



industriales

etsii

Escuela Técnica
Superior
de Ingeniería
Industrial

UNIVERSIDAD POLITÉCNICA DE CARTAGENA

Escuela Técnica Superior de Ingeniería Industrial

Estudio del torio como combustible alternativo en los reactores de fisión.

TRABAJO FIN DE GRADO

GRADO EN INGENIERÍA ELÉCTRICA

Autor: Francisco Lorenzo Fernández

Director: Javier Mulas Pérez

Cartagena, 30 de Junio de 2020



Universidad
Politécnica
de Cartagena



IN MEMORIAN

RESUMEN

La situación actual, a pesar de ser extremadamente volátil, nos indica ahora mismo que el futuro se encamina a la electrificación de un número mayor de elementos en nuestras vidas, como puede verse perfectamente, por ejemplo, los vehículos automóviles.

Acompañando a este hecho, nos encontramos con una situación medioambiental desfavorable, en la cual, el planeta se está calentando de manera muy rápida. Diversos estudios achacan este súbito calentamiento a la acción humana, en concreto, a la explosión industrial que supuso la utilización de combustibles fósiles para amplios sectores de la vida cotidiana. Su principal uso, mediante combustión, genera una enorme cantidad de dióxido de carbono, el cual ha sido relacionado directamente con la temperatura del planeta, al menos en épocas recientes (a escala geológica).

Dada esta última circunstancia, se ha hecho patente la necesidad de cambiar de modelo energético, no sólo debido al calentamiento global, sino que, además, los países más desarrollados se han hecho dependientes de un recurso, que como fácilmente podemos observar, se halla en terceros países y en ocasiones, rivales geoestratégicos. No es demasiado complicado llegar a la conclusión de que para el futuro del desarrollo de cualquier estado moderno depender de un recurso con estas características supone cuanto menos un alto riesgo.

Se ha propuesto para solucionar esto el desarrollo importante de energías alternativas llamadas renovables, debido a que la escala de tiempo en las cuales son viables es incluso a niveles geológicos, elevada. Aun así, éstas presentan ciertos inconvenientes que, mientras no sean solventados eficazmente, las hacen inviables para un suministro completo de energía eléctrica u otros usos.

Aquí es donde se introduce la energía nuclear. Conocida ya desde hace varias décadas, ha experimentado un notable avance desde entonces. Las principales ventajas que ofrece una central de generación eléctrica de fisión son: la seguridad del suministro eléctrico, su continuidad en el tiempo, así como el poco espacio necesario para albergar la central, consiguiendo que esta tenga una "densidad de energía" muy alta en comparación con otros tipos de centrales generadoras. Por contra, sus principales desventajas radican en la posibilidad de accidentes, los cuales ya han tenido lugar y son catastróficos, y que el combustible actual, el Uranio 235 es muy escaso en la naturaleza (0.72% de todo el Uranio presente en la tierra).

El uso de Uranio 238 también es notable, debido a que puede producir Plutonio 239, el cual no sólo es un importante componente de armas de destrucción masiva, si no, además es un combustible con capacidades análogas al Uranio 235 para su fisión y generación de energía. Además, el Uranio como elemento es difícil de encontrar en cantidades económicas por la corteza terrestre, por eso mismo es necesario plantear una alternativa que sea capaz de sustituirlo.

La alternativa propuesta y que será analizada aquí es el Torio.

OBJETIVOS

Como bien se ha expuesto en el resumen, el trabajo tiene como protagonista al Torio.

El objetivo principal del trabajo será:

- **Estudio del Torio-232 como combustible alternativo al Uranio.**

También se plantean otra serie de objetivos secundarios, pero que atañen importantemente también al desarrollo de la cuestión principal:

- **Analizar las tecnologías actuales de generación de energía eléctrica mediante reactores nucleares de fisión: sistemas de refrigeración, moderador (si lo hubiere) y control de seguridad del reactor.**
- **Comparación del Torio con el Uranio en propiedades y rendimiento.**
- **Valorar la posible sustitución del Uranio por Torio a medio-largo plazo.**
- **Analizar los procesos físicos que ocurren durante las reacciones nucleares de una manera simplificada.**
- **Realizar e implementar un algoritmo funcional para simulación de reactores de manera funcional.**

El trabajo tratará en la medida de lo posible de plantear y resolver estos objetivos que afectan directa o indirectamente al objetivo principal del mismo.

ÍNDICE

<u>ÍNDICE</u>	- 0 -
<u>FIGURAS</u>	- 1 -
<u>TABLAS</u>	- 3 -
<u>0 CONCEPTOS BÁSICOS</u>	- 4 -
0.1 Introducción	- 4 -
0.2 El átomo	- 7 -
0.3 Radiactividad	- 15 -
0.4 Unidades de medida	- 20 -
0.5 Neutrones libres	- 22 -
<u>1 USOS Y COMPARACIÓN DEL TORIO</u>	- 25 -
1.1 Introducción	- 25 -
1.2 Uranio	- 30 -
1.3 Torio.....	- 49 -
<u>2 TECNOLOGÍAS EN REACTORES DE FISIÓN</u>	- 57 -
2.1 Introducción	- 57 -
2.2 Reactores moderados por agua ligera.....	- 63 -
2.3 Reactores de agua pesada	- 69 -
2.4 Reactor grafito-gas.....	- 73 -
2.5 Reactores rápidos.	- 76 -
2.6 Reactores de sales fundidas.	- 82 -
<u>3 ESTUDIO SIMPLIFICADO DE LOS FUNDAMENTOS FÍSICOS</u>	- 86 -
3.1 Neutrónica básica	- 86 -
3.2 Criticidad, fórmula de los cuatro factores.	- 91 -
3.3 Moderación de neutrones:	- 97 -
3.4 Ecuación del transporte neutrónico.....	- 103 -

<u>4</u>	<u>CÁLCULO SIMPLIFICADO</u>	<u>- 109 -</u>
4.1	Planteamientos previos	- 109 -
4.2	Datos a emplear	- 110 -
4.3	Fórmulas y cálculos	- 111 -
4.4	Programa	- 116 -
4.5	Resultados	- 124 -
<u>5</u>	<u>CONCLUSIONES</u>	<u>- 129 -</u>
	<u>ANEXOS</u>	<u>- 131 -</u>
	ANEXO I CÓDIGO COMPLETO PROGRAMA	- 131 -
	ANEXO II RESULTADOS COMPLETOS SIMULACIÓN TORIO	- 138 -
	ANEXO III RESULTADOS COMPLETOS SIMULACIÓN URANIO	- 150 -
	<u>Bibliografía</u>	<u>- 162 -</u>

FIGURAS

FIGURA 0-1 PARTÍCULAS ELEMENTALES. GENERACIONES DE FERMIONES (I, II Y III) Y BOSONES (AZUL)	- 5 -
FIGURA 0-2 PARTÍCULAS ELEMENTALES E INTERACCIONES.	- 6 -
FIGURA 0-3 MODELO ATÓMICO DE BOHR.	- 7 -
FIGURA 0-4 DIFERENTES TIPOS DE ORBITALES.	- 7 -
FIGURA 0-5 COMPONENTES PROTÓN.	- 8 -
FIGURA 0-6 COMPONENTES NEUTRÓN.	- 9 -
FIGURA 0-7 ANIÓN (IZQ.) CATION(DCHA.)	- 11 -
FIGURA 0-8 ENERGÍAS DE LIGADURA EN FUNCIÓN DEL NÚMERO MÁSCICO.	- 12 -
FIGURA 0-9 TABLA PERIÓDICA DE LOS ELEMENTOS.	- 14 -
FIGURA 0-10 SEMIPERIODOS DE DESINTEGRACIÓN.	- 15 -
FIGURA 0-11 CARTA DE SEGRE	- 18 -
FIGURA 0-12 SECCIÓN EFICAZ TOTAL PARA EL TORIO-232.	- 24 -
FIGURA 1-1 EVOLUCIÓN DE LA MATERIA EN EL UNIVERSO.	- 26 -
FIGURA 1-2 CICLOS ESTELARES SIMPLIFICADOS.	- 27 -
FIGURA 1-3 PROCESO LENTO DE CAPTURA NEUTRÓNICA.	- 28 -
FIGURA 1-4 PROCESO RÁPIDO DE CAPTURA NEUTRÓNICA.	- 29 -
FIGURA 1-5 URANIO (REMARcado EN AZUL) EN LA TABLA PERIÓDICA.	- 30 -
FIGURA 1-6 PRINCIPALES MINAS PRODUCTORAS DE URANIO 2018.	- 34 -
FIGURA 1-7 RANKING DE RESERVAS DE URANIO POR PAÍS.	- 34 -
FIGURA 1-8 MÉTODO DE SEPARACIÓN POR FLOTACIÓN PARA PURIFICAR URANIO.	- 35 -
FIGURA 1-9 MÉTODO DE TRATAMIENTO QUÍMICO PARA PURIFICAR URANIO.	- 36 -
FIGURA 1-10 DIÓXIDO DE URANIO EN FORMA DE TORTA AMARILLA.	- 38 -
FIGURA 1-11 PROCESO DE PURIFICACIÓN DE URANIO PARA COMBUSTIBLES "PUREX".	- 39 -
FIGURA 1-12 ESQUEMA DE ENRIQUECIMIENTO DE DIFUSIÓN GASEOSA POR CASCADA.	- 43 -
FIGURA 1-13 ESQUEMA CORRESPONDIENTE A UNA CENTRIFUGADORA PARA ENRIQUECIMIENTO DE URANIO.	- 45 -
FIGURA 1-14 EQUIVALENCIAS ENTRE EL URANIO Y COMBUSTIBLES CONVENCIONALES.	- 46 -
FIGURA 1-15 POSICIÓN DEL TORIO (REMARcado EN AZUL) EN LA TABLA PERIÓDICA.	- 49 -
FIGURA 1-16. SECCIÓN EFICAZ TOTAL DEL URANIO-233. SECCIÓN EFICAZ EN BARNIOS (VERTICAL) Y ENERGÍA INCIDENTE EN MEV (HORIZONTAL).	- 51 -
FIGURA 1-17 PRINCIPALES RESERVAS DE TORIO ESTIMADAS POR PAÍSES.	- 55 -
FIGURA 2-1 IMPLANTACIÓN GENERAL DE UNA CENTRAL NUCLEAR. (CONCRETAMENTE LA CENTRAL DE MÜHLEBERG, SUIZA, DE TIPO BWR)	- 57 -
FIGURA 2-2 ESQUEMA MÁQUINA DE CARNOT.	- 59 -
FIGURA 2-3 ESQUEMA T-S PARA UN CICLO DE CARNOT.	- 60 -
FIGURA 2-4 ESQUEMA T-S PARA UN CICLO DE RANKINE.	- 60 -
FIGURA 2-5 ESQUEMA REPRESENTATIVO DE UN REACTOR DE AGUA A PRESIÓN.	- 64 -
FIGURA 2-6 VASIJA DEL REACTOR DE AGUA A PRESIÓN.	- 65 -
FIGURA 2-7 ESQUEMA DE LOS COMPONENTES DE LA VASIJA DEL REACTOR.	- 65 -
FIGURA 2-8 DISPOSICIÓN DE LAS BARRAS DE COMBUSTIBLE Y CONTROL EN EL REACTOR DE AGUA A PRESIÓN.	- 66 -
FIGURA 2-9 ESQUEMA REPRESENTATIVO DE UNA CENTRAL DE AGUA EN EBULLICIÓN.	- 67 -
FIGURA 2-10 ESQUEMA DE LOS COMPONENTES DEL REACTOR DE AGUA EN EBULLICIÓN.	- 68 -
FIGURA 2-11 ESQUEMA REPRESENTATIVO DE UN REACTOR MODERADO POR AGUA PESADA.	- 70 -
FIGURA 2-12 DISPOSICIÓN DEL COMBUSTIBLE EN LA CALANDRIA.	- 71 -
FIGURA 2-13 MECANISMO PARA EL REABASTECIMIENTO DE COMBUSTIBLE.	- 71 -
FIGURA 2-14 MECANISMO DE BARRAS DE CONTROL.	- 72 -
FIGURA 2-15 DISPOSICIÓN GENERAL DEL REACTOR DE AGUA PESADA CANDU.	- 72 -
FIGURA 2-16 ESQUEMA REPRESENTATIVO DE UN REACTOR RBMK.	- 75 -
FIGURA 2-17 ESQUEMA TÍPICO DE UN REACTOR RÁPIDO. EN CONCRETO EL REACTOR SUPERPHENIX (FRANCIA).	- 78 -
FIGURA 2-18 ESQUEMA GENERAL DE UN REACTOR RÁPIDO REFRIGERADO POR METAL FUNDIDO.	- 79 -
FIGURA 2-19 DISPOSICIÓN DE ELEMENTOS EN EL NÚCLEO DEL REACTOR.	- 80 -
FIGURA 2-20 MEDIDAS GEOMÉTRICAS PARA LA DISPOSICIÓN DE ELEMENTOS EN EL NÚCLEO DEL REACTOR.	- 80 -

