bio.htm>
- [16]  Lamm, C. (1979). Applications of Isotopes and Radiation in Agriculture. *IAEA Bulletin*, 21(2/3).
- [17]  Liou, J. (2020). Benin aumenta la producción y la exportación de soja mediante biofertilizantes y tecnología isotópica. Obtenido de <https://www.iaea.org/es/newscenter/news/benin-aumenta-la-produccion-y-la-exportacion-de-soja-mediante-biofertilizantes-y-tecnologia-isotopica>



- [18]  McDougall, I., & Harrison, T. (1999). Geochronology and thermochronology by the $^{40}\text{Ar}/^{39}\text{Ar}$ method. Oxford University Press. doi:ISBN 978-0-19-510920-7
- [19]  National Academy of Sciences. (2021). Radioactive Sources: Applications and Alternative Technologies. Washington (DC): National Academies Press (US).
- [20]  Peñuelas, I. (2023). Diagnóstico por radiofármacos. Clínica Universidad de Navarra.
- [21]  Sociedad Nuclear Española. (2023). Futuro Nuclear | Más que energía – Programa 3. Obtenido de <https://www.youtube.com/watch?v=qOGfyyC1lkM>
- [22]  Tattersall, I. (1995). The Fossil Trail: How We Know What We Think We Know About Human Evolution. Oxford University Press. doi: ISBN 978-0-19-506101-7
- [23]  United States Environmental Protection Agency. (2023). Logging Techniques and Tools: Nuclear Logging . Obtenido de <https://www.epa.gov/environmental-geophysics/logging-techniques-and-tools-nuclear-logging>
- [24]  Woodford, C., & Ashby, P. (2020). Non-Destructive Testing and Radiation in Industry. IAEA International Nuclear Information System. IAEA.

CAPÍTULO 9

- El Papel de la Energía Nuclear en un Mix Energético Sostenible

Autor: Kevin Fernández Cosials
Revisora: Azucena Bello Fernández

¿Cuáles son las consecuencias de crear falsos alarmismos? ¿Era Pedro consciente del peligro real de inventarse que venía el lobo? ¿Se pueden explotar los miedos de una sociedad y conducirla involuntariamente al abismo? Por pertinentes que parezcan actualmente, estas preguntas eran ya interesantes para los habitantes de la Grecia clásica en tiempos de Esopo. El alarmista, ya lo sea por convicción o por provecho, siempre ha tenido cierto poder en una sociedad, pues el ser humano es un animal que tiende a mostrar respeto e interés por aquel que trae malas noticias, y sin embargo desconfía de aquel que predica buenas [1]. Lamentablemente, la fábula nos indica que las consecuencias de crear alarmismo social, las secuelas por las mentiras de Pedro, suelen afectar al conjunto de personas de una sociedad, y no únicamente a aquellos que desatan el pánico.

De esto precisamente hablaremos de forma central en el capítulo. La energía nuclear es una fuente energética históricamente polarizada y utilizada con fines partidistas sobre la cual se han construido ciertos mitos, sustentados muchas veces en datos sesgados, medio-verdades o directamente falsedades. Por ello indagaremos en numerosos datos, métricas o evidencias empíricas y evaluaremos a la energía nuclear en

el contexto de las distintas fuentes energéticas de la manera más objetiva posible. Si la energía nuclear está en la posición de ser solución a un problema, dedicaremos tiempo a entender en detalle cuál es este problema; pues peor que una mala solución, es una solución correcta a un problema mal planteado. Finalmente, también nos gustaría ver más allá de estos desengaños, y encontrar hueco para la reflexión, pues el objetivo del capítulo sería que el lector, una vez tenga acceso a datos contrastables, comprenda la magnitud del desafío al que se enfrenta la humanidad y, sopesadas sus particulares prioridades vitales, consiga reflexionar de manera profunda sobre el papel que podría (o no) desempeñar la energía nuclear en el mix energético del futuro. Debido a la limitada extensión del capítulo, se advierte con antelación al lector de lo corto de ciertas explicaciones y de las simplificaciones que se deberán realizar. Por ello, se invita al mismo a investigar por su cuenta y seguir la madriguera del conejo blanco a través de los recursos bibliográficos que se usarán en el capítulo.

«Progress is possible and innocuous only when it is subject to the control of reason.»

Андрей Сахаров (Andrei Sajarov), premio Nobel de la Paz (1975) por su lucha en pro de los derechos humanos, negociación de armas y cooperación entre todas las naciones, en su discurso de recepción del premio Nobel.

9.1 Las condiciones de contorno del panorama energético

Energía es igual a riqueza. De forma general, una mayor disponibilidad de energía implica más bienestar, calidad de vida y posibilidades de cubrir sus necesidades tienen los habitantes del mundo. Esta afirmación, que podría parecer de Perogrullo, no se dará por sentada sino que, como será la tónica de este capítulo, se usarán datos para sustentarla. En este caso podemos confirmarla a través de la Figura 9.1, realizada con datos del Banco Mundial. Es obvio destacar que las personas, por lo general, no desean vivir bajo el umbral de la pobreza, pero, no es menos obviedad que cuanto más energía consume una persona, más son los residuos y contaminación asociadas a esta generación, como podemos ver

en la Figura 9.2. En el camino del progreso, como decía el economista Julian Simon, se crean muchos problemas que antes no existían, y es a través de la innovación e incentivos que éstos consiguen solucionarse para así, en última instancia, dejar una sociedad objetivamente mejor que la que comenzó el ciclo del progreso.

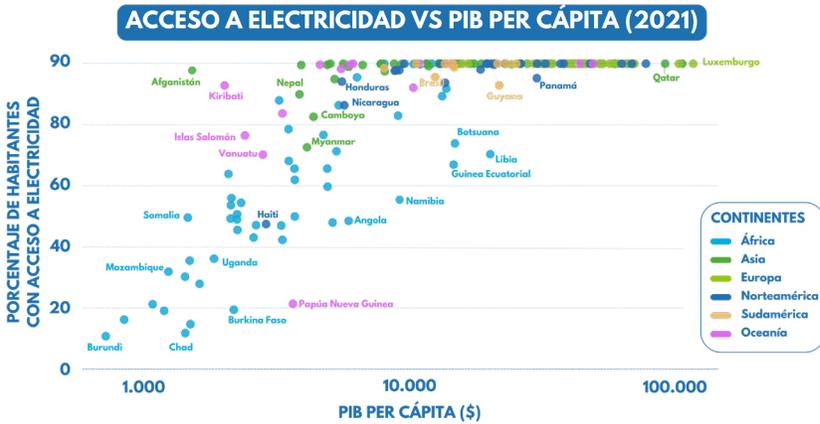


Figura 9.1: PIB per cápita vs porcentaje de habitantes con acceso a electricidad en 2021. (Datos de World Bank [2], disposición por Our World in Data).

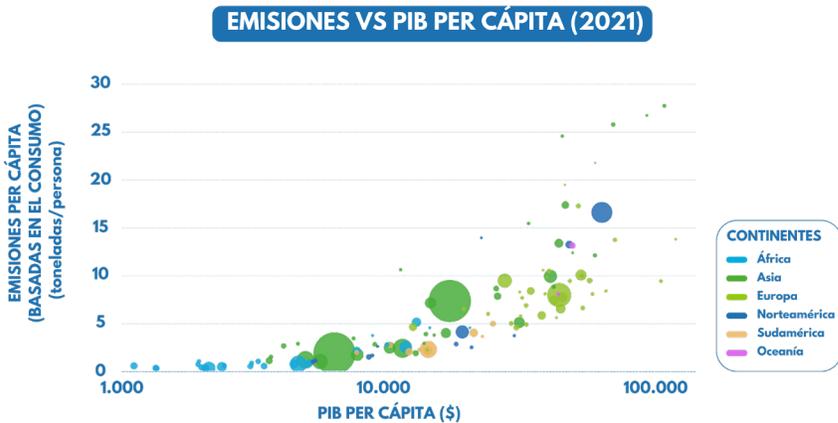


Figura 9.2: Emisiones vs PIB per cápita (Datos de World Bank [2], disposición por Our World in Data).

Vemos que, así como hay sociedades que todavía buscan este progreso, otras están enfocadas en contrarrestar los efectos secundarios perniciosos del mismo. Es más, países en etapas tempranas de desarrollo que

buscan aumentar la energía disponible para sus habitantes, pueden llegar a sufrir los efectos contaminantes de países vecinos que ya han escapado de la pobreza energética. Esto es consecuencia de que las primeras fuentes energéticas que inicialmente se usaron fueron las más baratas, densas y/o accesibles, en este caso, combustibles fósiles. De hecho, a día de hoy, los combustibles fósiles siguen siendo la principal fuente energética a nivel mundial y es probable que lo sigan siendo durante las décadas venideras, como vemos en la Figura 9.3.

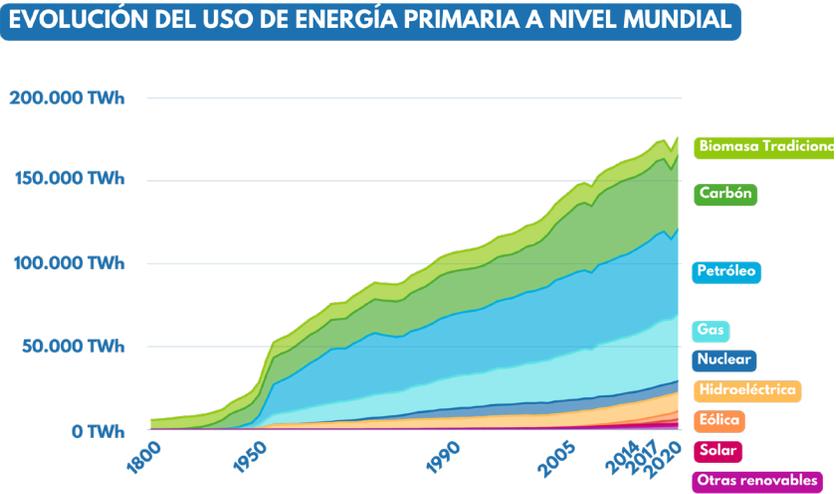


Figura 9.3: Evolución del uso de energía primaria a nivel mundial [3].

Uno de los principales efectos no deseados de este consumo energético de hidrocarburos es el gran aumento de la concentración de gases de efecto invernadero en la atmósfera terrestre (Figura 9.4), el más importante, el CO_2 . Esto es relevante, pues la concentración de dióxido de carbono en la atmósfera está correlacionada directamente con la temperatura media de la Tierra. Algunos efectos de este aumento se vienen observando en los últimos 50 años, como la reducción de la masa de hielo ártico en verano, un aumento de la temperatura media y acidez de los océanos, o una inesperada aceleración del crecimiento de la masa forestal [4], [5].

Estos desequilibrios han generado alarma en muchos países de todo el mundo, los cuales, a través de acuerdos internacionales como el pro-

toocolo de Kioto de 1997 o los acuerdos de Paris de 2015²³, han intentado generar políticas vinculantes (sin demasiado éxito cabe decir), para limitar las emisiones de gases de efecto invernadero. Sin embargo, poco a poco, parece que ciertos países van implementando políticas en este sentido y la presión por generar la energía más limpia posible va en aumento, como lo demuestra la implantación del mercado de permisos de emisión de carbono (ETS, *Emisión Trading Scheme*) en una gran mayoría de estados.

Con todo, este proceso por el cual se cuestionan ciertas fuentes de energía por culpa de sus efectos contaminantes ha sido el camino natural que han tomado los países desarrollados desde principios del siglo XX. Fue así como las centrales térmicas se expulsaron del centro de las ciudades, como el plomo acabó siendo eliminado de la gasolina, o como se incluyeron catalizadores para controlar los gases de escape de todo proceso de combustión.

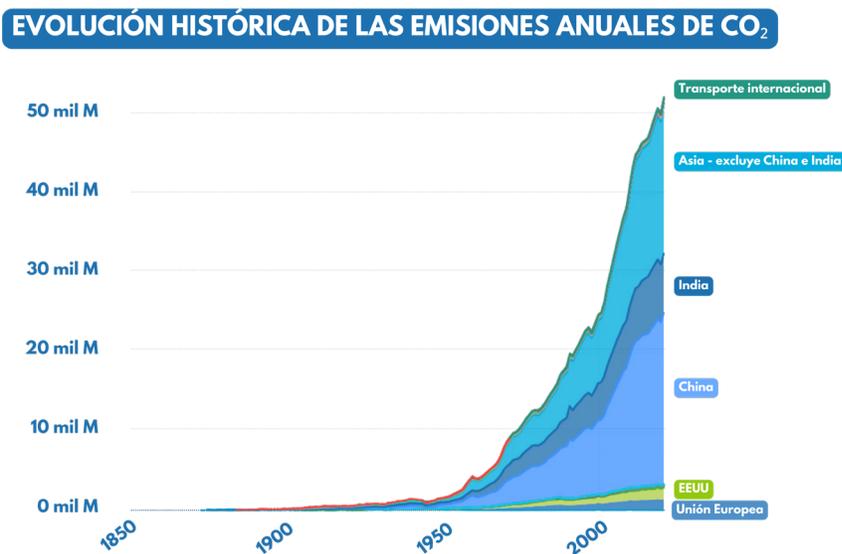


Figura 9.4: Evolución histórica de las emisiones anuales de CO₂ [6]

23 Acuerdos derivados de la Convención Marco de las Naciones Unidas sobre el Cambio Climático (UNFCCC, por sus siglas en inglés) a través de las Conferencias de las Partes (COP)

Sin embargo, es importante mencionar que los requisitos de accesibilidad o contaminación que se le exigen a las fuentes energéticas varían sustancialmente de generación en generación, de país en país e incluso, de región en región, con base en las necesidades del momento. A pesar de esto, sí existen elementos comunes que se le suelen requerir a las fuentes energéticas, los cuales se relacionan con los sistemas principales cuyo equilibrio está en el corazón del llamado Desarrollo Sostenible: deben ser asequibles económicamente, deben provocar una contaminación limitada y debieran tener un impacto positivo sobre la sociedad en su conjunto.

Hacemos aquí un pequeño paréntesis porque “Desarrollo Sostenible” (o sustentable en Hispanoamérica) es una palabra, que, a pesar de su desmesurado uso en cada vez más ámbitos, parece poseer un significado distinto según a quién se pregunte. Por ello, para mantener cierta coherencia en el capítulo, se usará la definición promovida por Alfonso Barbas que nos servirá por su elegancia y simpleza: “*Desarrollo Sostenible es el análogo a derechos humanos, pero con la salvedad de que no son sólo para hoy, sino también para mañana*” [7]. Que como vemos encierra más matices y es más clara que la tradicional definición de “*satisfacer las necesidades de las generaciones del presente, sin comprometer las del mañana*”.

Estos matices se pueden observar claramente en los 17 objetivos del Desarrollo Sostenible de la Agenda 2030 promovida por la ONU donde el objetivo número uno y el número dos son, respectivamente, el “Fin de la pobreza” y el “Fin del hambre”. Si no se escapa de la pobreza, ya sea material, energética o social, difícilmente se puede hacer hincapié en otros ámbitos. Los objetivos del Desarrollo Sostenible de la Agenda 2030 abarcan entonces desde una “Energía asequible y no contaminante” (Objetivo 7) hasta la “Defensa de la paz y las instituciones que promueven justicia” (Objetivo 16).

¿Se puede considerar, por tanto, la energía nuclear, como una energía sostenible? ¿Lo pueden ser las renovables como la eólica o la solar? ¿Y el carbón o el gas natural, podrían ser sostenibles? Parecen cuestiones más fáciles de preguntar que de responder pues, para ello, habría que acudir a las necesidades específicas de cada región y sociedad. Como ejemplo, un país del África subsahariana necesitará quemar carbón si quisiera garantizar derechos humanos a su población, mientras que un país como Noruega estaría siendo muy ineficiente y perjudicando económicamente a sus habitantes si cambiase sus centrales hidroeléctricas por centrales de ciclo combinado. El humo negruzco expulsado por una

central térmica de carbón se mira con rechazo en el mundo occidental actual, más, sin embargo, se miraba con satisfacción en la Inglaterra de 1900 pues la alternativa al humo era la carencia material. Cada región, momento de la historia y necesidades de una sociedad, tendrán su propia definición de lo que es una energía sostenible.

Recientemente y en el contexto de la Unión Europea, se votó incluir la energía nuclear dentro de la “taxonomía verde”, y se la considera una actividad económica medioambientalmente sostenible. Se la concibe, por tanto, igual de beneficiosa²⁴ para la transición energética que la energía eólica, la fotovoltaica, o el gas natural. Esto es un paso relevante pues puede influenciar ciertas políticas, pero no aceptaremos tan fácilmente esta afirmación sobre la sostenibilidad de la energía nuclear, sino que en la próxima sección intentaremos pensar y realizar un análisis por nosotros mismos.

9.2 Eligiendo pareja de baile

Si la elección de las energías más convenientes es de por si complicada, debemos añadir que no sólo los aspectos técnicos entrarían en juego. Fuerzas empresariales, políticas, ideológicas, e incluso informativas se han posicionado a favor y en contra de unas y otras fuentes de energía; cualquier individuo u organización con un motivo propio puede intentar manipular o falsear las narrativas en su provecho. Ejemplos de desinformación de un lado y de otro se pueden encontrar en publicaciones como [8] o [9]. La complicación no termina aquí, ya que en la mayoría de países, energía y política van de la mano; es decir, las decisiones políticas influyen de una manera notable qué mix energético tendrá un país o región, ya sea mediante intervención directa con gestiones públicas, o indirectamente mediante subvenciones o impuestos dirigidos. Estas decisiones políticas están influenciadas por las narrativas predominantes en la sociedad en el mejor caso, y en el peor, en el interés propio del político en el poder.

Es por ello que queremos centrarnos en desgranar y estudiar muchas de las narrativas asociadas a los distintos aspectos de las fuentes energé-

24 En concreto, el estudio del centro de investigación Europeo (JRC) concluyó que no se puede probar que la Energía Nuclear sea más perjudicial que cualquiera de las otras energías consideradas beneficiosas desde el punto de vista sostenible ya incluidas en la taxonomía verde, como lo eran la solar, la eólica o el gas natural.

ticas existentes, y en concreto las empleadas contra la energía nuclear que, como adelantábamos al principio del capítulo, han sido frecuentemente distorsionadas por distintos actores con distintos intereses.

El primer dato con el que nos enfrentamos es la ***Emisión de gases de efecto invernadero***. A pesar de numerosos esfuerzos de desinformación, debemos remarcar que las centrales nucleares no emiten CO₂ durante su operación. El vapor que es expulsado por las torres de refrigeración es mero vapor de agua, que a pesar de ser considerado un gas de efecto invernadero²⁵, tiene un efecto nulo. Si comparamos pues las emisiones en toneladas de CO₂ equivalente por unidad de energía de las distintas fuentes energéticas, obtenemos la Figura 9.5. Estos datos provienen de estudios aceptados por el “*Intergovernmental Panel on Climate Change*” (IPCC), Naciones Unidas y la comunidad científica. Los datos exactos poseen cierta incertidumbre, pero en líneas generales, vemos como la energía nuclear es de las fuentes energéticas que menos gases de efecto invernadero emite de entre todas las disponibles [4].

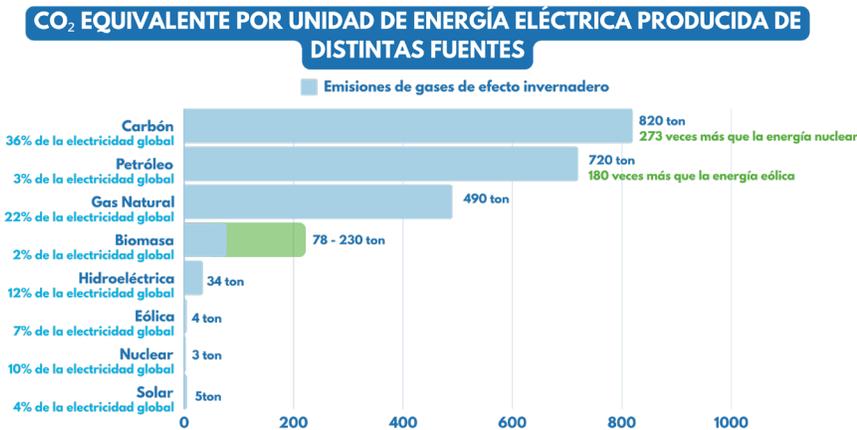


Figura 9.5: CO₂ equivalente por unidad de energía eléctrica producida de distintas fuentes. [4]

25 El vapor de agua es el gas de efecto invernadero más abundante y tiene mucha influencia en los mecanismos de retroalimentación climáticos. Sin embargo, a diferencia de gases no-condensables como el CO₂ o el metano, una molécula de vapor de agua sólo reside en la atmósfera unos pocos días y su concentración está limitada por la saturación. Además de ello, las actividades humanas no son suficientes para cambiar la concentración de éste en la atmósfera y su comportamiento está determinado en su totalidad por procesos naturales

Otro dato no menos relevante es la **Seguridad** (o inseguridad) asociada a las distintas fuentes energéticas. El término “seguridad” es esquivo y para poder realizar comparaciones cuantitativas, necesitaremos una métrica numérica. Una métrica asiduamente empleada para cuantificar la “seguridad” es el número de muertes producidas por unidad de energía generada. Todas las fuentes energéticas provocan muertes indeseadas en su ciclo de vida, ya sea por la contaminación que provocan, por accidentes de sus trabajadores durante cualquiera de las fases del ciclo, o por catástrofes durante su operación. Se han realizado muchos estudios al respecto, y, al igual que en el anterior, el número exacto no es realmente lo comparable, sino que debemos acudir al orden de magnitud de esta estimación, mostrada en la Ilustración 3, con datos del estudio [10]. Los números altos de los combustibles fósiles se explican por la contaminación asociada a los mismos, mientras que los números de la nuclear o la hidráulica provienen principalmente de los accidentes que han sufrido. Pensando en el accidente de la central nuclear de Chernobyl, o ciertas narrativas populares, este dato podría parecer incorrecto, pero teniendo en cuenta los millones de horas que han operado todos los reactores a nivel mundial sin un solo fallecido asociado, el balance sale muy pequeño para la energía nuclear en conjunto.