FIGURA 2-21 DISPOSICIÓN DE ELEMENTOS DEL NÚCLEO DEL REACTOR DESDE UNA PERSPECTIVA TRANSVERSAL.	- 80 -
FIGURA 2-22 ESQUEMA REPRESENTATIVO DE UN REACTOR DE SALES FUNDIDAS TÉRMICO.	- 83 -
FIGURA 2-23 REPRESENTACIÓN DE LAS REACCIONES OCURRIDAS EN LA TRANSMUTACIÓN DEL TORIO.	- 85 -
FIGURA 2-24 ESQUEMA REPRESENTATIVO DEL FUNCIONAMIENTO GENERAL DE UN REACTOR DE SALES FUNDIDAS CON REPROCESAMIENTO DEL COMBUSTIBLE EN TIEMPO REAL.	- 85 -
FIGURA 3-1 SECCIÓN EFICAZ TOTAL Y DE DISPERSIÓN ELÁSTICA PARA EL TORIO-232	- 88 -
FIGURA 3-2 SECCIÓN EFICAZ TOTAL Y DE DISPERSIÓN ELÁSTICA PARA EL URANIO-238	- 89 -
FIGURA 3-3 ESQUEMA REPRESENTATIVO DEL CICLO NEUTRÓNICO.	- 90 -
FIGURA 3-4 DIAGRAMA REPRESENTATIVO DE UNA DISPERSIÓN ELÁSTICA ENTRE PARTÍCULAS.	- 97 -
FIGURA 3-5 SECCIÓN EFICAZ DE DISPERSIÓN ELÁSTICA (ROJO) Y DISPERSIÓN INELÁSTICA (VERDE) PARA EL TORIO-232.	- 98 -
FIGURA 3-6 SECCIÓN EFICAZ DE DISPERSIÓN ELÁSTICA (VERDE) Y DISPERSIÓN INELÁSTICA (ROJO) PARA EL URANIO-238.	- 98 -
FIGURA 4-1 DISPOSICIÓN DE LOS DATOS A UTILIZAR.	- 110 -
FIGURA 4-2 DISPOSICIÓN DE LA INFORMACIÓN REFERENTE A LAS TABLAS DE FISIÓN.	- 111 -
FIGURA 4-3 FLUJOGRAMA CORRESPONDIENTE AL ALGORITMO DE LA SIMULACIÓN.	- 115 -
FIGURA 4-4 CÓDIGO PROGRAMA.	- 116 -
FIGURA 4-5 CÓDIGO PROGRAMA.	- 117 -
FIGURA 4-6 CÓDIGO PROGRAMA.	- 117 -
FIGURA 4-7 CÓDIGO PROGRAMA.	- 117 -
FIGURA 4-8 CÓDIGO PROGRAMA.	- 118 -
FIGURA 4-9 CÓDIGO PROGRAMA.	- 118 -
FIGURA 4-10 CÓDIGO PROGRAMA.	- 119 -
FIGURA 4-11 CÓDIGO PROGRAMA.	- 119 -
FIGURA 4-12 CÓDIGO PROGRAMA.	- 120 -
FIGURA 4-13 CÓDIGO PROGRAMA.	- 121 -
FIGURA 4-14 CÓDIGO PROGRAMA.	- 122 -
FIGURA 4-15 CÓDIGO PROGRAMA.	- 123 -
FIGURA 4-16 EJEMPLO DE ARCHIVO DE RESULTADOS.	- 124 -
FIGURA 4-17 EJEMPLO DE RESULTADOS PARA EL CASO DE ISÓTOPO RADIOACTIVOS RELEVANTES.	- 124 -
FIGURA 4-18 GRÁFICA DE EVOLUCIÓN DEL URANIO-233 Y PLUTONIO-239. EJE HORIZONTAL CORRESPONDE AL TIEMPO (EN DÍAS) Y EJE VERTICAL A LA PROPORCIÓN DE CADA ELEMENTO RESPECTO A 1CM ³ DE TORIO.	- 125 -

TABLAS

TABLA 1 PROPIEDADES DEL URANIO METÁLICO.	- 31 -
TABLA 2 COEFICIENTES DE DILATACIÓN DEL URANIO EN DISTINTAS COORDENADAS.	- 32 -
TABLA 3 PROPIEDADES MECÁNICAS DEL URANIO METÁLICO.	- 32 -
TABLA 4 NÚMERO DE CICLOS REQUERIDOS PARA ENRIQUECIMIENTOS DEL 50,90,95 Y 99%	- 44 -
TABLA 5 RESIDUOS PRODUCIDOS POR LA OPERACIÓN DE CENTRALES DE FISIÓN COMPARADAS CON UNA CENTRAL TÉRMICA DE CARBÓN.	- 46 -
TABLA 6 EMISIONES DE CO ₂ RESPECTO A OTRAS TECNOLOGÍAS.	- 47 -
TABLA 7 PROPIEDADES MECÁNICAS DEL TORIO METÁLICO.	- 50 -
TABLA 8 DIFERENTES MINERALES QUE CONTIENEN TORIO.	- 53 -
TABLA 9 COMPARACIÓN GENERAL DE PROPIEDADES ENTRE TORIO Y URANIO.	- 56 -
TABLA 10 ALGUNAS PROPIEDADES DE DISTINTOS TIPOS DE REACTORES.	- 62 -
TABLA 11 PROPIEDADES DEL GRAFITO.	- 73 -
TABLA 12 DISPOSICIÓN GENERAL DE UN REACTOR DE GRAFITO-GAS.	- 74 -
TABLA 13 PROPIEDADES DEL SODIO.	- 77 -
TABLA 14 PROPIEDADES DEL PLOMO.	- 77 -
TABLA 15 ÍNDICES REPRODUCTIVOS DE DISTINTOS ELEMENTOS DE URANIO Y PLUTONIO.	- 81 -
TABLA 16 ALGUNAS PROPIEDADES DE LOS FLUORUROS DE LITIO Y BERILIO.	- 82 -
TABLA 17 PROPORCIÓN DE COMPONENTES DE LAS SALES FUNDIDAS DEL REACTOR.	- 84 -
TABLA 18 CARACTERÍSTICAS DE ALGUNOS MODERADORES.	- 101 -
TABLA 19 SUBPRODUCTOS DE VIDA LARGA PARA URANIO-233.	- 126 -
TABLA 20 SUBPRODUCTOS DE VIDA MEDIA PARA URANIO-233.	- 126 -
TABLA 21 SUBPRODUCTOS DE VIDA LARGA PARA PLUTONIO-239.	- 127 -
TABLA 22 SUBPRODUCTOS DE VIDA MEDIA PARA PLUTONIO-239.	- 127 -

0 CONCEPTOS BÁSICOS

0.1 Introducción

Antes de empezar la disertación sobre la cual versa este trabajo cabe concretar ciertas definiciones o consideraciones previas. Esta cuestión, aun no siendo la principal, no resulta para nada baladí. Para comenzar, se ha de entender que se habla de un tipo especial de interacción física. Aunque el reactor adquiere una forma macroscópica, las interacciones que hay en el mismo se llevan a escala cuántica.

Particularmente no se entrará en las ecuaciones que gobiernan estas interacciones, ya que su complejidad escapa a este documento. Pero se realizará un brevísimo resumen para hacerse una idea de sus componentes fundamentales y otras consideraciones útiles o relevantes. Estas interacciones fundamentales se pueden resumir en las cuatro fuerzas fundamentales:

- Fuerza nuclear fuerte: de muy corto alcance y alta magnitud, afecta exclusivamente al núcleo.
- Fuerza nuclear débil: muy corto alcance y baja magnitud, afecta a todos los fermiones. Determina la inestabilidad de los átomos.
- Fuerza electromagnética: largo alcance y magnitud media. Afecta a todos los fermiones.
- Fuerza gravitatoria: largo alcance y muy baja magnitud. Afecta a todas las partículas del universo y en sí no es tanto una fuerza como un resultado de la deformación del tejido espacio-temporal.

Componentes de la materia

Aunque se trata de un tema algo distante, es necesario, al menos, comentar los componentes básicos de la materia que nos rodea. Esto es importante porque, al comprender mejor las partículas que la componen se puede comprender mejor las interacciones entre la misma. Así, nos encontramos con las llamadas partículas elementales. Estas son las más básicas halladas hasta ahora en la naturaleza, y, hasta que se demuestre lo contrario, son irreducibles a otras más simples (de ahí su nombre). Estas se aprecian en la Figura 0-1 (1).

Aunque no se aprecia directamente en la figura, pero hay dos grandes grupos: Los fermiones, cuya característica principal es su espín $\frac{1}{2}$, y los bosones, con espín 1 (1). El espín, siendo una característica intrínseca de las partículas, debido a su complejidad no se entrará en consideraciones más profundas. Bastará aclarar que se trata del momento angular intrínseco de una partícula dada. Es una variable cuantizada y por tanto invariable y su magnitud total es única para cada partícula.

Teniendo en cuenta esto, la atención se centrará en las partículas más interesantes:

- Quarks, en el caso de los fermiones. Ya que los leptones tienen una interacción más discreta en las reacciones de fisión.

	I	II	III	
masa →	3 MeV	1.24 GeV	172.5 GeV	0
carga →	$\frac{2}{3}$	$\frac{2}{3}$	$\frac{2}{3}$	0
spin →	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	1
nombre →	u up	c charm	t top	γ photon
	6 MeV	95 MeV	4.2 GeV	0
	$-\frac{1}{3}$	$-\frac{1}{3}$	$-\frac{1}{3}$	0
	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	1
Quarks	d down	s strange	b bottom	g gluon
	<2 eV	<0.19 MeV	<18.2 MeV	90.2 GeV ⁰
	0	0	0	0
	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	1
	ν_e electron neutrino	ν_μ muon neutrino	ν_τ tau neutrino	Z fuerza débil
	0.511 MeV	106 MeV	1.78 GeV	80.4 GeV [±]
	-1	-1	-1	± 1
	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	$\frac{1}{2}$	1
Leptones	e electron	μ muon	τ tau	W fuerza débil
				Bosons (Fuerzas)

Figura 0-1 Partículas elementales. Generaciones de fermiones (I, II y III) y Bosones (azul)

- Bosones, concretamente interesan los referentes a la fuerza nuclear débil, estos son los bosones W y Z, aunque teniendo en cuenta las características del bosón Z, responsable sólo del intercambio de momento lineal, la atención se centrará en el bosón W. Los gluones también son interesantes por ser el bosón de la fuerza fundamental fuerte (2).

En este punto, se entrará un poco más en detalle con los quarks. ¿Qué los hace importantes? Son los componentes básicos de los hadrones, los cuales son conjuntos de quarks. En concreto, los hadrones más relevantes en la naturaleza son protones y neutrones, los cuales se detallarán más adelante. (3)

Los quarks se caracterizan por ser la única partícula elemental que posee carga de color, la cual es mediada mediante gluones. Hay tres generaciones (I, II y III), como se ve en la Figura 0-1 (1), clasificados según su masa. Aun así, los quarks de segunda y tercera generación son inestables y decaen eventualmente mediante interacciones débiles a quarks arriba y abajo (I generación), los únicos estables en la naturaleza (3).

Cabe mencionar, como curiosidad, el caso de los quarks extraños¹. A pesar de ser inestables en condiciones habituales, es posible que, en casos extremos de densidad y fuerzas extremas, sean más estables que los quarks arriba y abajo y estos últimos tiendan mediante interacciones débiles a decaer en quarks extraños. Esto sólo es teóricamente posible a densidades mayores que la del núcleo atómico y sólo se pueden dar de manera natural en los núcleos de estrellas de neutrones (4).

¹ Quark de tipo *strange* en inglés.

La fuerza nuclear fuerte sólo actúa directamente sobre los quarks, siendo el tipo de fuerza más potente en la naturaleza (2). Tan potente que es imposible encontrar un quark confinado en solitario, siempre se hallan en grupos de mínimo, dos unidades (3). Esto es así, debido a la naturaleza de la fuerza fuerte, es tal que, si se intenta separar dos quarks, llegará un punto donde debido a la distancia, será energéticamente más económico generar un nuevo quark que separarlos (3).

Los quarks, además, poseen carga de sabor. Este tipo de carga es mediada mediante los bosones W y Z. Por lo tanto, su interacción será la débil (2). Esto es muy importante para explicar los decaimientos beta positivo y negativo (5).

Habiendo realizado una explicación muy somera sobre la importancia de los quarks y sus interacciones, se puede dar por concluido el apartado donde se mencionan las partículas fundamentales y sus propiedades, aunque más adelante saldrán a colación.

Como corolario se puede resumir todo lo relativo a las partículas elementales en el siguiente esquema (1):

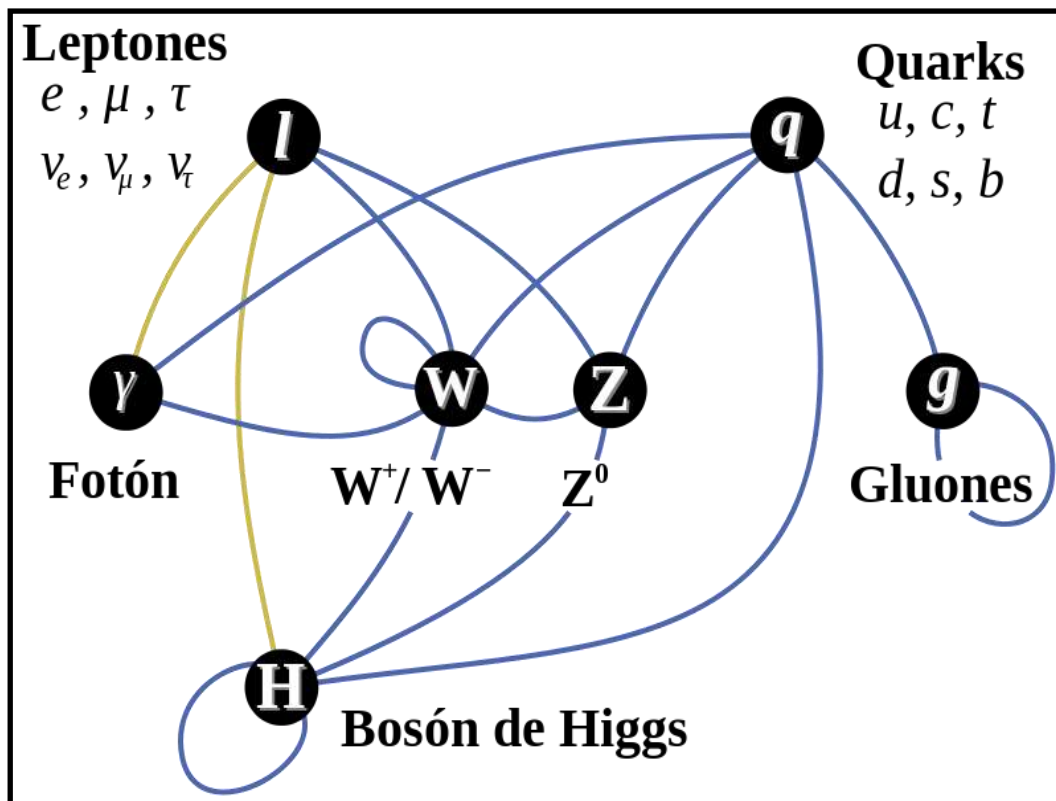


Figura 0-2 Partículas elementales e interacciones.