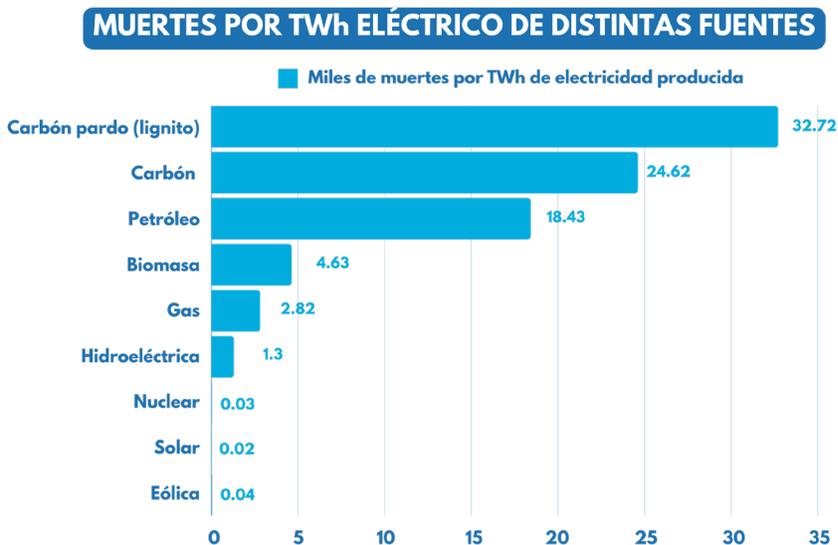


Figura 9.6: Muertes por TWh eléctrico de las distintas fuentes. [10]

Si pensamos en el *Impacto de las energías sobre la naturaleza*, de nuevo volvemos a encontrarnos con un término no fácilmente cuantificable a pesar de la gran importancia que posee. La palabra impacto puede llegar a ser inabarcable, con lo que deberíamos disgregar ésta en algunos de los muchos factores de mayor relevancia considerados por la ONU en su informe [11]. En este sentido, podemos empezar, por ejemplo, por la superficie necesaria para generar cierta energía que ocupa una fuente energética, incluyendo la planta generadora, la minería asociada o las edificaciones auxiliares necesarias. Siguiendo esta métrica, se puede observar cómo la energía nuclear es de las energías más densas energéticamente junto con el gas o el carbón [12], en comparación con las energías renovables, las cuales requieren de mucha más superficie para generar la misma energía.

RELACIÓN ENTRE SUPERFICIE Y ENERGÍA GENERADA DE DISTINTAS FUENTES ENERGÉTICAS

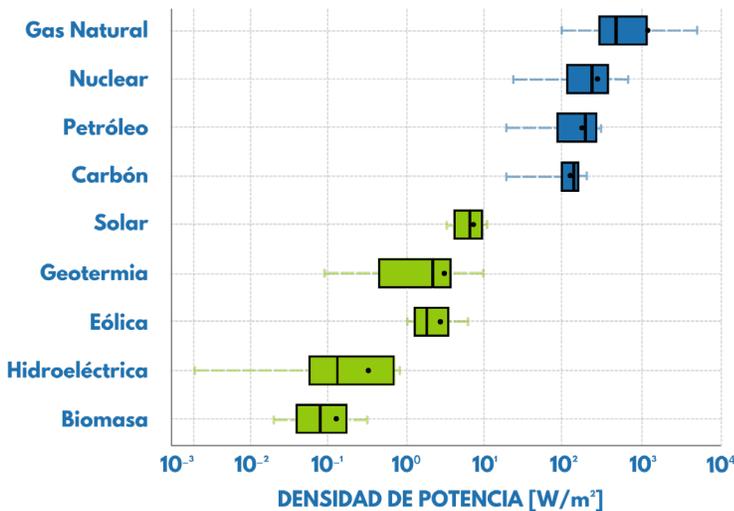


Figura 9.7: Relación entre superficie y energía generada de distintas fuentes energéticas. [12]

Otro buen indicador del impacto medioambiental de una fuente energética son los requerimientos totales de material (TMR por sus siglas en inglés) en su ciclo de vida completo. Estudios como el referenciado tienen en cuenta desde los subproductos de la minería y procesado hasta el tipo de mina empleada [13]. A pesar de que la extracción de

mineral de uranio es intensa en volumen desplazado y energía requerida, la alta densidad energética del mismo provoca que se encuentre en el grupo bajo de requerimientos totales de material por kilovatio-hora de energía generado, como vemos en la Figura 9.8. Dentro de esos recursos materiales usados, uno que quizá merece especial atención sería el agua utilizada que no es devuelta al medioambiente, sino que desaparece o queda “disipada” durante el ciclo de vida de una fuente energética, ya sea por evaporarse o por mezclarse químicamente con otros componentes. En este sentido, según el informe de naciones unidas, [11] la nuclear llega a 2.4 litros por kWh , mientras que el carbón, gas natural y la energía solar de concentración oscilan entre 3 y 1 litros por kWh y fotovoltaica o eólica alrededor de 0.3 litros por kWh.

RELACIÓN ENTRE MASA DE RECURSOS NECESARIOS UTILIZADA Y ENERGÍA GENERADA DE DISTINTAS FUENTES ENERGÉTICAS

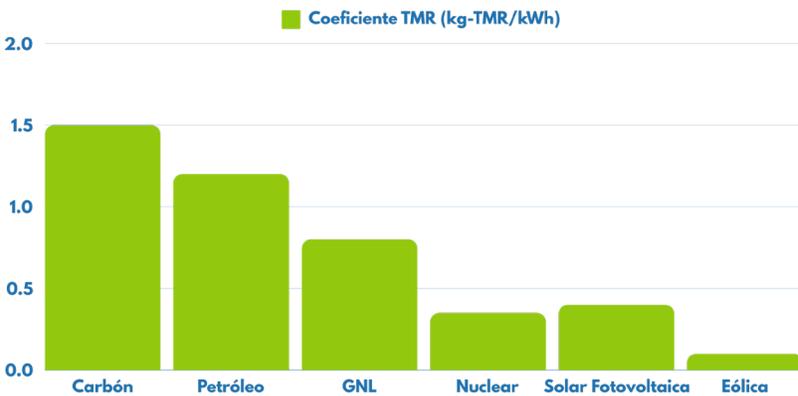


Figura 9.8: Relación entre masa de recursos necesarios utilizada y energía generada de distintas fuentes energéticas.

Un parámetro que a primera vista no pareciera que pudiese dar lugar a confusión es el *Coste de las distintas energías*. De un primer vistazo, éste ya es un parámetro numérico, sin embargo, el coste de las distintas plantas generadoras de una misma energía puede variar enormemente de un país a otro, de una empresa a otra o incluso dentro de una misma empresa, de un emplazamiento a otro. Además de ello, el coste debe tener en cuenta parámetros como la vida útil de la planta o la tasa de interés a la cual se accedió para financiar el proyecto. Un parámetro que tiene en

cuenta estas variables es el llamado Coste Nivelado de la Energía (o “*Levelized Cost of Energy*”, LCOE por sus siglas en inglés). Aunque no es del todo completo, pues no tiene en cuenta subsidios o el coste de mantener la red, este parámetro nos permite comparar en primera aproximación armonizada las distintas fuentes energéticas como se muestra en la Figura 9.8 [14]. En esta figura, proporcionada por la consultora Lazard, podemos ver como el coste de la energía nuclear no es especialmente barato en comparación con la eólica o el ciclo combinado, por ejemplo. En detalle, las centrales nucleares de nueva generación construidas en occidente han incurrido en retrasos y costes extraordinarios que han dejado al borde de la bancarota a las empresas detrás del proyecto, lo cual ha provocado un frenazo a la construcción de nuevos reactores. No obstante, como adelantábamos previamente, el valor del LCOE tiene una gran varianza, pues si, por ejemplo, en lugar de considerar reactores de nueva construcción en occidente como hace la consultora Lazard, considerásemos la operación a largo plazo de las actuales centrales nucleares, el coste nuclear podría reducirse hasta 32 \$/MWh como mostró un estudio de la Nuclear Energy Agency [15]. Es también reseñable que el alto coste de los nuevos reactores está restringido a occidente, ya que si nos movemos a países como China, India, Rusia o Turquía, tanto los plazos y costes de construcción se han mantenido dentro de las planificaciones preestablecidas.

COSTE NIVELADO DE DISTINTAS ENERGÍAS POR MEGAVATIO HORA

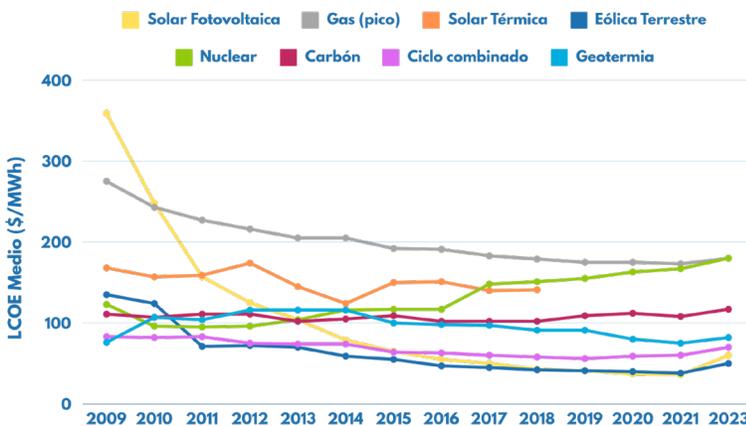


Figura 9.9: Coste nivelado de distintas energías por megavatio hora.

Otro impacto a considerar es el hecho de que la producción de las distintas energías va a producir subproductos, al igual que la mayoría de actividades industriales, generando **Residuos** potencialmente peligrosos para el ser humano. Sobre este tema se ha distorsionado mucho, en concreto con los residuos nucleares, con lo que antes de continuar tenemos que recalcar lo siguiente:

Gracias a su alta densidad energética, el combustible gastado y los residuos nucleares más peligrosos (los de alta actividad, como se vio en el Capítulo 6) ocupan muy poco volumen en comparación con otras fuentes. Todos estos residuos nucleares generados hasta la fecha en España cabrían en un campo de fútbol. Los residuos de las centrales de media y baja actividad de toda España se almacenan en la instalación del Cabril junto con los residuos radioactivos usados en hospitales y en otras aplicaciones de la tecnología nuclear (véase el Capítulo 8) en un área total de unos 0.1 km². Como ejemplo visual, los residuos nucleares asociados a toda la energía consumida por una persona a lo largo de su vida, caben en una simple lata de refresco. Imprescindible remarcar que, a diferencia de lo que muchos podrían creer, la actual legislación española establece que el costo del almacenamiento de los residuos nucleares no recae en el gobierno o las comunidades, sino en las propias plantas nucleares. Los residuos de alta actividad, a pesar de su pequeño volumen, necesitan un almacenamiento a muy largo plazo, pues su radioactividad no caerá por debajo de la radioactividad ambiental hasta pasados miles de años. Este almacenamiento se plantea en los AGP, una solución a largo plazo como se vio en el Capítulo 6.

Los residuos nucleares, por tanto, permanecen controlados y localizados durante toda su vida, al contrario que aquellos de otras fuentes, como el CO₂, que se vierten en la atmósfera deslocalizándose instantáneamente. Las energías renovables, por otro lado, producen una masa y volumen de residuos un orden de magnitud superior por unidad de energía generada, aunque gran parte de estos materiales podrían ser reciclables (acero, aluminio, cobre) y solo una pequeña parte de los mismos son materiales tóxicos como el cadmio en los paneles solares [16].

El hecho de que una energía cumpla los requisitos anteriores es condición necesaria pero no suficiente para poder ser considerada de pleno en un mix energético; todavía hay que evaluar su **Integración en un mix** en el que convive con el resto de energías. Este análisis no es baladí, pues una red eléctrica que incluya energías renovables tendrá que adaptarse inevitablemente a la variabilidad e intermitencia de éstas. En este aspecto, las

centrales nucleares están diseñadas para estar operando en todo momento y no modular la energía que generan a lo largo del día. A pesar de que tienen la capacidad técnica de hacerlo (como por ejemplo, en Francia), es económicamente menos rentable que generar el 100 % todo el tiempo posible. Lo mismo les ocurre a otras fuentes como las centrales de carbón o los ciclos combinados, con la salvedad de que, como su combustible es más caro porcentualmente que el nuclear, se pueden permitir variar el consumo y quemar menos hidrocarburos. En un futuro en el que exista una penetración más alta de energías renovables, si no se han encontrado soluciones factibles de almacenamiento (que por ahora no), todas las centrales (nucleares y de hidrocarburos) tendrán que modular potencia.

De nuevo, se recuerda al lector que las métricas que hemos utilizado en esta sección no son las únicas que se pueden utilizar para comparar distintas fuentes energéticas. En concreto, en este resumen se han quedado fuera muchos aspectos que podrían ser igualmente relevantes o definitorios, como son aspectos de geoestrategia, de seguridad de suministro, políticos o incluso educacionales.

Como hemos visto en esta sección, la elección de pareja de baile se torna de todo menos sencilla. El más guapo, no es el más listo, el más listo no es el más simpático y el más simpático no es el más competente. Parece que solo a través de un estudio profundo y no dejándose llevar por prejuicios, habladurías o alarmismos se puede llegar a una mejor y más informada opinión sobre los candidatos.

9.3 Gigantes y aerogeneradores

La Fundación para la ciencia y tecnología en España publica todos los años su encuesta sobre la percepción de la ciudadanía sobre estas cuestiones. De forma sistemática, la energía nuclear es vista por la mayoría de la sociedad como una tecnología en la que sus perjuicios prevalecen a sus beneficios, siendo considerada la peor de todas, secundada por la técnica del “*fracking*” de entre las tecnologías que se presentan. ¿Es esta percepción producto exclusivo de la campaña de desinformación que ha sufrido durante décadas? En absoluto. En ningún momento se deberá destilar de este capítulo, que alguien que se opone a la energía nuclear lo hace únicamente porque no tiene suficiente conocimiento y es un ignorante. Las razones para apoyar, detractor, o sentir indiferencia hacia una fuente de energía son

diversas y muchas veces dependen del individuo, de sus prioridades personales y no tanto de métricas. Sin embargo, basar una opinión en datos falsos, manipulados a conciencia o sesgados llevará normalmente al desengaño. Y es en este desengaño donde sí querría concluir el capítulo.

La energía nuclear es un gigante para algunos, y un molino de viento para otros. Un ser poderoso y peligroso para unos, y una fuente limpia y sostenible para otros. Quiriendo desengañar, Cervantes jugaba en el Quijote precisamente a que ambos eran reales; a que existe una realidad subyacente detrás de cada gigante, pero también que no en todos los lugares se atisban gigantes, sino que esa capacidad de desdoblamiento está limitada únicamente a los molinos.

La realidad es compleja, engañosa y matizada hasta un nivel atómico, y es precisamente por ello que puede resultar tan apasionante adentrarse en el bosque del conocimiento. Más, una vez fuera, se habrá equipado uno con las mejores herramientas para entender los problemas del presente, y podrá así, encarar con ingenio al futuro.

9.4 Referencias, bibliografía y otros recursos

- [1]  H. Rosling, A. Rosling, *Factfulness. Ten Reasons We're Wrong About the World—and Why Things Are Better Than You Think*. New York: Flatiron Books, 2018.
- [2]  World-Bank, “World Development Indicators,” *World Development Indicator*, 2023. .
- [3]  Energy Institute, “Statistical Review of World Energy,” 2023. [En línea]. Disponible en: <https://www.energyinst.org/statistical-review/resources-and-data-downloads>.
- [4]  P. R. Shukla *et al.*, *IPCC, 2022: Climate Change 2022: Mitigation of Climate Change. Contribution of Working Group III to the Sixth Assessment Report of the Intergovernmental Panel on Climate Change*. Cambridge University Press, 2022.
- [5]  E. C. Davis, B. Sohngen, D. J. Lewis, “The effect of carbon fertilization on naturally regenerated and planted US forests,” *Nat. Commun.*, vol. 13, no. 1, p. 5490, Sep. 2022, doi: 10.1038/s41467-022-33196-x.

- [6]  P. Friedlingstein *et al.*, “Global Carbon Budget 2022,” *Earth Syst. Sci. Data*, vol. 14, no. 11, pp. 4811–4900, Nov. 2022, doi: 10.5194/essd-14-4811-2022.
- [7]  K. Fernández-Cosials, A. Barbas, *Curso Básico de Fusión Nuclear*. Madrid, Spain: Spanish Nuclear Society, 2017.
- [8]  P. Moore, *Confessions of a Greenpeace Dropout: The Making of a Sensible Environmentalist*. Beatty Street Publishing, Inc., 2010.
- [9]  Columbia Climate School, “Silencing Science Tracker,” 2023. <https://climate.law.columbia.edu/Silencing-Science-Tracker> (accessed Aug. 29, 2023).
- [10]  B. K. Sovacool *et al.*, “Balancing safety with sustainability: assessing the risk of accidents for modern low-carbon energy systems,” *J. Clean. Prod.*, vol. 112, pp. 3952–3965, Jan. 2016, doi: 10.1016/j.jclepro.2015.07.059.
- [11]  United Nations Economic Commission For Europe, “Carbon Neutrality in the UNECE Region: Integrated Life-cycle Assessment of Electricity Sources,” 2022. [En línea]. Disponible en: [https://unece.org/sites/default/files/2022-04/LCA_3_FINAL March 2022.pdf](https://unece.org/sites/default/files/2022-04/LCA_3_FINAL%20March%202022.pdf).
- [12]  J. van Zalk, P. Behrens, “The spatial extent of renewable and non-renewable power generation: A review and meta-analysis of power densities and their application in the U.S.,” *Energy Policy*, vol. 123, pp. 83–91, Dec. 2018, doi: 10.1016/j.enpol.2018.08.023.
- [13]  N. Nakagawa, S. Kosai, E. Yamasue, “Life cycle resource use of nuclear power generation considering total material requirement,” *J. Clean. Prod.*, vol. 363, p. 132530, Aug. 2022, doi: 10.1016/j.jclepro.2022.132530.
- [14]  Lazard, “Lazard’s Levelized Cost of Energy Analysis,” 2023. [En línea]. Disponible en: [https://www.lazard.com/media/2020-04-lazards-lcoepplus-april-2023.pdf](https://www.lazard.com/media/2020/04/lazards-lcoepplus-april-2023.pdf).
- [15]  NEA, “Projected Costs of Generating Electricity,” Paris, 2020. [En línea]. Disponible en: https://www.oecd-neo.org/jcms/pl_51110/projected-costs-of-generating-electricity-2020-edition.
- [16]  C. McCombie, M. Jefferson, “Renewable and nuclear electricity: Comparison of environmental impacts,” *Energy Policy*, vol. 96, pp. 758–769, Sep. 2016, doi: 10.1016/j.enpol.2016.03.022.

Epílogo

Autor: Pau Aragón Grabiell
Revisor: Alejandro Carrasco Sánchez

Marie Curie, en su inmensa sabiduría, afirmaba que “nada en la vida debe ser temido, solo comprendido”. Con la publicación de este libro divulgativo, buscamos alinearnos con su visión e invitarte a descubrir y comprender esta fascinante tecnología a través de la información plasmada en estas páginas.