Faltaría haber mencionado el bosón de Higgs, pero al ser un bosón muy específico, sólo se dirá que es la partícula que, interactuando con los fermiones, genera las propiedades de la materia que conocemos.

0.2 El átomo

El átomo es el componente más pequeño de la materia tal y como la conocemos. Es un conjunto de partículas que, unidas presentan propiedades únicas. Se compone de protones y neutrones (dos tipos de hadrones) en el núcleo (por lo cual se les denomina nucleones), y electrones en forma de órbitas en torno al núcleo (5). Un modelo simplificado del mismo podría ser el correspondiente a la Figura 0-3.

Este modelo, es muy ilustrativo de la distribución de los principales componentes de los átomos. Aun así, el modelo de Bohr es un modelo erróneo. Los electrones no se distribuyen en órbitas como se da a entender, si no, que los mismos se distribuyen en orbitales. Estos, no son una zona del espacio concreta y definida, si no, una zona con una función de probabilidad de hallar al electrón dentro. Esto se debe a efectos cuánticos propios del electrón, que se comporta como una onda cuando no se fuerza su estado cuántico (5).

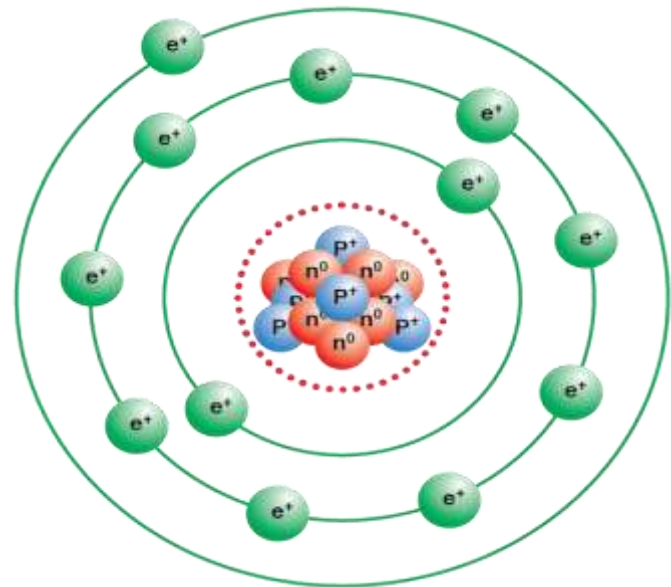


Figura 0-3 Modelo atómico de Bohr.

El modelo electrónico real se asemeja más a la Figura 0-4.

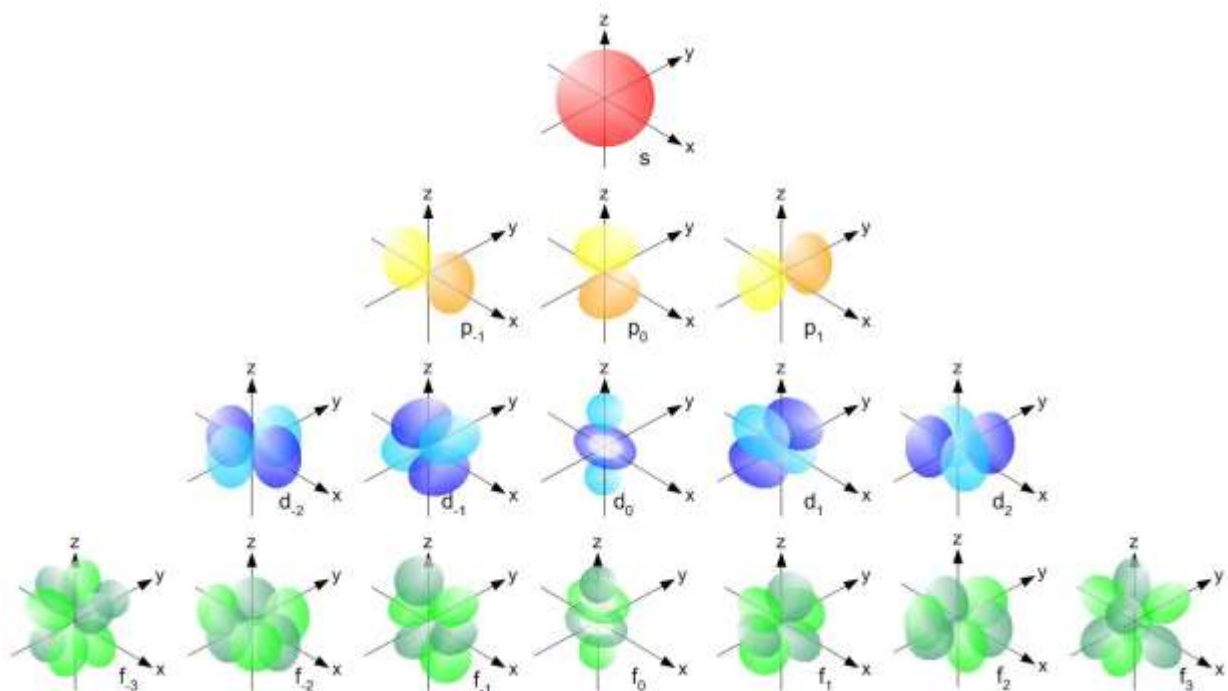


Figura 0-4 Diferentes tipos de orbitales.

Una vez presentado el átomo en su conjunto, se analizarán un poco más en detalle sus componentes básicos. Están compuestos por protones, neutrones y electrones, como bien se ha dicho antes, entonces ¿qué es un protón?

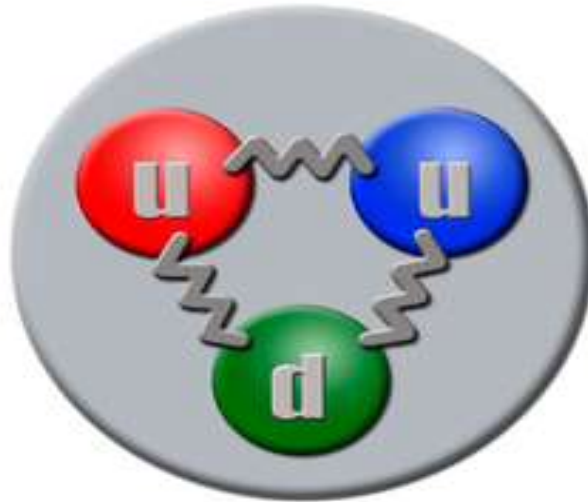


Figura 0-5 Componentes protón.

Ya se mencionó previamente que los protones son un tipo de hadrón, concretamente, dentro del mismo, bariones, un tipo de hadrón formado por tres quarks exclusivamente (6).

En la Figura 0-5 se aprecia el esquema simplificado de lo que sería un protón, es decir, dos quarks arriba y un quark abajo, todos de distinta carga de color (como bien puede apreciarse al colorearlos cada uno de un color distinto, aunque la carga de color no tenga nada que ver con el color propiamente dicho) (6). La carga de color tiende a cambiar conforme intercambian gluones. También poseen carga de sabor, que interactúan entre sí intercambiando bosones W (2).

Lo que hace a los protones tan importantes son, por una parte, su carga eléctrica, y por otra, su masa. En concreto poseen la misma carga que un electrón, pero con signo positivo, 1.602×10^{-19} C (7). Su masa es de $938.272 \text{ MeV}/c^2$ (1.672×10^{-27} kg) (5), lo cual lo convierte en el barión más ligero existente. Este hecho lo convierte en la partícula no elemental más estable conocida, con una vida media superior a los 10^{33} (6) años en su límite inferior teórico siendo el límite superior indefinido.

Dadas estas dos características, que a priori, podrían parecer irrelevantes, se encuentra el hecho de que es el número de protones el núcleo lo que a posteriori determinará las propiedades del elemento que genera, hasta tal punto, que una diferencia de un solo protón puede dar propiedades macroscópicas totalmente diferentes entre átomos de misma masa atómica (5).

Ya, con una idea básica de lo que es un protón, se pasará a comentar el segundo elemento componente en los núcleos: los neutrones.

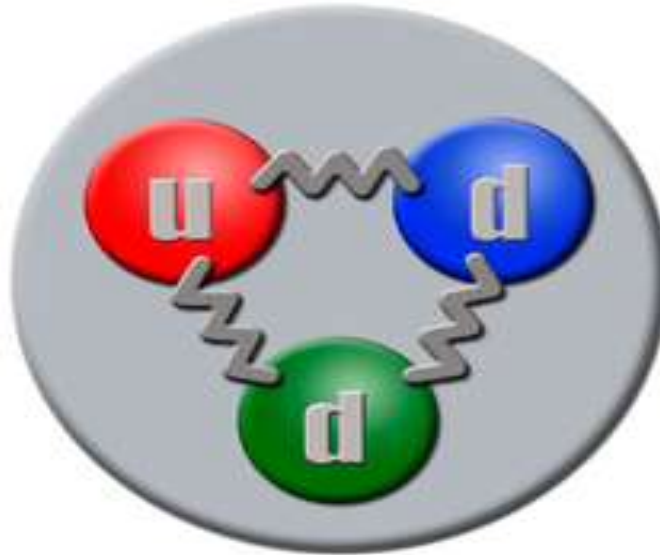


Figura 0-6 Componentes neutrón.

Al igual que los protones, los neutrones son un tipo de hadrón, y dentro de estos el único barión además del protón que puede ser estable (8).

Como se aprecia en la figura 0-6, la disposición es muy similar a la del protón, salvo por que en vez de dos quarks arriba y uno abajo, hay dos abajo y uno arriba. Las cargas de color y sus interacciones son exactamente las mismas. Lo que cambia en los neutrones son las cargas de sabor, ya que estas se vuelven inestables, llevando a uno de los quarks abajo a decaer espontáneamente a un quark arriba, convirtiéndose en un protón, una partícula beta (un electrón) y un antineutrino. Su semivida es de 879.4 ± 0.6 segundos (5) (8) (9) (10).

Entonces el neutrón es *per se* inestable, ¿cómo puede lograrse que sea estable? Esto se explica precisamente por la interacción con los protones. Debido al enorme campo eléctrico en el nucleón, el neutrón es incapaz de decaer y por lo tanto alcanza un estado metaestable indefinido (8).

Debido a su configuración, el neutrón carece de carga, por lo tanto no interactúa eléctricamente con los protones. (2) Esta es una explicación de la estabilidad del núcleo del átomo, ya que al haber una partícula de carga neutra entre dos protones, reduce la repulsión electromagnética, pero, no reduce la atracción generada por la fuerza fuerte residual, por lo tanto, el núcleo se mantiene unido (hasta cierto aumento de carga en el mismo, ya que la fuerza fuerte residual no es aditiva, mientras la electromagnética, sí) (2).

Aparte de la carga del neutrón, que es de importancia capital, está la masa de este, que es de $939,565 \text{ MeV}/c^2$ ($1.674 \times 10^{-27} \text{ kg}$) (5) (8). Lo primero que llama la atención es que es bastante similar a la masa del protón, pero, atendiendo al detalle, resalta el hecho de que es ligerísimamente superior, en concreto, la razón entre la masa del neutrón y el protón es de 1.0037. Esto es importante para explicar posteriormente la desintegración espontánea en nucleones.

En este caso, interesan los neutrones, no sólo por su implicación en el nucleón, sino porque además, serán los “proyectiles” que habrán de gobernar la reacción de fisión en el reactor (5) (9) (10), la cual se analizará posteriormente.

Por último, falta por analizar el electrón. Siendo un leptón (1), otro tipo de partícula elemental, la cual se diferencia de los quarks en que no posee de color. Por lo tanto, no interacciona con la fuerza fuerte, pero sin embargo sí posee carga de sabor y por lo tanto interacciona con los bosones W y Z (2).

Se ha visto antes que los electrones se distribuyen en orbitales, que son zonas del espacio limitadas por la función de probabilidad de encontrar el electrón en toda ella. Según el principio de indeterminación, el electrón se hallará, sin forzar su posición, en todos los estados cuánticos posibles, aunque como cualquier fermión, ha de cumplir el principio de exclusión de Pauli, que determina que dos fermiones no pueden ocupar los mismos estados cuánticos (8).