En un contexto de creciente debate sobre el uso de la energía nuclear, la misión de Jóvenes Nucleares es proporcionar información objetiva, respaldada tanto por la evidencia científica como por la experiencia y conocimientos que hemos adquirido a través de nuestra formación y profesión, con el fin de derribar los mitos que la rodean. Lejos de tratar de persuadir a nadie, nos esforzamos por digerir la complejidad de la ciencia y tecnología nuclear para acercarlas a todos los públicos. Nuestro objetivo es divulgar con total transparencia y rigor, promoviendo siempre un diálogo constructivo en torno a sus aplicaciones pacíficas.

Además, Jóvenes Nucleares tiene un interés inherente en el futuro a largo plazo, por representar a la generación más afectada por las decisiones actuales en materia de medio ambiente y energía. Por ello, también reivindicamos activamente el papel de la energía nuclear en la construcción de un mundo mejor.

Este libro recoge el contenido de los nueve temas de nuestro Curso Básico de Ciencia y Tecnología Nuclear, el cual impartimos todos los años desde 2007 en universidades de todo el país con la esperanza de inspirar nuevos talentos y fomentar el interés en este campo. Los nueve capítulos están diseñados para ofrecer una visión integral que abarca

desde los fundamentos científicos hasta las aplicaciones prácticas. Esperamos que las pinceladas de conocimiento que hemos compartido en este libro te hayan ayudado a comprender los entresijos de la ciencia y tecnología nuclear, pero también que hayan despertado tu curiosidad por explorarlas en mayor profundidad. Nada nos haría más felices que haber contribuido a la formación de un apasionado de este campo o, incluso, de un futuro profesional del sector.

Finalmente, te invitamos a formar tu propia opinión sobre el uso de la energía nuclear y, si así lo deseas, a unirse a nuestra labor de divulgación para continuar derribando los mitos que la rodean. La energía nuclear es una fuente de progreso con el potencial de allanar el camino hacia un mundo más limpio, seguro y próspero para las generaciones actuales y futuras, y estamos entusiasmados por el papel que este libro puede desempeñar en ese importante diálogo.

25 DE JULIO DE 2024

JUNTA DIRECTIVA DE JÓVENES NUCLEARES

Glosario

Accidente de reactividad: en un reactor nuclear, accidente provocado por un cambio inesperado en la reactividad, que puede causar un aumento súbito y descontrolado de la potencia del reactor.

Actínido: Nombre genérico empleado para designar los elementos cuyo número atómico está comprendido entre 89 y 103, ambos incluidos, y cuyas propiedades químicas son semejantes a las del actinio. Todos los actínidos están constituidos por isótopos inestables, perteneciendo los primeros (hasta el uranio) a las series radiactivas naturales, mientras que los siguientes (transuránidos) son artificiales. [SNE]

Activación: Proceso de conversión de un material estable en radiactivo por bombardeo con neutrones, protones u otro tipo de radiación nuclear. [Foro]

Actividad: Velocidad con que tienen lugar las desintegraciones radiactivas. Por extensión: actividad de una fente radiactiva; número de desintegraciones de una determinada masa de material radiactivo por unidad de tiempo. La unidad en el Sistema Internacional es el Bequerelio (Bq), que equivale a una desintegración por segundo. Una unidad tradicional, muy utilizada, es el Curio (Ci), que equivale a 3.7×10^{10} desintegraciones por segundo o bequerelios. [Foro]

Actividad específica: Actividad por unidad de masa de un material radiactivo. La unidad en el Sistema Internacional es el Bequerelio por kilogramo de material (Bq/kg), que equivale a una desintegración por segundo por cada kg de material.

Aditamentos: componentes adicionales al combustible nuclear que se insertan en el núcleo del reactor o se integran en el propio combustible nuclear para mejorar su eficiencia, seguridad o rendimiento.

Átomo: Componente elemental característico de cada elemento químico; consta de un núcleo compacto de protones y neutrones entorno al cual se encuentran los electrones en número igual al de protones. [SNE]

Barra de control: Elemento de control en forma de barra constituido por un material absorbente de neutrones como carburo de boro o aleaciones de plata, indio y cadmio. [SNE]

Barreras: Conjunto de componentes, sistemas, instalaciones o normas administrativas dispuestas en centrales nucleares e instalaciones radiactivas para evitar o mitigar accidentes de cualquier tipo. [Foro]

Bequerelio: Unidad de radiactividad en el sistema internacional de unidades (SI). Su símbolo es Bq y corresponde a la actividad de una transformación por segundo. [SNE]

Blindaje: Sistema material empleado para proteger a personas, estructuras, sistemas o componentes de una instalación contra los efectos de agentes nocivos, como radiaciones ionizantes, impacto de proyectiles, ondas de presión o choques térmicos. [SNE]

Calor residual: Calor asociado a la radiactividad acumulada en el combustible usado de un reactor después de su parada, más el calor latente de todos los elementos presentes en el mismo. [SNE]

Circuito primario de refrigeración: Cada uno de los sistemas cerrados de circulación de fluido refrigerante que se utilizan para extraer el calor de una fuente primaria, como el núcleo o la zona fértil de un reactor nuclear. [SNE]

Circuito secundario de refrigeración: Sistema de circulación de un fluido refrigerante que se utiliza para extraer el calor del circuito primario de refrigeración. [SNE]

Combustible nuclear: Material que contiene isótopos fisionables o fértiles que puede servir para generar energía en un reactor nuclear. [SNE]

Condensador: Intercambiador de calor de gran tamaño del tipo carcasa-tubos, diseñado para enfriar el vapor a la salida de una turbina por debajo del punto de ebullición, provocando su condensación. [Foro]

Contaminación radiactiva: Deposición, ingestión, inhalación o presencia de una sustancia radiactiva en personas, materiales o ambientes donde su presencia no es deseable, y donde puede producir daños a personas y equipos. [Foro]

Contención (edificio de): Recinto resistente a la presión que alberga el Sistema Nuclear de Generación de Vapor y que tiene como función principal limitar el escape de productos de fisión al ambiente, en operación normal o en accidente. [Foro]

Creepdown: Reducción gradual de la presión de un fluido en un sistema cerrado debido a la deformación lenta de los materiales del sistema bajo carga constante a altas temperaturas. En los reactores nucleares, los componentes (como tuberías, recipientes a presión y otros materiales estructurales) están sometidos a tensiones mecánicas y térmicas constantes. A lo largo del tiempo, estas tensiones pueden causar una deformación lenta y permanente en los materiales, lo que resulta en una disminución de la presión del fluido contenido en ellos. Este fenómeno de deformación lenta se denomina fluencia (“*creep*” en inglés) y en el contexto específico de la reducción gradual de la presión de los fluidos contenidos en dichos recipientes, el término concreto es *creepdown*.

Defensa en profundidad: Tratándose de una instalación nuclear, protección que proporciona un conjunto de barreras de seguridad independientes que actúan en coordinación, de manera que reducen al mínimo la posibilidad de incidentes o accidentes y sus consecuencias. [SNE]

Desintegración alfa: Desintegración radiactiva con emisión de partículas alfa. [SNE]

Desintegración beta: Desintegración radiactiva con emisión de partículas beta. [SNE]

Desintegración radiactiva: Transformación de un isótopo por emisión espontánea de partículas, o por captura de uno de sus electrones. [SNE]

Detrimento radiológico: Concepto que se utiliza para cuantificar los efectos nocivos que la exposición a la radiación ionizante puede tener sobre la salud de las personas. Este término engloba tanto los efectos estocásticos (como el cáncer y los efectos hereditarios) como los efectos deterministas (daños tisulares que ocurren a altas dosis de radiación). El detrimento radiológico se utiliza para evaluar el impacto global de la exposición a la radiación en una población, teniendo en cuenta tanto la probabilidad de que ocurra un efecto adverso como la gravedad de dicho efecto.

Dosis (absorbida): Energía que deposita cualquier radiación ionizante al atravesar una unidad de masa del material irradiado. La unidad en el Sistema Internacional es el gray (Gy), equivalente a la absorción de 1 julio por kilogramo. [Foro] En la sección 5.3 se explica la diferencia entre dosis absorbida, dosis equivalente y dosis efectiva. Asimismo, la diferencia entre dichos conceptos se esquematiza en la Figura 5.5

Efecto determinista: En protección radiológica, el que, inducido por la radiación, aparece con certeza, generalmente por encima de un nivel umbral de dosis y cuya gravedad aumenta al elevarse la dosis. [SNE]

Efecto estocástico: En protección radiológica, daño potencial, inducido por la radiación, cuya probabilidad de aparición aumenta con el valor de la dosis de radiación, y cuya gravedad, en su caso, es independiente de la dosis. [SNE]

Electrón: Partícula elemental estable, del tipo de los leptones, que forma parte de los átomos y que posee la mínima carga eléctrica negativa detectada hasta ahora. Experimenta las interacciones electromagnética, débil y gravitatoria. Su símbolo es e-. Su anti-partícula es el positrón. [SNE]

Electronvoltio: Unidad de energía utilizada principalmente en el campo de la física de partículas y la física nuclear. Un electronvoltio es la cantidad de energía cinética que adquiere un electrón al ser acelerado a través de una diferencia de potencial de un voltio en el vacío. Su abreviatura es eV, de donde se derivan sus múltiplos (keV, MeV, etc.). 1 eV equivale a 1.602×10^{-19} julios. Esta unidad es muy útil para describir energías a escalas subatómicas,

como las energías de fotones, partículas subatómicas y las transiciones electrónicas en átomos.