Los orbitales, además, son estados cuantizados, esto es, sólo admiten un número específico de electrones, además conforme más cerca estén del nucleón, menor será la energía que estos tienen en estado fundamental. Cuando un orbital está completo, la energía de ligadura es muy alta y su ionización es más complicada (8).

La masa del electrón es muy pequeña, siendo de $0.5109 \text{ MeV}/c^2$ (5) (8); es, por lo tanto, 1836 menos pesado que el protón y 1836.5 veces que el neutrón. Al ser la partícula elemental con carga eléctrica distinta de cero con menos masa se considera estable, pues si no puede decaer en una partícula o conjunto de estas la ley de conservación de la masa no se cumpliría.

La función de los electrones es de vital importancia para las reacciones químicas pues, si bien, los nucleones no interaccionan entre ellos, los orbitales sí. Dando lugar a orbitales híbridos cuando dos átomos se entrelazan. Esto genera, al igual que se ha visto con el número de protones, un nuevo elemento con características únicas. Aunque mientras que la energía de ligadura entre nucleones es altísima, entre orbitales es sensiblemente más baja, lo que permite reordenarlos de múltiples maneras diferentes, adquiriendo propiedades químicas y variantes que complican mucho más el resultado final.

Dentro del reactor los electrones son producidos normalmente por decaimiento beta de neutrones, creación de pares mediante interacción de fotones con el nucleón o ionización de partículas (5).

Los electrones adquieren en este trabajo un papel muy secundario. A pesar de ser importantes para el desarrollo de hidrógeno u otros iones que se hallarán en el reactor, su intervención en la reacción de fisión directa no deja de ser anecdótica.

Una vez entrado en detalle acerca de los elementos que componen el átomo, se volverá al átomo como estructura. Si bien los átomos, teóricamente hablando, tienen carga nula (5), por lo tanto, a n protones corresponderán sus equivalentes n electrones para conseguir esta carga nula. Sin embargo, esto no es un hecho ni mucho menos inmutable, es más, es inusual.

Normalmente, como se ha mencionado antes, si un orbital no está completo, sus números cuánticos no son óptimos. Esto permite que con baja energía los electrones exteriores puedan escapar. Se debe principalmente a la distancia entre el electrón y el núcleo, que hace que la fuerza de atracción de coulomb sea baja y además que el número cuántico esté incompleto la hace más baja, permitiendo incluso que el electrón escape de manera espontánea. Esto también puede ocurrir a la inversa, y el átomo ganar un electrón para completar el orbital. El proceso que finalmente ocurra dependerá de la estabilidad energética final en cada caso.

En estos casos, cuando la carga eléctrica total cambia, el átomo se denomina ion. Anión si ha ganado electrones y por tanto su carga es negativa, y catión si los pierde y adquiere carga positiva.

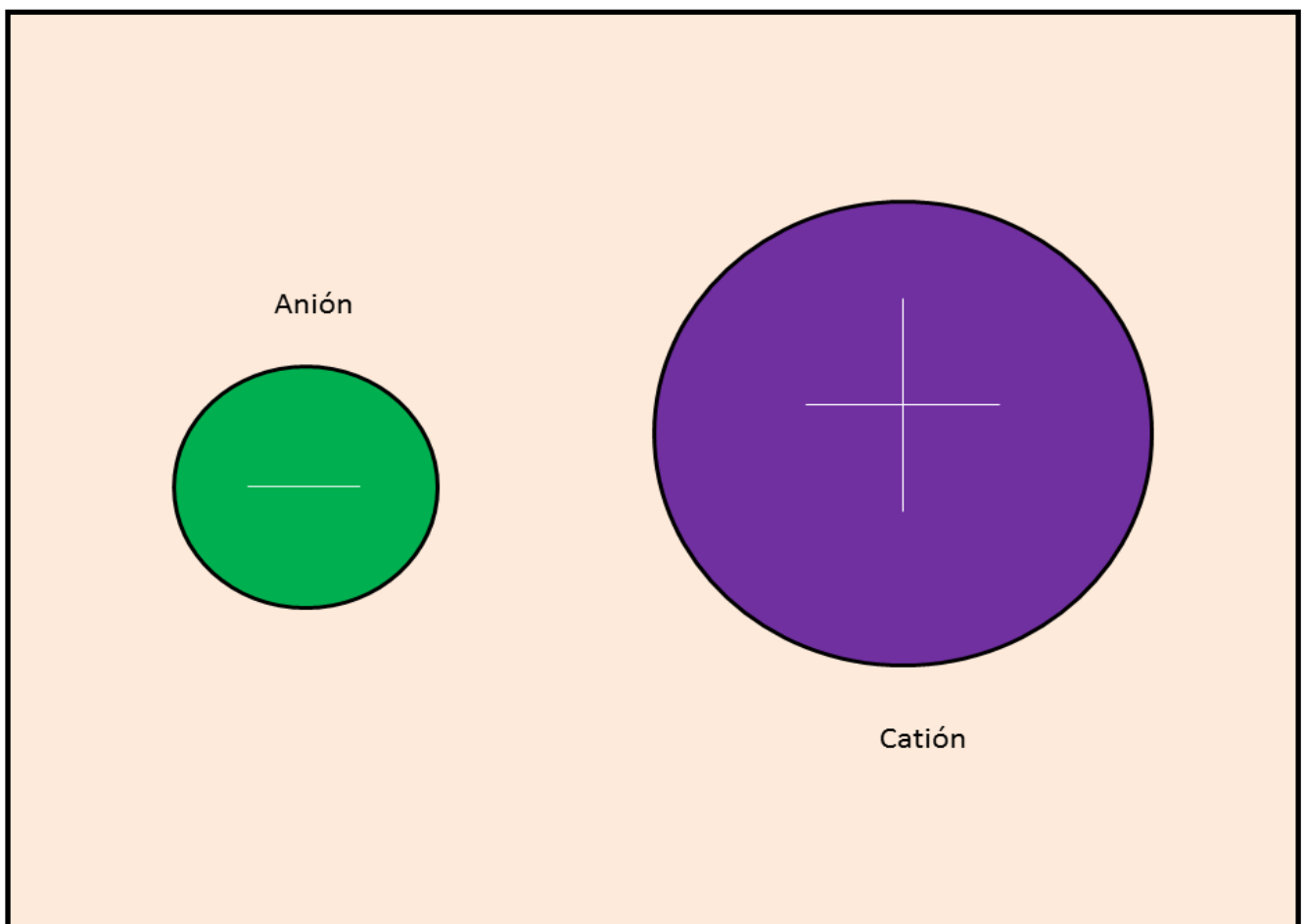


Figura 0-7 Anión (izq.) catión(dcha.)

Continuando con las propiedades del átomo nos hallamos con la energía de ligadura (5) (9) (10). Este parámetro es el pilar fundamental en el que se basa toda la ingeniería de fisión y fusión. Por lo tanto, es directamente primordial explicar y comprender, aunque no sea posible de una manera completa, en que consiste este hecho.

Hasta donde se ha visto aquí, los átomos están compuestos por tres tipos de partículas distintos (excepto el átomo de hidrógeno, que sólo tiene un protón y un electrón). Bien, todos tienen una masa en reposo, que se han comentado previamente. Aquí sucede un hecho importante, y es, que si sumamos por separado la masa de los componentes de cualquier átomo, estas masas serán superiores por separado que a la masa del átomo completo (5) (9) (10). Esto por otra parte es lógico, si la masa fuese igual o superior, nos encontraríamos en que el átomo, espontáneamente, tendería a dividirse, pues todo en la naturaleza tiende a la mínima energía estable.

¿Por qué este hecho resulta de importancia capital? Porque diferencia de masa representa la masa de todos los elementos del átomo que ha sido transformada en energía para garantizar la estabilidad del mismo. Se ha comprobado que esta energía de ligadura no crece linealmente con la masa atómica, como cabría pensar, sino que, debido a los efectos previamente mencionados en esta introducción, tiene un máximo en torno a una masa atómica de 60 uma (5) y a partir de ahí desciende ligeramente. Por lo tanto, en átomos con masa inferior a 60 uma, la fusión de los mismos generaría energía y, para una masa superior, sería la fisión la que generaría energía, como de hecho funcionan los reactores de fisión. Casualmente, el que mayor energía de enlace tiene, el Hierro-56 (5), es el átomo más estable de la naturaleza. Esto queda corroborado en astrofísica, ya que la fusión en estrellas se detiene cuando llegan al hierro. Se aprecia su evolución en la gráfica a continuación:

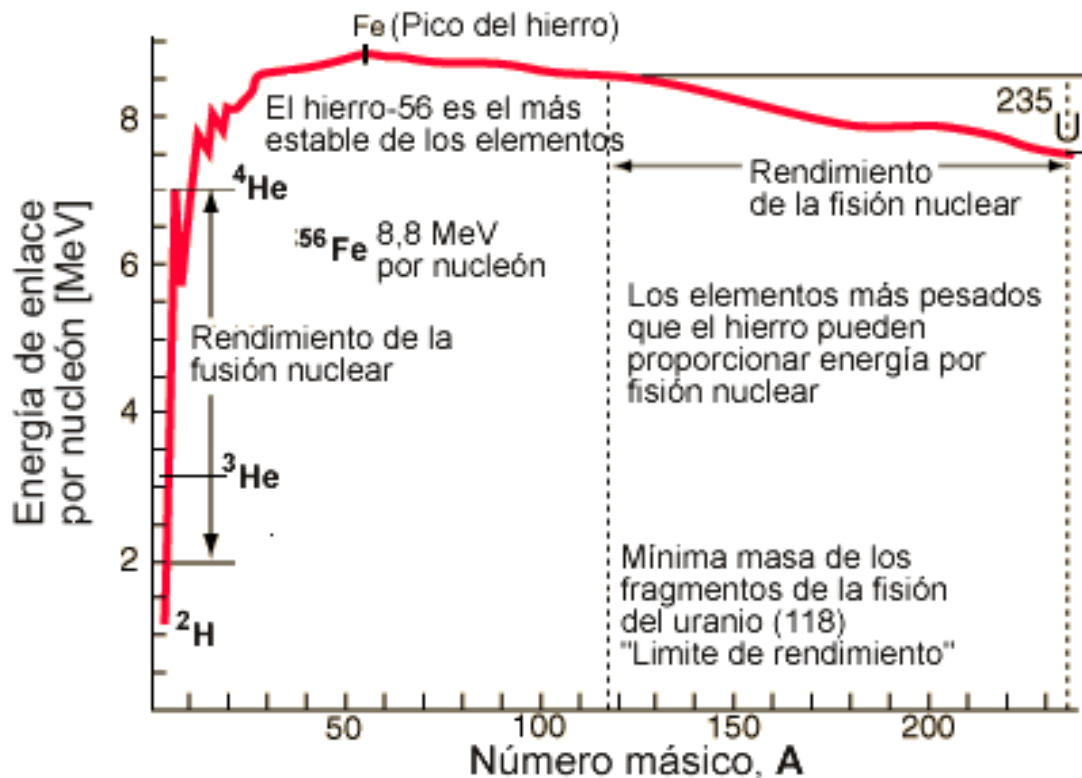


Figura 0-8 Energías de ligadura en función del número másico.

Una vez descritas algunas de las propiedades más relevantes del átomo, especialmente aquellas más importantes para este trabajo, se abordará un aspecto extrínseco al mismo átomo, pero también de suma importancia: la notación.

Es importante utilizar una notación clara y concisa para saber a qué nos referimos. Los átomos como ya hemos comentado son radicalmente diferentes si cambia el número de protones, tanto, que de hecho son elementos distintos y con propiedades distintas.

La notación más utilizada es la siguiente (5):



Donde:

- **X** es el nombre del elemento, que estará abreviado según convenio internacional. Cada elemento tiene un nombre único e inequívoco.
- **A** es el número másico, siendo la suma de N+Z.
- **Z** es el número de protones
- **N** Corresponde al número de neutrones

Así por ejemplo el deuterio se expresaría de esta forma: 2_1D Con un protón y un neutrón.

En el caso de isótopos, que es el nombre concreto de un elemento con mismo número de protones, pero distinto número de neutrones, se podría expresar poniendo como ejemplo el Litio (3 protones, 3 neutrones): 6Li , y para otro isótopo, 5Li : Debido a que sólo cambia la masa atómica podemos omitir el número de protones. Esto facilita la notación, dando lugar a ejemplos: Litio-5 o Litio-6.

Todos los tipos de notación previamente expresados son válidos para escribir en literatura científica.

Finalmente, llega el momento de ordenar toda esta información. El objetivo es lograr que sea fácil identificar cada elemento y asociarlo a elementos con similares propiedades.