Elemento combustible: Cada una de las unidades que contienen combustible nuclear y que ordenados convenientemente, conforman el núcleo de un reactor. [SNE]

Elemento químico: Sustancia formada por átomos que tienen el mismo número atómico. Su comportamiento químico es el mismo, sea cual fuere su composición isotópica. [SNE]

Emisor radiactivo: Isótopo que emite radiaciones ionizantes. [SNE]

Energía nuclear: Energía liberada en las reacciones o transiciones nucleares. [SNE]

Enriquecimiento: Proceso que permite aumentar en un mineral la concentración de un isótopo determinado de un elemento. El uranio del combustible nuclear se somete a enriquecimiento, para aumentar el porcentaje del isótopo U-235 desde el 0,7% natural al 3-5% necesario para el funcionamiento del reactor. [Foro]

Estabilidad nuclear: Calidad de los isótopos estables. Se debe a que en ellos la diferencia de energías entre el nivel fundamental y el primer nivel excitado es muy grande. [SNE]

Exposición: Efecto de someter o someterse a las radiaciones ionizantes. [SNE]

Factor de disponibilidad: En una central nuclear, y para un intervalo temporal dado, generalmente un año, razón porcentual entre la energía que podría haber producido y la que habría producido funcionando a su potencia nominal. [SNE]

Factor de planta (o de capacidad o de carga): En una central nuclear, y para un intervalo temporal dado, razón porcentual entre la energía eléctrica producida y la que se hubiera podido producir en el mismo período funcionando a la potencia nominal. [SNE]

Fisión nuclear: División de un núcleo pesado en dos fragmentos, raramente en tres, de forma espontánea o por interacción con un neutrón, cuya masa conjunta es inferior a la del núcleo original. La diferencia entre la masa inicial y la suma de las masas finales

aparece como energía cinética de los productos de fisión y en la generación de neutrones inmediatos y diferidos, y fotones. [SNE]

(Núcleo) Fisionable: Núcleo atómico que puede experimentar fisión como consecuencia de la absorción de un neutrón. Si no se precisa más, suele reservarse esta denominación para los núcleos que experimentan fisión al absorber un neutrón lento, es decir, el ^{233}U , el ^{235}U y los isótopos impares del plutonio. [SNE]

Fuente radiactiva: Fuente de radiación constituida por un material radiactivo. [SNE]

Fusión nuclear: Reacción entre núcleos de átomos ligeros que conduce a la formación de un núcleo más pesado que cualquiera de los iniciales, acompañada de una liberación de partículas elementales y de energía. [SNE]

Generador de vapor: En ciertas centrales nucleares, cambiador de calor donde se produce el vapor utilizable, a expensas del calor transportado por el refrigerante primario o secundario, según los casos. [SNE]

Interacción nuclear débil: Interacción de corto alcance, a la que, al parecer, están sujetas todas las partículas menos el fotón. Es más intensa que la interacción gravitatoria y menos que la electromagnética. Es responsable, entre otros, de los procesos de desintegración beta. [SNE]

Interacción nuclear fuerte: Interacción de corto alcance, a la que están sujetas todas las partículas excepto los leptones y los fotones. Es la más intensa de las cuatro interacciones que se dan en la naturaleza. Es responsable, por ejemplo, de las fuerzas nucleares. [SNE]

Irradiación: Efecto de someter, o someterse, a las radiaciones ionizantes, bien procedentes del exterior del organismo (exposición externa) o interiores a él (exposición interna), recibiendo por este motivo una dosis radiactiva. [SNE]

Isótopo: Cada uno de los distintos núcleos atómicos que tienen el mismo número atómico y, por tanto, pertenecen al mismo elemento químico, pero que difieren entre sí en el número másico. La palabra “nucleido” se utiliza como sinónimo, aunque este último vocablo hace referencia específicamente al núcleo del isótopo. [SNE]

Lixiviación *in-situ*: Técnica de minería que se utiliza para extraer minerales, como el uranio, directamente del yacimiento sin necesidad de extraer físicamente la roca. En este proceso, se inyectan soluciones químicas en el subsuelo, las cuales disuelven el mineral de interés. Luego, esta solución cargada con el mineral se bombea a la superficie, donde el mineral se recupera a través de un proceso de separación. Esta técnica es menos invasiva que la minería convencional y suele tener un menor impacto ambiental, aunque requiere un control riguroso para evitar la contaminación del agua subterránea.

LOCA: Acrónimo en inglés de *Loss-Of-Coolant Accident*; accidente de pérdida de refrigerante. En este tipo de accidente se postula que se pierde la capacidad del sistema de refrigeración de un reactor nuclear, lo que puede llevar al sobrecalentamiento del núcleo del reactor.

Material físil: Material capaz de experimentar fisión nuclear al capturar neutrones térmicos, lo que le permite sostener una reacción en cadena de fisión, liberando energía y neutrones adicionales. Ejemplos de isótopos físiles son el ^{235}U , ^{233}U y el ^{239}Pu .

Material o átomo fértil: Material con átomos cuyo núcleo da lugar a isótopos fisionables (material físil) mediante captura de neutrones. [Foro]

Medicina nuclear: Utilización de los radioisótopos, como fuentes encapsuladas y no encapsuladas, con fines médicos de diagnóstico o terapia. Se usan “in vivo” (servicios de medicina nuclear) o “in vitro” (laboratorios de radioinmunoanálisis). [Foro]

MeV: Abreviatura de megaelectronvoltio (un millón de electronvoltios).

Mix Energético: Conjunto de las diferentes fuentes de energía utilizadas para satisfacer la demanda de energía de un país, región. Se dice que un mix energético está diversificado cuando se utilizan fuentes de energía diferentes para aumentar la seguridad energética, controlar las inversiones, y minimizar el impacto ambiental. La composición del mix energético varía según las políticas energéticas, los recursos disponibles y las necesidades específicas de cada lugar.

Modelo atómico: Representación teórica que describe la estructura y el comportamiento de los átomos. A lo largo del tiempo, estos modelos han evolucionado, desde la idea de átomos indivisibles de Dalton, pasando por el modelo de órbitas electrónicas de Bohr, hasta el modelo cuántico actual, que explica el comportamiento de los electrones mediante probabilidades y ondas. El más conocido es el modelo de Bohr (propuesto por Niels Bohr, que mejoraba un modelo anterior, el modelo de Rutherford), en el que los electrones se mueven alrededor del núcleo en órbitas circulares de modo que su momento angular sólo puede tener valores determinados, que se derivan de la teoría cuántica. [SNE]

Moderación: Reducción de la energía cinética de los neutrones. [Foro]

Moderador: En neutrónica, sustancia que modera sin captura apreciable. En los reactores nucleares térmicos, material que se dispone en el núcleo del reactor para reducir la energía cinética de los neutrones rápidos, y aumentar así la probabilidad de la fisión. Moderadores habituales son el agua ligera (H₂O), el agua pesada (D₂O) y el grafito (carbono). [SNE]

Neutrón: Partícula subatómica sin carga eléctrica que forma parte del núcleo del átomo, junto con los protones. Su masa en reposo es 1.00136 veces la del protón (1.6749×10^{-27} kg). En física nuclear se abrevia como “ $\frac{1}{0}n$ ” o simplemente como “n”. Los neutrones son esenciales para la estabilidad de la mayoría de los núcleos atómicos y juegan un papel fundamental en las reacciones nucleares, como la fisión nuclear, donde los neutrones actúan como proyectiles que pueden inducir la división de los núcleos atómicos.

Neutrón fugado: En un volumen, pérdida neta de neutrones en un medio a través de las superficies que delimitan dicho volumen.

Neutrón libre: Neutrón que existe fuera de un núcleo atómico y se mueve independientemente. Los neutrones libres son inestables con una vida media de unos 14 minutos antes de desintegrarse en un protón, un electrón y un antineutrino; sin embargo, dado que las generaciones de neutrones en un reactor nuclear se suceden en décimas o incluso milésimas de microsegundo, la inestabilidad de los neutrones libres no es relevante en los reactores nucleares. Es

más: estos neutrones libres son los encargados de mantener activa la reacción nuclear en cadena en los reactores nucleares.

Neutrón rápido: Neutrón que tiene una energía cinética alta, típicamente por encima de 1 MeV (megaelectronvoltio). Estos neutrones se producen generalmente como resultado de procesos de fisión nuclear. Debido a su alta energía, los neutrones rápidos son menos efectivos para inducir fisión en ciertos tipos de núcleos, por lo que a menudo se “desaceleran” (se moderan, véase la definición de moderación) mediante un moderador para convertirse en neutrones térmicos.

Neutrón térmico: Neutrón que ha sido desacelerado hasta alcanzar un estado de equilibrio térmico con su entorno, lo que significa que tiene una energía cinética baja, similar a la energía térmica promedio de las partículas en el entorno (alrededor de 0.025 eV a temperatura ambiente). Los neutrones térmicos son más efectivos para inducir fisión en ciertos materiales fisionables, como el uranio-235.

Nivel de referencia: En protección radiológica, valor predeterminado de dosis o nivel de radiación que se utiliza como criterio para la evaluación de situaciones de exposición radiológica. Si se supera este nivel, se considera necesario tomar medidas para reducir la exposición o mitigar el riesgo. Los niveles de referencia ayudan a gestionar y controlar la exposición a la radiación en exposiciones ocupacionales.

Nube de electrones: Representación probabilística de la distribución espacial de los electrones alrededor del núcleo atómico. En lugar de pensar en los electrones como partículas que orbitan el núcleo en trayectorias definidas, la nube de electrones describe la probabilidad de encontrar un electrón en una región específica del espacio. Esta representación es un concepto fundamental en la mecánica cuántica.

Nucleido: Especie atómica caracterizada por su número másico, su número atómico y el estado energético de su núcleo y con una vida media, en este estado, suficientemente larga para que sea observable. Suele utilizarse como sinónimo de “isótopo”.

Nucleón: Partícula que forma parte del núcleo atómico, es decir, un protón o un neutrón. Los nucleones son los componentes fundamentales del núcleo y están unidos por la interacción nuclear fuerte. La cantidad de nucleones en un núcleo determina su número másico (A), que es la suma de protones y neutrones.

Número atómico: Número de protones presentes en el núcleo de un átomo. Este número determina la identidad del elemento químico y su posición en la tabla periódica.

Número másico: suma del número de protones y neutrones en el núcleo de un átomo. Este número determina la masa total aproximada de un átomo y se utiliza para distinguir entre los diferentes isótopos de un elemento.

Partícula alfa: Tipo de radiación compuesta por dos protones y dos neutrones, lo que equivale a un núcleo de helio-4. Las partículas alfa son emitidas por núcleos inestables durante el proceso de desintegración radiactiva. Aunque tienen una alta energía, tienen un poder de penetración bajo y pueden ser detenidas por una hoja de papel o la piel humana.

Partícula beta: Electrón (partícula beta negativa) o positrón (partícula beta positiva) emitido desde el núcleo de un átomo durante la desintegración beta. Este proceso ocurre cuando un neutrón se convierte en un protón o viceversa. Las partículas beta tienen mayor poder de penetración que las partículas alfa, pero aún pueden ser detenidas por materiales como aluminio o vidrio.

Periodo de semidesintegración: Tiempo que tarda la mitad de los núcleos de una muestra radiactiva en desintegrarse. Es una medida del tiempo que una sustancia radiactiva tarda en reducirse a la mitad de su actividad a “tiempo cero”. Este concepto es fundamental para comprender el comportamiento de los radionúclidos en aplicaciones como la medicina nuclear, la datación por radio-carbono y la gestión de residuos radiactivos.

Plenum: Espacio vacío o cámara situada en la parte superior del ensamblaje del elemento combustible. Este plenum está diseñado para recoger y acumular los gases de fisión que se generan durante la operación del reactor.

Presionador: También conocido como “presurizador”, es un componente en el circuito primario de los reactores nucleares de agua a presión (PWR). Su función principal es mantener la presión del agua en el circuito primario a un nivel adecuado para evitar que el agua se convierta en vapor, incluso a temperaturas muy altas. El presionador regula la presión utilizando calentadores eléctricos para elevar la presión y un sistema de rociado que inyecta agua fría si es necesario bajar la presión del sistema.

Productos de fisión: Fragmentos atómicos resultantes de la fisión nuclear de un núcleo pesado, como el uranio-235 o el plutonio-239. Cuando un núcleo atómico fisible absorbe un neutrón, se divide en dos o más núcleos más ligeros, liberando energía y varios neutrones. Estos fragmentos son los productos de fisión, que suelen ser radiactivos y tienen una amplia gama de masas y energías.

Protección radiológica: Disciplina y conjunto de prácticas destinadas a proteger a las personas y el medio ambiente de los efectos nocivos de la radiación ionizante. Esto incluye la implementación de medidas para minimizar la exposición a la radiación, como el uso de blindajes, el control del tiempo de exposición, la distancia de las fuentes de radiación, y la monitorización constante de los niveles de radiación. La protección radiológica es fundamental en cualquier actividad que involucre el uso de radiación, como en hospitales, instalaciones nucleares y laboratorios de investigación.

Protón: Partícula subatómica con carga eléctrica positiva que se encuentra en el núcleo de los átomos, junto con los neutrones. Su masa es 1.6726×10^{-27} kg (sólo ligeramente inferior a la masa de los neutrones). Los protones, junto con los neutrones, constituyen los nucleones del núcleo atómico. El número de protones en el núcleo de un átomo define su número atómico (Z), que a su vez determina el elemento químico. En física nuclear se abrevia como “ $\frac{1}{1}p$ ” aunque también puede encontrarse la nomenclatura p^+ o incluso H^+ ; especialmente en contextos de química.

Quemado: (Derivado de “*burnup*” en inglés) Medida de la cantidad de energía generada por un combustible nuclear antes de ser reemplazado. Se expresa comúnmente en megavatios-día por tonelada métrica de uranio (MWd/MTU) o por kg de uranio (MWd/

kgU). Un alto quemado indica que una mayor cantidad de energía ha sido extraída por cada elemento combustible, lo que es deseable desde muchos puntos de vista (especialmente económico, de gestión o incluso ambiental), pero también implica que el combustible contiene una mayor cantidad de productos de fisión radiactivos. A pesar del término usado, éste no debe confundirse con el quemado químico, ya que no se produce combustión alguna en los elementos combustibles. Por esta razón, en ciertos contextos se utiliza el vocablo “irradiación” como sinónimo de quemado.

Radiación alfa: Tipo de radiación ionizante compuesta por partículas alfa, que son núcleos de helio-4 (dos protones y dos neutrones). Las partículas alfa tienen una masa relativamente grande y una carga positiva, lo que les confiere un poder de penetración bajo; pueden ser detenidas por una hoja de papel o incluso por la piel humana. Sin embargo, si se inhalan o ingieren, pueden causar daños significativos a los tejidos biológicos debido a su alta capacidad ionizante.

Radiación beta: Radiación que consiste en la emisión de partículas beta, que pueden ser electrones (partículas beta negativas) o positrones (partículas beta positivas). Estas partículas son emitidas durante la desintegración radiactiva de un núcleo atómico. La radiación beta tiene mayor capacidad de penetración que la radiación alfa, pero aún puede ser detenida por materiales como el vidrio o el aluminio. Es capaz de causar daño biológico si se produce exposición interna o externa.

Radiación gamma: Forma de radiación electromagnética de alta energía, emitida desde el núcleo de un átomo durante procesos radiactivos como la desintegración de partículas alfa o beta. La radiación gamma tiene un alto poder de penetración y dependiendo de su energía, puede atravesar incluso varios centímetros de plomo.

Radiación ionizante: Tipo de radiación que tiene suficiente energía como para ionizar átomos o moléculas; es decir, para arrancar electrones de ellos, lo que puede causar daño a las células vivas y alterar estructuras químicas. Los tipos comunes de radiación

ionizante incluyen la radiación alfa, beta, gamma y los rayos X. Debido a su capacidad para alterar la materia a nivel atómico, la radiación ionizante se usa en aplicaciones médicas, industriales y científicas, pero también representa un riesgo que requiere medidas de protección.

Radiación secundaria: Radiación que se genera como resultado de la interacción de la radiación primaria (como rayos gamma, partículas alfa o beta) con la materia. Por ejemplo: cuando la radiación primaria impacta en un material, puede producir radiación secundaria en forma de rayos X (fluorescencia), electrones (partículas beta), o neutrones, dependiendo del tipo de interacción y del material involucrado.

Radiotoxicidad: Potencial de una sustancia radiactiva para causar daño biológico debido a su emisión de radiación ionizante. Este término es especialmente relevante en la gestión de residuos radiactivos y en la medicina nuclear, donde se evalúa la toxicidad radiactiva de diferentes radionúclidos. La radiotoxicidad depende tanto del tipo de radiación emitida (alfa, beta, gamma) como de la vida media del radioisótopo y su comportamiento en el organismo.

Reacción nuclear en cadena: Proceso en el que los productos de una reacción nuclear inicial (como los neutrones liberados durante la fisión) desencadenan una serie de reacciones adicionales. En un reactor nuclear, este proceso es cuidadosamente controlado para mantener una reacción en cadena sostenida, donde cada fisión provoca una media de una fisión adicional, manteniendo así la producción de energía constante.

Reactor nuclear: Instalación diseñada para controlar y mantener una reacción nuclear en cadena autosostenida. Los reactores nucleares se utilizan para generar electricidad, producir isótopos radiactivos para uso médico o industrial, y en algunos casos, para propulsar submarinos o buques. En un reactor nuclear, los neutrones son utilizados para inducir la fisión en materiales fisiles, liberando energía que se convierte en calor y, posteriormente, en electricidad.

Refrigerante: Fluido que se utiliza para transferir el calor generado por la fisión nuclear en el núcleo del reactor hacia un intercambiador de calor (generador de vapor) en diseños de tipo PWR y VVER, o directamente a una turbina en diseños de tipo BWR. El refrigerante puede ser agua (en estado líquido o vapor), gas (como dióxido de carbono o helio), o metal líquido (como sodio o plomo-bismuto). Su función principal es evitar el sobrecalentamiento del núcleo y permitir la conversión del calor en electricidad.

Reprocesamiento de combustible: Proceso que recupera materiales valiosos (como uranio y plutonio) a partir del combustible nuclear gastado (irradiado; es decir, después de usado en el reactor nuclear) para su reconversión en nuevos elementos combustibles (MOX) y su reutilización en reactores. Este proceso implica la separación química de los productos de fisión radiactivos y otros elementos del combustible gastado. El reprocesamiento permite reducir la cantidad de residuos radiactivos de alta actividad y aprovechar los recursos (plutonio y uranio) presentes en el combustible gastado.

Restricción de la dosis: Límite de dosis de radiación que se establece para minimizar la exposición a la radiación en situaciones específicas, como en la planificación de exposiciones ocupacionales o la protección del público en situaciones de exposición potencial. Es un nivel por debajo del cual se intenta mantener la exposición radiológica, y sirve como herramienta de optimización en la protección radiológica , complementando los límites de dosis establecidos por la normativa.

Sección eficaz: Medida de la probabilidad de que una reacción nuclear específica ocurra cuando una partícula (como un neutrón) interactúa con un núcleo atómico. Se expresa en unidades de área; generalmente en barns, donde $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$. La sección eficaz varía según la energía de la partícula incidente y el tipo de reacción. Es un concepto clave en física nuclear, física de reactores, diseño de equipos nucleares y evaluación de reacciones, entre otros.

Sumidero de calor: Componente o sistema que absorbe y disipa el calor generado en un proceso, como en un reactor nuclear , para evitar el sobrecalentamiento y mantener las condiciones de ope-

ración seguras. En un reactor nuclear, el sumidero de calor puede ser el sistema de refrigeración que transfiere el calor al ambiente (a través de una torre de refrigeración, un río, lago, o el mar) o que convierte el calor en electricidad a través de un ciclo termodinámico. También referido como “sumidero último de calor” o “sumidero final de calor”.

Tabla de nucleidos o tabla de isótopos: Tabla que muestra todos los isótopos (nucleidos) conocidos, que son las formas diferentes de los átomos caracterizadas por el número de protones y neutrones en sus núcleos. A diferencia de la tabla periódica, que organiza los elementos químicos por número atómico, la tabla de nucleidos organiza los núcleos según su número de protones y neutrones, mostrando su estabilidad, tipos de desintegración radiactiva, y otros datos nucleares relevantes.

Tabla periódica: Organización tabular de los elementos químicos, ordenados por su número atómico, configuración electrónica, y propiedades químicas recurrentes. Los elementos están dispuestos en filas y columnas, con los elementos de una misma columna (grupo) compartiendo características similares. La tabla periódica es una herramienta fundamental en química y física, proporcionando un marco para entender la estructura atómica y las propiedades químicas.

Taxonomía: En el contexto de las políticas energéticas, sistema de clasificación que establece criterios y estándares para definir qué actividades económicas pueden ser consideradas sostenibles desde el punto de vista ambiental. Este concepto es particularmente relevante en la Unión Europea, donde la Taxonomía se usa para fomentar inversiones en actividades que contribuyan a objetivos ambientales, la transición hacia energías limpias, y la conservación de los recursos naturales.

Teragnosis: Concepto en medicina nuclear que combina la **terapia** y el **diagnóstico** en un único enfoque. Implica el uso de tecnologías que pueden tanto diagnosticar una enfermedad como tratarla. Un ejemplo de teragnosis es el uso de nanopartículas que pueden detectar células cancerosas y, al mismo tiempo, entregar un tratamiento específico a esas células. Este enfoque está ganando

terreno en la medicina personalizada, donde los tratamientos son adaptados a las características individuales del paciente.

Torre de refrigeración: Estructura utilizada en plantas industriales y centrales nucleares para disipar el exceso de calor al ambiente. Funciona enfriando el agua caliente que ha absorbido el calor del proceso (es decir, del reactor nuclear), generalmente mediante la evaporación de una parte del agua. Las torres de refrigeración mantienen las temperaturas de operación en niveles seguros y evitan el sobrecalentamiento de los sistemas.