Desarrollada la actividad por el científico Dimitri Mendeléyev, el cual fue el primero en tratar de ordenar los elementos según sus características intrínsecas como son masa atómica u orbitales, de tal manera que finalmente obtuvo una tabla en la cual los elementos están distribuidos según su masa atómica, número de protones y orbitales ocupados, en forma de grupos y periodos, se llega a la conocida Tabla periódica de los elementos Figura 0-9:

Tabla periódica de los elementos

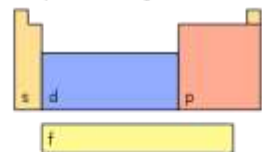
grupo 1																	18	
período 1	1 H Hidrógeno 1.00794 1.008 1s ¹																	2 He Helio 4.002602 4.003 1s ²
2	3 Li Litio 6.941 6.94 1s ² 2s ¹	4 Be Berilio 9.012182 9.012 1s ² 2s ²											5 B Boro 10.811 10.81 1s ² 2s ² 2p ¹	6 C Carbono 12.0107 12.01 1s ² 2s ² 2p ²	7 N Nitrógeno 14.0067 14.01 1s ² 2s ² 2p ³	8 O Oxígeno 15.9994 16.00 1s ² 2s ² 2p ⁴	9 F Flúor 18.998403 19.00 1s ² 2s ² 2p ⁵	10 Ne Neón 20.1797 20.18 1s ² 2s ² 2p ⁶
3	11 Na Sodio 22.989769 22.99 [Ne] 3s ¹	12 Mg Magnesio 24.3050 24.31 [Ne] 3s ²											13 Al Aluminio 26.981539 26.98 [Ne] 3s ² 3p ¹	14 Si Silicio 28.0855 28.09 [Ne] 3s ² 3p ²	15 P Fósforo 30.973762 30.97 [Ne] 3s ² 3p ³	16 S Azufre 32.065 32.07 [Ne] 3s ² 3p ⁴	17 Cl Cloro 35.453 35.45 [Ne] 3s ² 3p ⁵	18 Ar Argón 39.948 39.95 [Ne] 3s ² 3p ⁶
4	19 K Potasio 39.0983 39.10 [Ar] 4s ¹	20 Ca Calcio 40.078 40.08 [Ar] 4s ²	21 Sc Escandio 44.955912 44.96 [Ar] 3d ¹ 4s ²	22 Ti Titanio 47.867 47.87 [Ar] 3d ² 4s ²	23 V Vanadio 50.9415 50.94 [Ar] 3d ³ 4s ²	24 Cr Cromo 51.9962 52.00 [Ar] 3d ⁵ 4s ¹	25 Mn Manganeso 54.9380 54.94 [Ar] 3d ⁵ 4s ²	26 Fe Hierro 55.845 55.85 [Ar] 3d ⁶ 4s ²	27 Co Cobalto 58.9332 58.93 [Ar] 3d ⁷ 4s ²	28 Ni Níquel 58.6934 58.69 [Ar] 3d ⁸ 4s ²	29 Cu Cobre 63.546 63.55 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ¹	30 Zn Zinc 65.38 65.38 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ²	31 Ga Galio 69.723 69.72 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ¹ 4p ¹	32 Ge Germanio 72.64 72.64 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ² 4p ²	33 As Arsénico 74.921603 74.92 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ² 4p ³	34 Se Selenio 78.96 78.96 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ² 4p ⁴	35 Br Bromo 79.904 79.90 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ² 4p ⁵	36 Kr Kriptón 83.798 83.80 [Ar] 3d ¹⁰ 4s ² 4p ⁶
5	37 Rb Rubidio 85.4678 85.47 [Kr] 5s ¹	38 Sr Estroncio 87.62 87.62 [Kr] 5s ²	39 Y Itrio 88.90585 88.91 [Kr] 4d ¹ 5s ²	40 Zr Zirconio 91.224 91.22 [Kr] 4d ² 5s ²	41 Nb Niobio 92.90638 92.91 [Kr] 4d ⁴ 5s ¹	42 Mo Molibdeno 95.96 95.96 [Kr] 4d ⁵ 5s ¹	43 Tc Tecnecio [98] 98.00 [Kr] 4d ⁵ 5s ²	44 Ru Rutenio 101.07 101.07 [Kr] 4d ⁷ 5s ¹	45 Rh Rodio 102.9055 102.91 [Kr] 4d ⁸ 5s ¹	46 Pd Paladio 106.42 106.42 [Kr] 4d ¹⁰	47 Ag Plata 107.8682 107.87 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ¹	48 Cd Cadmio 112.411 112.41 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ²	49 In Indio 114.818 114.82 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ¹	50 Sn Estaño 118.710 118.71 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ²	51 Sb Antimonio 121.760 121.76 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ³	52 Te Telurio 127.60 127.60 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ⁴	53 I Yodo 126.90453 126.90 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ⁵	54 Xe Xenón 131.293 131.29 [Kr] 4d ¹⁰ 5s ² 5p ⁶
6	55 Cs Cesio 132.90545 132.91 [Xe] 6s ¹	56 Ba Bario 137.327 137.33 [Xe] 6s ²	57 Lu Lutecio 174.9668 174.97 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	58 Hf Hafnio 178.49 178.49 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	59 Ta Tantalio 180.94788 180.95 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	60 W Wolframio 183.84 183.84 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	61 Re Renio 186.207 186.21 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	62 Os Osmio 190.23 190.23 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	63 Ir Iridio 192.222 192.22 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	64 Pt Platino 195.084 195.08 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	65 Au Oro 196.96657 196.97 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	66 Hg Mercurio 200.59 200.59 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²	67 Tl Talio 204.3833 204.38 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ¹	68 Pb Plomo 207.2 207.2 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ²	69 Bi Bismuto 208.9804 208.98 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ³	70 Po Polonio [210] 210.00 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ⁴	71 At Astatino [210] 210.00 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ⁵	72 Rn Radón [222] 222.00 [Xe] 4f ¹⁴ 6s ² 6p ⁶
7	87 Fr Francio [223] 223.00 [Rn] 7s ¹	88 Ra Radio [226] 226.00 [Rn] 7s ²	89 Lr Laurencio [262] 262.00 [Rn] 5f ¹⁴ 7s ²	90 Rf Rutherfordio [261] 261.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ² 7s ²	91 Db Dubnio [262] 262.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ³ 7s ²	92 Sg Seaborgio [266] 266.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁴ 7s ²	93 Bh Bohrio [264] 264.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁵ 7s ²	94 Hs Hassio [277] 277.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁶ 7s ²	95 Mt Meitnerio [268] 268.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁷ 7s ²	96 Ds Darmstatio [271] 271.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁸ 7s ²	97 Rg Roentgenio [272] 272.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ⁹ 7s ²	98 Cn Copernicio [285] 285.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ²	99 Nh Nihonio [284] 284.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ¹	100 Fl Flerovio [289] 289.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ²	101 Mc Moscovio [288] 288.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ³	102 Lv Livermorio [292] 292.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ⁴	103 Ts Teneso [294] 294.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ⁵	104 Og Oganésón [294] 294.00 [Rn] 5f ¹⁴ 6d ¹⁰ 7s ² 7p ⁶

masa atómica o número másico del isótopo más estable: 55.845
 electronegatividad: 1.83
 símbolo químico: Fe
 nombre: Hierro
 configuración electrónica: [Ar] 3d⁶ 4s²

estados de oxidación más comunes están en negro: +6, +5, +4, +3, +2, +1, -1, -2

bloques de color: metales alcalinos (naranja), metales alcalinotérreos (amarillo), otros metales (verde), metales de transición (rojo), metales (verde), metaloides (naranja), no metales (verde), halógenos (rojo), gases nobles (verde), elementos desconocidos (gris), masas de elementos radiactivos entre paréntesis (rojo)

Bloques de configuración electrónica



Notas

- 1 kJ/mol = 96.485 eV
- Todos los elementos tienen un estado de oxidación implícito cero.
- Los estados de oxidación de los elementos 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 117 y 118 son predicciones.
- Las configuraciones electrónicas de los elementos 105, 106, 107, 108, 109, 110, 111, 112, 113, 114, 115, 116, 117 y 118 son predicciones.

57 La Lantano [Xe] 5d ¹ 6s ²	58 Ce Cerio [Xe] 4f ¹ 5d ¹ 6s ²	59 Pr Praseodimio [Xe] 4f ³ 6s ²	60 Nd Neodimio [Xe] 4f ⁴ 6s ²	(145) 61 Pm Prometio [Xe] 4f ⁵ 6s ²	62 Sm Samario [Xe] 4f ⁶ 6s ²	63 Eu Europio [Xe] 4f ⁷ 6s ²	64 Gd Gadolinio [Xe] 4f ⁷ 5d ¹ 6s ²	65 Tb Terbio [Xe] 4f ⁹ 6s ²	66 Dy Disprosio [Xe] 4f ¹⁰ 6s ²	67 Ho Holmio [Xe] 4f ¹¹ 6s ²	68 Er Erbio [Xe] 4f ¹² 6s ²	69 Tm Terminio [Xe] 4f ¹³ 6s ²	70 Yb Ytterbio [Xe] 4f ¹⁴ 6s ²
(227) 89 Ac Actinio [Rn] 6d ¹ 7s ²	90 Th Torio [Rn] 6d ² 7s ²	91 Pa Protactinio [Rn] 5f ² 6d ¹ 7s ²	92 U Uranio [Rn] 5f ³ 6d ¹ 7s ²	(237) 93 Np Neptunio [Rn] 5f ⁴ 6d ¹ 7s ²	(244) 94 Pu Plutonio [Rn] 5f ⁶ 7s ²	(243) 95 Am Americio [Rn] 5f ⁷ 7s ²	(247) 96 Cm Curio [Rn] 5f ⁷ 6d ¹ 7s ²	(247) 97 Bk Berkelio [Rn] 5f ⁹ 7s ²	(251) 98 Cf Californio [Rn] 5f ¹⁰ 7s ²	(252) 99 Es Einstenio [Rn] 5f ¹¹ 7s ²	(257) 100 Fm Fermio [Rn] 5f ¹² 7s ²	(258) 101 Md Mendelevio [Rn] 5f ¹³ 7s ²	(259) 102 No Nobelio [Rn] 5f ¹⁴ 7s ²



Figura 0-9 Tabla periódica de los elementos.

Original file: https://commons.wikimedia.org/wiki/File:Periodic_table_large-es.svg

0.3 Radiactividad

Se trata de una propiedad no inherente a la totalidad de los átomos. En este caso hablamos de un proceso natural que ocurre en determinados átomos. Debido al conjunto de fuerzas que se hallan en el nucleón, y sabiendo que el neutrón es una partícula inestable por naturaleza, es obvio que habrá situaciones en las que los nucleones y los propios núcleos no sean estables.

Normalmente en la naturaleza, todo conjunto de partículas tiende al mínimo de energía posible. En ese punto adquieren la estabilidad. Eventualmente se da el caso de que el diferencial de energía entre una configuración atómica y otra con distinta masa es tan elevado, que espontáneamente la primera tiende a la segunda. Este proceso se denomina desintegración radiactiva y depende de la siguiente fórmula (5):

$$-\frac{dN}{dt} = \lambda N$$

Ecuación 0-1 Diferencial de átomos en función del tiempo.

Siendo N el número de átomos y λ una constante de desintegración inherente al elemento. dN y dt corresponden al diferencial del número de átomos y de tiempo, respectivamente. Esta ecuación nos lleva a (5):

$$N(t) = N_0 e^{-\lambda t}$$

Ecuación 0-2 Función de elementos restantes respecto del tiempo.

Conocida como ley de supervivencia, que mide el número de átomos que no decaen en función del tiempo. De aquí podemos obtener un dato importante, y es la semivida del elemento. Se trata sencillamente del valor del tiempo que hará que el número inicial de átomos se reduzca hasta la mitad. Así, se describirá la siguiente gráfica (11):

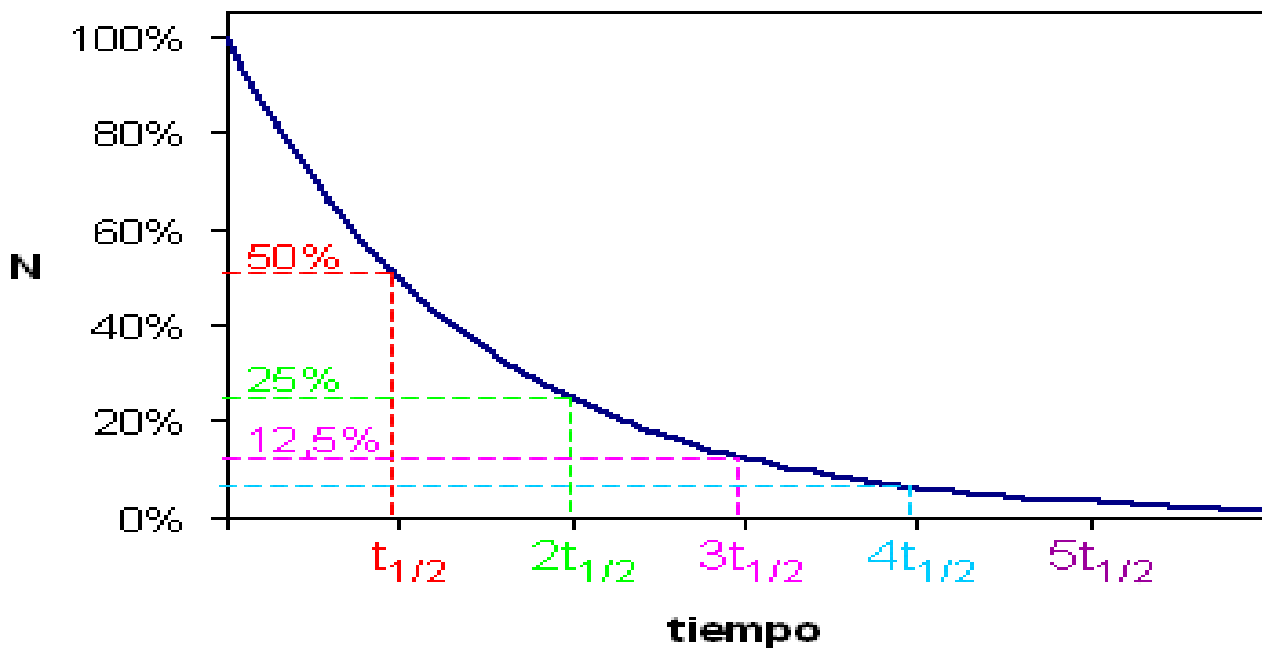
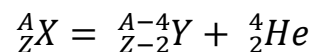


Figura 0-10 Semiperiodos de desintegración.

Como es sabido, el proceso consiste en pasar de un estado de mayor energía a otro con menor cantidad de esta. Los tipos de desintegración más comunes son el alfa, beta, gamma, fisión espontánea y emisión de nucleones (5) (9) (10) (11).

Emisión alfa (α).

Este proceso es producido por la emisión de átomos de Helio ionizado por parte del nucleón. Este complejo proceso es el segundo más energético de desintegración radioactiva y, en concreto, es producido a consecuencia del famoso efecto túnel cuántico. Por lo tanto, la desintegración cumplirá con la siguiente relación (5) (11):



Este proceso es altamente energético, como bien se ha dicho previamente, del orden de entre 1 y 10 MeV (10).

Emisión beta (β^- , β^+ , CE)

También conocida como emisión de Fermi. Consiste en la emisión de electrones o positrones por parte del nucleón o la captura de un electrón por parte de un protón, de tal manera que finalmente un protón se transforma en un neutrón o un neutrón se transforma en un protón. En el caso de la captura neutrónica, un protón absorbe un electrón dando lugar a neutrón.

Las transformaciones ocurren según la siguiente dinámica (5) (11):

1. (β^-) $n \rightarrow p + e^- + \bar{\nu}_e$
2. (β^+) $p \rightarrow n + e^+ + \nu_e$
3. (CE) $p + e^- \rightarrow n + \nu_e$

Como se puede observar también intervienen neutrinos electrones en el proceso. Esto es debido a que tiene que darse la conservación del momento lineal. En el caso de producirse la captura neutrónica, además vendrá acompañado de una emisión de rayos X, debido a que al quedar un orbital libre los electrones tenderán a reestructurarse emitiendo un fotón consecuentemente.

Cabe mencionar que en el proceso de desintegración β interviene la interacción débil, con un intercambio del bosón W^\pm para cambiar de sabor los quarks (5):



Donde un quark abajo se convierte en uno arriba expulsando un electrón y un neutrino electrón. En este tipo de interacción la energía emitida suele ser del orden de entre 0.01 y 2 MeV (10), tendiendo la mayoría a estar por debajo de 1 MeV.

Desintegración gamma (γ).

En este proceso lo que ocurre es que el nucleón se desexcita. Esto es, disminuye su energía a un estado de menor energía sin necesidad de que la masa del mismo se vea alterada. Esto puede deberse a que un núcleo se halle en un estado intermedio con una energía alta que debe liberar, a este estado se le conoce como isómero. Cuando el átomo se halla en este estado la notación empleada es la siguiente:



Para esto interviene la interacción electromagnética, mediante su partícula fundamental, el fotón. En el caso de que haya habido previamente desintegración beta, como hemos dicho, se produce también emisión de rayos X que es un tipo concreto de radiación gamma.

Las energías liberadas en este proceso son del orden de centenas de keV (5) (10).

Fisión espontánea.

En el caso de la fisión un núcleo atómico muy pesado se fragmenta en dos núcleos más ligeros y uno o más neutrones. Esto se debe a las deformaciones que tienen lugar en el núcleo debido a las fuerzas de repulsión coulombianas. Eventualmente son tan grandes que el núcleo fisiónará. (5) (9) (10)

Los núcleos con una $A > 250$ presentan fisión espontánea y todos aquellos que superen la $A = 300$ fisiónarán como procedimiento de desintegración. Es un proceso que puede producirse en cadena emitiendo enormes cantidades de energía.

Emisión de nucleones.

Estos nucleones se encuentran lejos del valle de estabilidad. Suelen aparecer como productos de fisión. Para que este proceso pueda tener lugar la energía de separación nucleónica (S_p , S_n) (5) ha de ser inferior a cero, ya que, por definición la energía de separación es la energía que hay que ceder al núcleo para arrancar un nucleón (5).

Para otros tipos de fuentes, se puede ver en la fisión (explicado previamente) y los montajes tipo “*sándwich*” por ejemplo, un emisor alfa que bombardea un material que al absorber la partícula alfa emite un neutrón; por ejemplo, el montaje que realizó Chadwick para descubrir el neutrón (5).

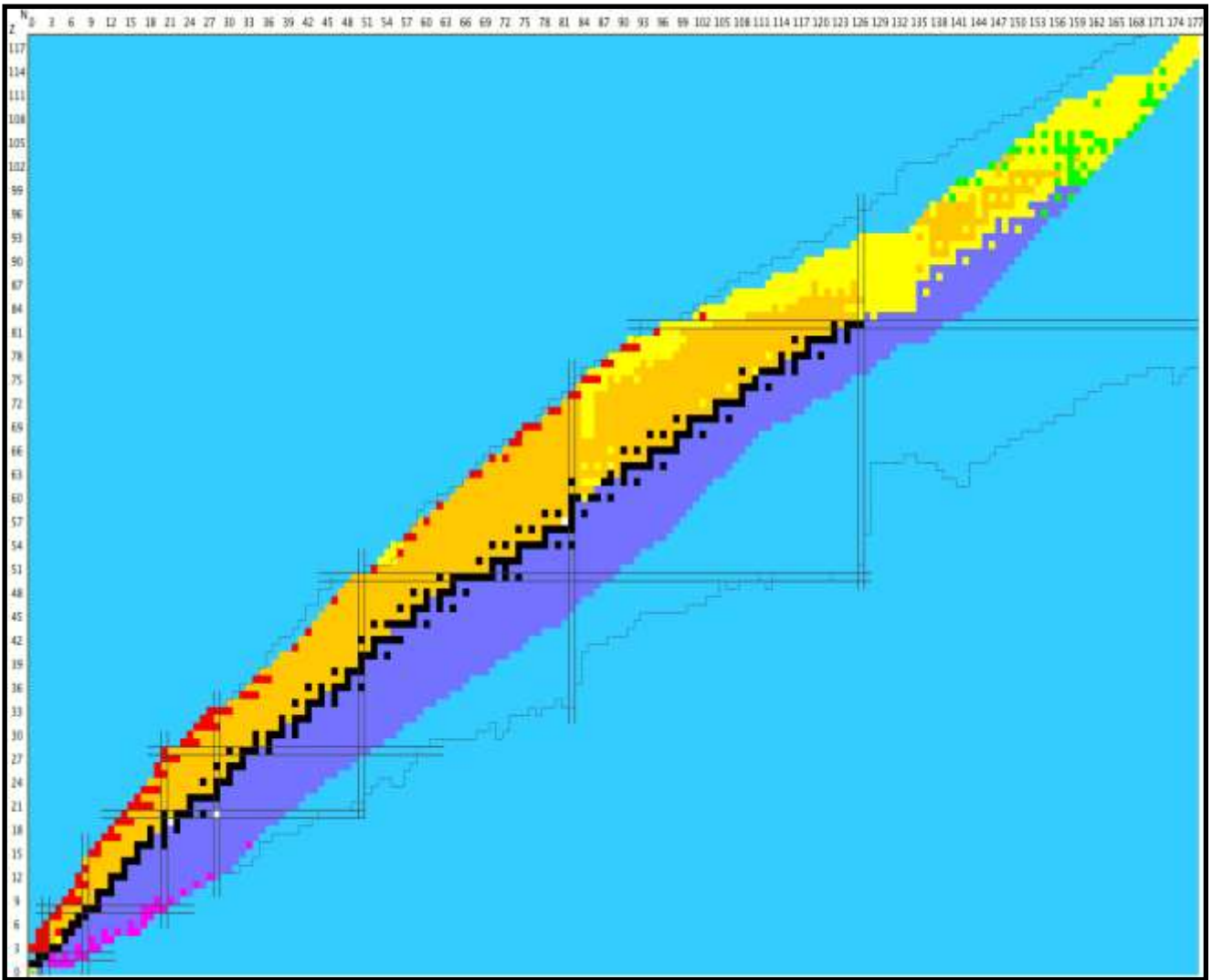


Figura 0-11 Carta de Segre

Carta de Segre, donde se ordenan los átomos según su cantidad de neutrones (eje horizontal) y protones (eje vertical). En color negro, átomos estables. Morado, emisión β^- . Naranja, emisión β^+ o captura electrónica. Amarillo, emisión α . Verde, fisión espontánea. Rojo, emisión de protones. Fucsia, emisión de neutrones.

También se pueden apreciar las llamadas “*drip lines*” que representan los llamados números mágicos que presentan en el átomo una mayor estabilidad.

Efectos de la radiación.

Una vez expuesto, qué es la radiación y sus principales mecanismos para ser producida, cabe la cuestión del porqué de su importancia.

En toda reacción de fisión como bien se ha comentado previamente, queda claro que se producen productos radioactivos. Estos mismos variarán notablemente sus propiedades radioactivas. Algunos serán muy energéticos, otros, menos. Pero en el conjunto de los residuos tendremos una enorme cantidad de subproductos radioactivos y estos, interactúan ampliamente con la vida.

Y es aquí donde se plantea el problema. Es conocido que la radiación puede afectar directamente al ADN celular, cuando no destruye la propia célula. Por lo tanto, conocer los distintos tipos de radiación, cómo interactúan y sus medidas es de vital importancia para estudiar dos tipos de combustible para fisión.

Aun habiendo distintos tipos de baremo para valorar los efectos de la radiación, se seleccionará la más común para protección radiológica, efectos estocásticos y deterministas (5).

- Efectos estocásticos: Es posible que, a dosis muy bajas, se pueda acumular la suficiente energía en una célula, o en partes de la misma, hasta producir o bien la muerte celular o un cambio importante en las bases nitrogenadas del ADN. Debido a que nuestra sensibilidad en este aspecto es demasiado alta, es imposible hallar una evidencia de que estos cambios ocurren a determinado umbral. Además, aunque a mayor radiación, mayores probabilidades de desarrollar problemas (5), no hay una correlación lineal y ni siquiera tienen porque acabar desarrollando patologías. Por lo tanto, no es de esperar que a mayor nivel de radiación efectos más severos, aunque un estudio estadístico sí aumente los efectos en poblaciones.
- Efectos deterministas: Una vez llegado a cierto umbral de dosis equivalente, se empiezan a producir problemas de salud. Estos problemas son directamente dependientes de la dosis recibida, siendo mayores a mayor nivel de radiación (5). Estos se producen a niveles altos de radiación, donde nuestra sensibilidad para mediciones es suficientemente alta y es capaz de detectar muerte celular masiva, asociada a la radiación.

0.4 Unidades de medida

Actividad (\mathcal{A})

Representa el ritmo de desintegración, el valor tradicional es el curio, el cual se subdivide en número de desintegraciones por segundo. El valor estándar es Ci = 3.7×10^{10} desintegraciones/s. En el sistema internacional la unidad empleada es el Becquerel, abreviada Bq, su valor es: **Bq = 1 desintegración/segundo.**

Es independiente del tipo de desintegración y depende exclusivamente del número de átomos que tengas y de la constante de desintegración, siendo su fórmula (5):

$$\mathcal{A} = \lambda N = \lambda M \frac{\mathcal{N}_A}{A'}$$

Ecuación 0-3 Ecuación de actividad radioactiva.

Siendo \mathcal{N}_A el número de Avogadro, A' el peso atómico de la sustancia en cuestión y M la masa de la que disponemos del mismo.

Exposición (rayos X o γ)

Es una manera de medir la ionización del aire provocada por la radiación. Esto se debe a que las partículas emitidas por la radiación son partículas cargadas. En el caso de fotones y rayos X las tres formas de interacción con la materia son (5):

- Efecto fotoeléctrico: un fotón incide sobre un electrón y este sale expulsado con toda la energía del fotón (excepto la energía de ligadura con el átomo que tenía previamente el electrón).
- Efecto Compton: se puede aproximar a un choque elástico entre un electrón y el fotón incidente en el cual el fotón pierde parte de su energía que traslada al electrón, que continuará ligado al átomo.
- Formación de pares (e^\pm): Cuando la energía del fotón supera cierto umbral ($E_\gamma \geq 2 m_e c^2$), el fotón se transforma en un par de partículas electrón-positrón de manera espontánea. Cuando los fotones son de muy alta energía, es el principal proceso de interacción.

La unidad tradicional es el Roentgen (R) mientras que en el sistema internacional es el **C/kg (Culombio x kilogramo⁻¹)** la equivalencia entre ambos es de: (5)

$$1 R = 2.58 \times 10^{-4} \frac{C}{kg}$$

En humanos una exposición $\leq 25R$ es inocua, pero $> 600R$ es letal con absoluta certeza (5).

Dosis absorbida (D)

Esta magnitud mide la cantidad de energía depositada por cualquier radiación ionizante por unidad de masa de material irradiado. La dosis absorbida se expresa según la siguiente relación (5):

$$D = \frac{dE_m}{dm}$$

Ecuación 0-4 Ecuación de dosis absorbida en función de la masa.

Donde dE_m es la energía media de la radiación ionizante y una masa (dm). La unidad histórica es el rad y en el Sistema Internacional (S.I.) es el Gray (Gy), cuya equivalencia es: $1 \text{ Gy} = \text{J/kg} = 100 \text{ rad}$. Otra equivalencia es $1 \text{ Gy} = 6.24 \times 10^{12} \text{ MeV/kg}$ (5).

Se da relación entre la dosis absorbida y la exposición, que se ha hallado en la siguiente expresión: **$D[\text{Gy}] = f \cdot X[\text{C/kg}]$** (5). Siendo f un factor dependiente del material. Así empíricamente se ha encontrado que: $D(1R) = 8.8 \text{ mGy}$ para el aire.