Transmutación: Proceso por el cual un elemento químico se transforma en otro mediante una reacción nuclear. En el contexto de la gestión de residuos radiactivos, la transmutación se refiere a la conversión de radioisótopos de vida larga en radioisótopos de vida más corta o en isótopos estables, reduciendo así la radio-toxicidad y el tiempo de almacenamiento necesario. Este proceso puede realizarse en reactores nucleares o en sistemas subcríticos asistidos por aceleradores de partículas.

Transuránico: Elemento químico con un número atómico mayor que el del uranio (92). Estos elementos no se encuentran de forma natural y son producidos artificialmente en reactores nucleares, en laboratorios, o en aceleradores de partículas. Ejemplos de transuránicos incluyen el plutonio (94), el americio (95), y el curio (96). Muchos transuránicos son altamente radiactivos y tienen aplicaciones en medicina, industria, investigación y energía nuclear.

TRISO: Tipo de combustible nuclear *avanzado* que se utiliza en ciertos tipos de reactores nucleares, especialmente en reactores de generación IV, de alta temperatura. Cada partícula de combustible TRISO consiste en un núcleo de material físil (como uranio), rodeado por varias capas de materiales que sirven como contención y barrera de retención de productos de fisión. Las capas incluyen (1) carbono poroso, (2) carbono pirolítico, (3) carburo de silicio y (4) carbono pirolítico. Estas múltiples capas proporcionan una alta resistencia a la radiación, al calor extremo, y a la presión, lo que hace que el combustible TRISO sea muy seguro y capaz de operar en condiciones que no soportarían otros diseños de combustible nuclear.

Turbina: Máquina que convierte la energía del movimiento de un fluido (como vapor, gas, o agua), en energía mecánica. En una central nuclear, el calor generado por la fisión nuclear se utiliza para calentar agua y producir vapor. Este vapor se dirige a la turbina, donde hace girar sus álabes. La energía mecánica generada al girar la turbina se transfiere a un generador acoplado, que convierte esta energía mecánica en electricidad. Las turbinas son los componentes que permiten la generación de energía en plantas térmicas, nucleares, hidráulicas, termosolares, eólicas, etc.

Umbral de dosis: Cantidad mínima de radiación ionizante necesaria para producir un efecto biológico observable en los seres vivos. En la protección radiológica, el concepto de umbral de dosis es importante porque, por debajo de este umbral, se considera que no hay riesgo significativo de efectos nocivos, como el cáncer. Sin embargo, para algunas radiaciones y efectos, como las mutaciones genéticas, no se considera que exista un umbral seguro, y se estima conservadoramente que cualquier dosis puede aumentar el riesgo.

Uranio natural: Uranio tal como se extrae de la Tierra, sin haber sido sometido a un proceso de enriquecimiento. Contiene aproximadamente un 99,3% de uranio-238 (U-238) y un 0,7% de uranio-235 (U-235), siendo este último el isótopo físil que se utiliza como combustible en reactores nucleares. El uranio natural se puede utilizar en ciertos tipos de reactores nucleares, como los reactores CANDU, que no requieren uranio enriquecido.

Vaina: Envoltura metálica que rodea y contiene las pastillas de combustible nuclear en un elemento combustible. Además de para mantener la geometría del combustible, su función es mantener los productos de fisión confinados dentro del combustible, evitando que se liberen al circuito de refrigeración o al ambiente. Las vainas también protegen el combustible nuclear del contacto directo con el refrigerante y contribuyen a la estabilidad estructural del combustible durante la operación del reactor. En la actualidad se utilizan aleaciones de zirconio como material para las vainas, como el Zircaloy, Zirlo, o M5.

Vasija del reactor: Componente principal de un reactor nuclear que alberga el núcleo del reactor, donde ocurre la fisión nuclear. La vasija está diseñada para soportar las altas temperaturas y presiones que se generan durante la operación del reactor. Además, contiene el refrigerante que circula a través del núcleo para extraer el calor generado por la fisión. La vasija está hecha de acero de alta resistencia y se encuentra dentro del sistema de contención del reactor.

Vitrificación: Proceso mediante el cual los residuos radiactivos se mezclan con vidrio fundido y se solidifican. De esta manera, forman una matriz estable. Este método se utiliza para inmovilizar los residuos y reducir el riesgo de liberación de radioactividad al medio ambiente.

Yellow cake / Torta amarilla: concentrado de uranio que se produce durante el proceso de extracción y procesamiento del mineral de uranio. Tiene una apariencia similar a un polvo de color amarillo-marrón, de ahí su nombre. El *yellow cake* es un material intermedio en la cadena de producción del combustible nuclear, y contiene aproximadamente un 70-90% de óxido de uranio en forma de U_3O_8 . Este material se convierte posteriormente en hexafluoruro de uranio (UF_6) para su enriquecimiento o en dióxido de uranio (UO_2) para su uso directo como combustible.

Zircaloy: nombre genérico que se le da a las aleaciones basadas en zirconio que se utilizan en la industria nuclear para fabricar las vainas que contienen el combustible nuclear en los reactores. Esta aleación es altamente resistente a la corrosión, tiene una baja absorción de neutrones térmicos, y puede soportar las extremas condiciones de temperatura y presión dentro de un reactor nuclear. Las propiedades de las aleaciones de tipo Zircaloy lo hacen ideal para su uso en la protección y contención del combustible nuclear, manteniendo la integridad del reactor durante su operación.



Glosario de acrónimos

Acrónimo	Español	Acrónimo original
ACPR/LOCA	Accidente con Pérdida de <u>Refrigerante</u>	Loss of Coolant Accident
ADN	Ácido DesoxirriboNucleico	Deoxyribonucleic acid (DNA)
ADS	Sistema asistido por acelerador	Accelerator-Driven System
AGP	Almacenamiento Geológico Profundo	Deep Geological Repository (DGR)
ALARA	Tan bajo como razonablemente alcanzable	As Low As Reasonably Achievable
ALWR	Reactores de agua ligera avanzados	Advanced Light Water Reactor
AMR	Reactores modulares avanzados	Advanced Modular Reactor
APS	Análisis Probabilista de Seguridad	Probabilistic Safety Analysis (PSA)
ATC	Almacén Temporal Centralizado	
ATD	Almacenes Temporales Descentralizados	
ATI	Almacén Temporal Individualizado	
BWR	Reactor de agua en ebullición	Boiling Water Reactor

Acrónimo	Español	Acrónimo original
CAE	Centro de Apoyo de Emergencias	
CAGE	Centro Alternativo de Gestión de Emergencias	
CG	Combustible Gastado	
CIEMAT	Centro de Investigaciones Energéticas, Medioambientales y Tecnológicas	
CSN	Consejo de seguridad nuclear	
CVCS	Sistema de control químico y volumétrico	Chemical and Volume Control System
DLD	Dosímetro de Lectura Directa	
EEUU	Estados Unidos	
ENRESA	Empresa Nacional de RESiduos rAdiactivos	
ETS	Permisos de emisión de carbono	Emission Trading Scheme
FAO	Organización de las naciones unidas para la alimentación y la agricultura	Food and Agriculture Organization
FBR	Reactor rápido de sodio	Fast Breeder Reactor
GCR	Reactor refrigerado por gas	Gas Cooled Reactor
HTGR	Reactor de gas de alta temperatura	High-Temperature Gas Reactor
IAEA	Organización Internacional de la Energía Atómica	International Atomic Energy Agency
ICRP	Comisión internacional de <u>protección radiológica</u>	International Commission on Radiological Protection
INPO	Instituto de operación de centrales nucleares	Institute of Nuclear Power Operations

Acrónimo	Español	Acrónimo original
IPCC	Panel intergubernamental sobre cambio climático	Intergovernmental Panel on Climate Change
ISO	Organización internacional de normalización	International Organization for Standardization
JRC	Centro de investigaciones conjuntas	Joint Research Center
LCOE	Coste nivelado de la energía	Levelized Cost of Energy
LOCA	Accidente con Pérdida de <u>Refrigerante</u>	Loss of Coolant Accident
LWGR	Reactor de gas de agua ligera	Light Water Gas Reactor
LW-SMR	Reactores modulares pequeños refrigerados por agua	Light Water Small Modular Reactor
MMR	Microrreactores	Micro Modular Reactor
MOX	Combustible de óxidos mixtos	Mixed-OXide fuel
MW	Megavatio	MegaWatt
NORM	Materiales radiactivos de origen natural	Naturally Occurring Radioactive Material
OCDE	Organización para la Cooperación y el Desarrollo Económico	Organisation for Economic Co-operation and Development (OECD)
OIEA/IAEA	Organización Internacional de la Energía Atómica	International Atomic Energy Agency
OMS	Organización Mundial de la Salud	World Health Organization (WHO)
ONU	Organización de las Naciones Unidas	United Nations (UN)
PET	Tomografía por emisión de positrones	Positron Emission Tomography
PGGR	Plan General de Residuos Radiactivos	

Acrónimo	Español	Acrónimo original
PHWR	Reactor de agua pesada presurizada	Pressurized Heavy Water Reactor
PIB	Producto Interior Bruto	Gross Domestic Product (GDP)
PR	<u>Protección Radiológica</u>	Radiation protection
PUREX	Extracción de Uranio y Plutonio por Reducción	Plutonium Uranium Reduction EXtraction
PWR	Reactor de agua a presión	Pressurized Water Reactor
RAA	Residuos de Alta <u>Actividad</u>	High-Level Waste (HLW)
RAE	Real Academia Española	
RBBA	Residuos de muy Baja <u>Actividad</u>	
RBMA	Residuos de Baja y Media <u>Actividad</u>	
RBMK	Reactor de gran potencia canalizado	Reaktor Bolshoy Moshchnosti Kanalnyy
RTG	Generador termoeléctrico de radioisótopos	Radioisotope Thermoelectric Generator
TAC	Tomografía Axial Computarizada	Computed Tomography scan (TC scan)
TLD	Dosímetro termoluminiscente	Thermoluminescent Dosimeter
TMI		Three Mile Island
TMR	Requerimientos totales de materiales	Total Material Requirement
<u>TRISO</u>	Partículas de óxido de uranio revestidas de carburo de silicio	TRistructural-ISOtropic particle fuel
URSS	Unión de Repúblicas Socialistas Soviéticas	Union of Soviet Socialist Republics (USSR)
US NRC	Comisión reguladora nuclear de EE.UU.	United States Nuclear Regulatory Commission
WANO	Asociación mundial de operadores nucleares	World Association of Nuclear Operators