En el caso de tejidos animales, aun teniendo en cuenta las variaciones se puede aproximar para el músculo una dosis debida a 1R es de 9.3 mGy (5).

Dosis equivalente (H o DE)

En cuanto a la dosis absorbida nos hallamos ante un problema, y es que cada tipo de radiación produce efectos biológicos diferentes. Es por esto que resulta difícilmente cuantificable el efecto que tienen sobre tejidos. Para esto se introduce el factor w_F , llamado factor de peso, que cuantifica la energía depositada por unidad de peso, y toma un valor comprendido entre 1 y 20. La dosis equivalente se mide entonces cómo: **$H = w_F \times D$** .

Tradicionalmente la unidad de dosis equivalente ha sido el rem² con una relación: **$[\text{rem}] = [w_F \times \text{rad}]$**

En el sistema internacional, la unidad es el Sievert, **$[\text{Sv}] = [w_F \times \text{Gy}]$** y la equivalencia entre ambas es de $1 \text{ Sv} = 100 \text{ rem}$.

Teniendo en cuenta que hay una radiación de fondo de manera natural. La dosis absorbida de una persona en un año por este medio oscila entre 0.4 y 4 mSv . A partir de 1 Sv ya entraríamos en el ámbito de aplicación de los efectos deterministas y aproximadamente a 3 Sv las probabilidades de morir son del 50% en 30 días (5).

Los efectos estocásticos se pueden producir a cualquier nivel de dosis equivalente.

² *Roentgen equivalent man*, en inglés

0.5 Neutrones libres

Ya se ha hablado previamente de los neutrones, pero como una parte del átomo. En este caso se comentará, brevemente otras características que hacen a esta partícula tan importante.

El neutrón es la partícula que gobierna la reacción de fisión en el núcleo. Estos neutrones son consecuencia de la fisión de elementos pesados, que los liberan al medio o producto de la desintegración de algunos isótopos inestables. Pues así conocer sus propiedades, fundamentalmente su energía, y su cantidad en el mismo será lo que conlleve el éxito o fracaso de la reacción en cadena que se produce en un reactor nuclear.

Flujo de Neutrones

Con esta magnitud se mide la cantidad de neutrones que atraviesan una unidad de área por segundo. Así, el flujo neutrónico escalar se gobierna con la fórmula (9):

$$\phi(r, t) = \int_0^{\infty} vN(r, v, t)dv$$

Ecuación 0-5 Flujo neutrónico en forma escalar.

Siendo el primer término el flujo neutrónico total, y el segundo la integral de la población de neutrones. Como se aprecia, el flujo neutrónico depende de una variable r , que es el vector geométrico y del tiempo. Sus unidades son: $\text{cm}^{-2} \times \text{s}^{-1}$ (9).

Sección eficaz

Si suponemos el interior de un material cuyos parámetros son conocidos, atravesado por un flujo de neutrones, nos interesa conocer el número de interacciones que estos neutrones tendrán con el material. Así, queremos maximizarlo para los combustibles y elementos de protección y minimizarlo para otros elementos.

Así utilizaremos el concepto de sección eficaz, que determina la probabilidad de que un neutrón reaccione con un átomo medido en un área determinada.

Como se habla de área, lo lógico sería hablar de m^2 , pero esta unidad es muy grande, y en ingeniería nuclear se utilizan normalmente cm^2 , no obstante, al tratarse de una unidad gigantesca para analizarla a nivel atómico se propone el barnio ($1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2$ (9)) mucho más apropiada a esas escalas.

Sin embargo, las secciones eficaces no son constantes. Esto se debe a que la probabilidad de incidencia de un neutrón con un átomo varía en función de la energía de este, por lo tanto, es obligatorio hablar de rangos:

Rango térmico:

Se denomina térmico por que abarca el nivel de energía equivalente al de agitación térmica, esto es un rango de energía en general bajo, del orden de entre 0.01 eV y 1 eV (9) (10). En este rango las principales características son:

- Predominio de dispersión elástica, captura y fisión.
- Un perfil energético pronunciado, que se adapta relativamente bien a la expresión (9):

$$\sigma(v) = a + \frac{b}{v}$$

Ecuación 0-6 Función de la energía del neutrón en base a su velocidad.

El primer término es una constante y el segundo depende de la inversa de la velocidad del neutrón.

Rango rápido:

Se establece para este rango para neutrones cuyas energías provocan una fisión directa al contacto. En este estadio la sección eficaz dependerá de la masa atómica del elemento en concreto que sea alcanzado por el neutrón. Las energías se hallan en el intervalo de entre 0.1 y 10 MeV (9) (10).

Los barnios oscilan entre una décima y una decena, siendo muy inferiores a los mismos en rangos térmicos. Pero sin embargo se observa que predominan los choques inelásticos y fisiones, por una caída significativa de la sección de captura y choques elásticos.

Cabe mencionar que, para nucleidos ligeros, aumenta mucho la dispersión elástica, mientras que la sección de captura o choques inelásticos se reduce enormemente. En el caso de los nucleidos intermedios, se observa una transición entre ligeros y pesados en cierta medida gradual.

Rango intermedio:

Por descarte, corresponde al rango energético que ocupa el espacio entre 1 eV y 0.1 MeV (9) (10).

Este rango de energía es altamente indeseable. Esto se debe a que con estas energías la sección eficaz sufre bruscos cambios, pasando de una sección altísima a una extraordinariamente baja en tan solo una mínima variación de la energía.

Se intenta por tanto no trabajar con estas energías porque es imposible controlar las energías de los neutrones con la sensibilidad que requiere el encontrar una resonancia positiva y, por lo tanto, o se trabaja con neutrones rápidos o se intentan moderar estos para reducir su energía al rango térmico.

Se puede observar en la Figura 0-12 lo anteriormente descrito mediante mediciones empíricas realizadas para el Torio-232 (12):

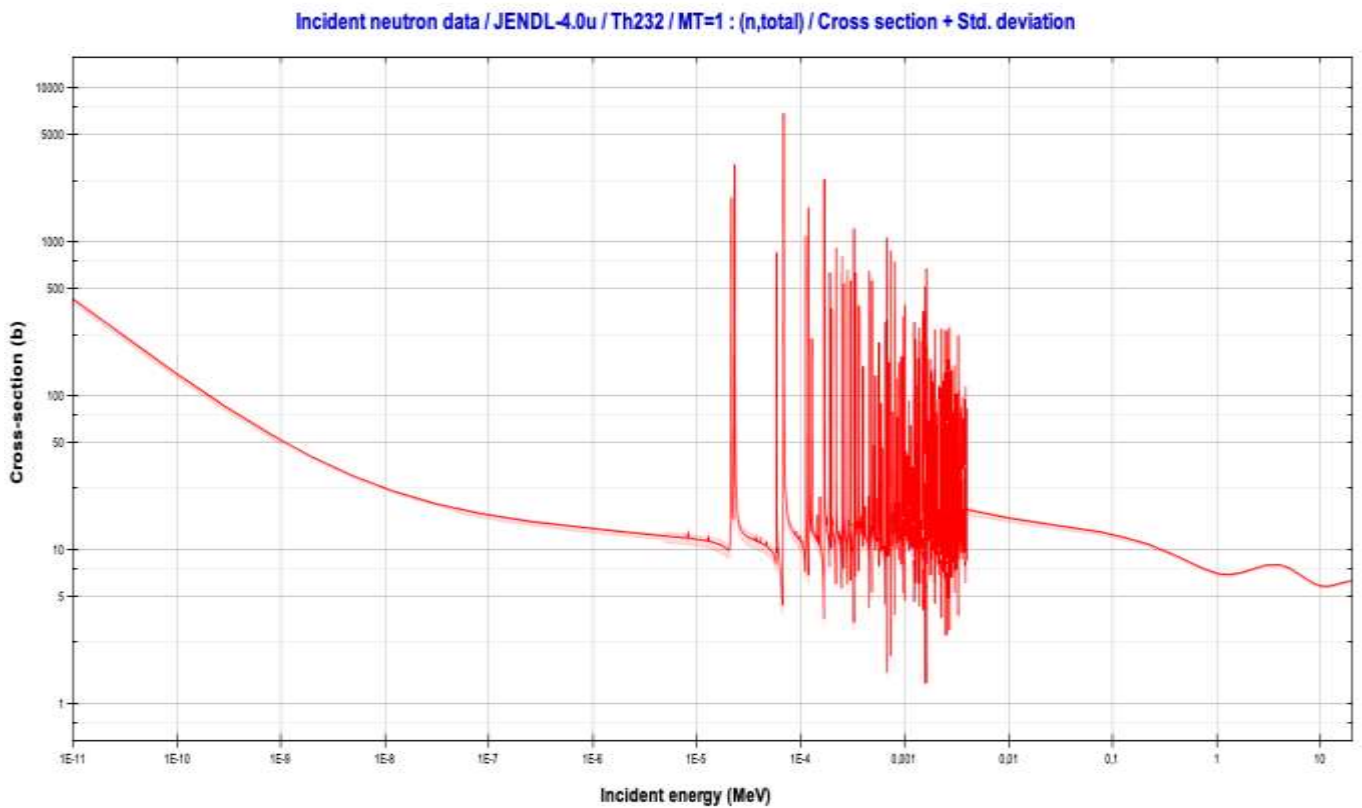


Figura 0-12 Sección eficaz total para el Torio-232.

Y como se deduce de la gráfica, las zonas más estables son la térmica y la rápida. Aunque cada un comporte una serie de ventajas e inconvenientes.

1 USOS Y COMPARACIÓN DEL TORIO

1.1 Introducción

En este primer bloque, se entrará en materia analizando el torio como elemento en sí, buscando sus propiedades, químicas, físicas y aplicaciones. También se hará lo propio con el Uranio.

Se han escogido estos dos materiales por varios motivos, el primero, se trata de que el Uranio, el cual es actualmente el elemento prevalente en cuanto a su uso como combustible para los reactores nucleares comerciales. Por lo tanto, es el espejo en el cual todo combustible alternativo ha de mirarse si quiere competir con el mismo.

El torio se ha seleccionado porque es un elemento muy parecido en propiedades al uranio, pero presenta más abundancia relativa que el Uranio. Esto se desarrollará más en profundidad posteriormente, pero ya desde los años 50 hay un amplio abanico de estudios teóricos proponiendo al torio como combustible para reactores nucleares (10).

Esta última puntualización da lugar a muchas cuestiones. Si se ha desarrollado un amplio abanico teórico sobre el Torio, ¿por qué no se ha tratado de implementar o no se ha implementado más allá de algún reactor experimental?

Cabría pensar, qué, si no se ha llevado a cabo es porque son inviables económicamente. Que es posible que su rendimiento energético sea muy inferior al Uranio. Se van, pues, a plantear estas cuestiones y a tratar de resolverlas en la medida de lo posible para tratar de llegar a conclusiones que nos permitan asegurar con suficiente confianza, si el Torio es una alternativa viable o no.

Antes de empezar a plantear los elementos propiamente dichos, se va a exponer algunos aspectos interesantes para entender mejor ambos elementos. Es necesario, si se va a hablar de dos elementos como Torio y el Uranio, primero comentar a modo de introducción el origen de estos elementos.

Al hablar de elementos pesados se suele asumir de facto que siempre han existido. De hecho, dadas sus vidas medias, se podría perfectamente asumir que siempre han estado ahí, al menos desde el punto de vista geológico de formación de la tierra.

Pero ¿cómo se forman los elementos pesados en el universo?

Para esto se habla de nucleosíntesis. Este término corresponde al proceso por el cual se van generando los núcleos de los elementos que conforman la tabla periódica actualmente. Este proceso abarca desde el big-bang hasta la actualidad y las diversas teorías alrededor de los mismos para justificar y explicar el por qué los elementos actuales se encuentran en las proporciones en las que se pueden hallar.

Aunque no son teorías completamente validadas, son, actualmente, las que mejor explican la prevalencia atómica actual.

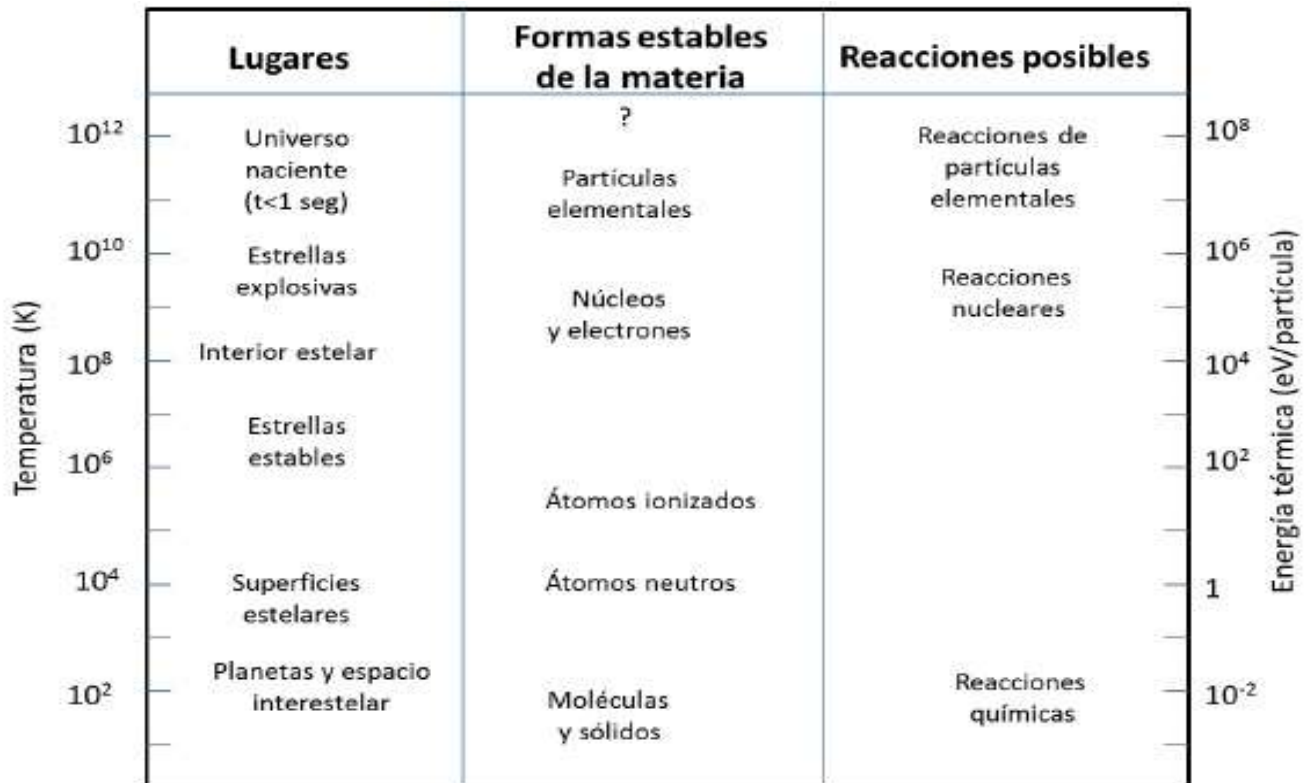


Figura 1-1 Evolución de la materia en el universo.

Como se puede observar en la figura 1-1 superior (13), mediante la temperatura necesaria para las reacciones y lugar donde se encuentran, se puede saber cuáles son las formas más estables de la materia. Por lo tanto, concluir cuáles son las reacciones que se pueden dar entre las mismas (si una partícula se halla en la zona más estable, es imposible que exista un estado de menor energía, por lo tanto, sólo habrá reacciones que lleven a éste).

Partiendo de ese análisis es posible plantear varias etapas en la nucleosíntesis.

- Nucleosíntesis primordial: Esta generación de núcleos corresponde a la posterior al big-bang, cuando la temperatura del universo disminuyó notablemente y la energía permitía la formación de primeras partículas y átomos. Durante este proceso más del 99,99% de todos los átomos generados corresponden a Hidrógeno y Helio-4, en una relación 12 a 1 respectivamente. El resto de elementos generados fueron Deuterio, Helio-3, Litio-7 y Berilio-7.
- Nucleosíntesis estelar: Una vez el universo temprano se había enfriado lo suficiente, la energía había disminuido lo suficiente para habilitar otros estados de menor energía, es por lo tanto que los átomos se empezaban a unir por interacción gravitatoria, generando las primeras estrellas. En este estadio se diferencian dos tipos de proceso estelares, concretamente se puede hablar de estrellas en secuencia principal y de estrellas en la secuencia final, como se puede ver en la Figura 1-2 a continuación (14):

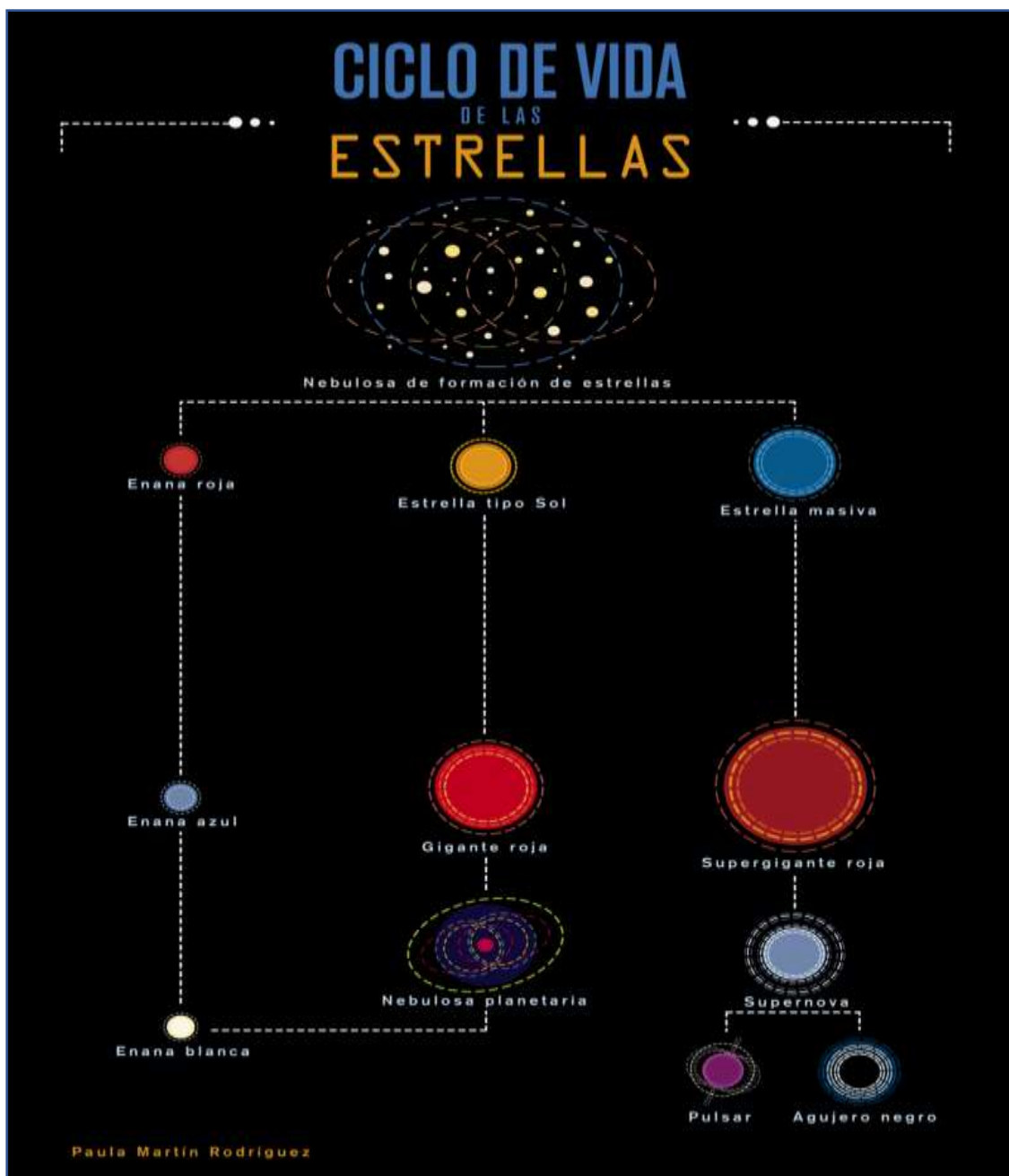


Figura 1-2 Ciclos estelares simplificados.

Se aprecia la diferencia entre dos tipos de estrellas, masivas y poco masivas. Es interesante esta distinción, pues en las estrellas no masivas, el final es el mismo, se generan elementos hasta el carbono o el oxígeno como mucho (13).

En el caso de las estrellas masivas, el límite de fusión de elementos es el hierro-56. El motivo de este límite es que el hierro-56 es el elemento más estable del universo. Su energía de ligadura es máxima, por lo tanto, es imposible que fusionándolo se genere energía. Se puede deducir esto de la tabla de energía de ligadura que se halla en el bloque de introducción Figura 0-8.

Una vez llegado a este punto, la estrella colapsa y se produce una enorme explosión, donde algunos elementos nuevos son sintetizados debido a la enorme energía que se libera en la explosión. Aun así, los elementos generados rara vez superan las 75 unidades másicas. Por lo tanto, todavía no se produce el proceso que genera los elementos pesados (13). Cabe destacar que estos procesos, aun no siendo los generadores de núcleos pesados, son imprescindibles para que estos acaben generados, por eso es importante tenerlos en cuenta.

- Nucleosíntesis proceso-s (15) (16): Este proceso, también llamado proceso lento, consiste en la adición lenta de partículas, mediante absorción de neutrones en átomos de hierro, hasta alcanzar los nucleones suficientes para elementos mucho más pesados. Esto se produciría involucrando los elementos producidos en la nucleosíntesis estelar, que, al ir absorbiendo neutrones provenientes de los rayos cósmicos, aumentarían su número másico poco a poco como se muestra en la siguiente Figura 1-3:

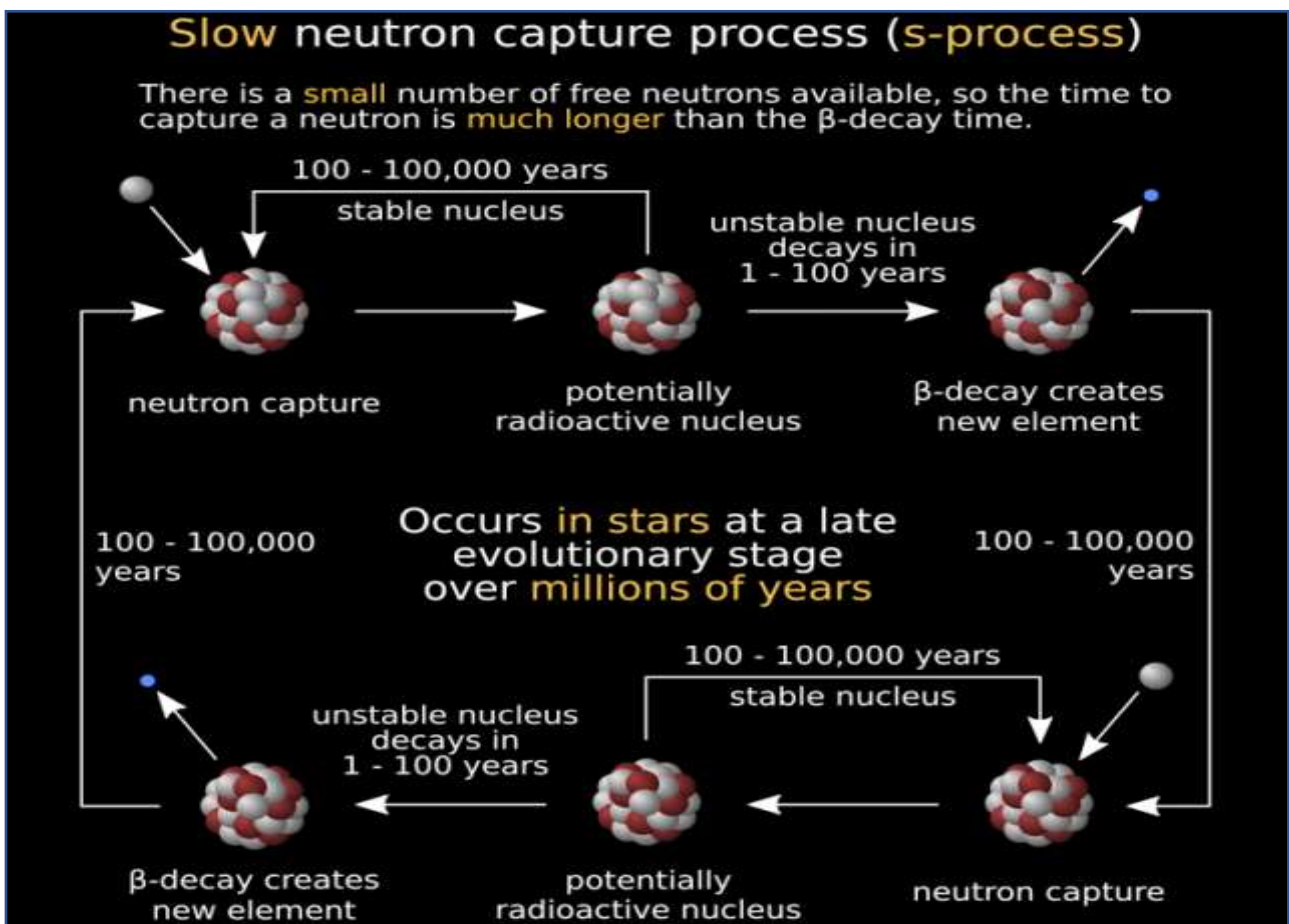


Figura 1-3 Proceso lento de captura neutrónica.

Es difícil que este método sea el generador del Torio y el Uranio, esto se debe a que el elemento estable con mayor número másico es el Plomo 208, y hasta el Torio 232 o Uranio 238 hay demasiada diferencia en el número másico como para que consigan completar todo el proceso, que es extraordinariamente lento, antes de que el átomo en cuestión decaiga. No es imposible, pero es bastante probable que esta sea la explicación a una pequeñísima fracción de los núcleos pesados actualmente existentes.

- Nucleosíntesis proceso-r (15) (16): En este proceso, un átomo resultante de una supernova es bombardeado masivamente con neutrones en un lapso muy breve de tiempo, del orden de menos de un milisegundo. El nuevo átomo tendría una masa atómica gigantesca con muy pocos protones y muchos neutrones, decayendo estos en protones, lo que aumentaría la estabilidad del átomo. Para que un proceso así tenga lugar es necesario que haya, primero, una altísima aportación de neutrones, y segundo, una altísima energía que permita que los nuevos núcleos se formen. Esto sólo se puede conseguir precisamente con la colisión de dos estrellas de neutrones, también conocido como kilonova, por ser muy superior en energía a la producida por una supernova. El proceso ocurriría según la Figura 1-4 abajo:

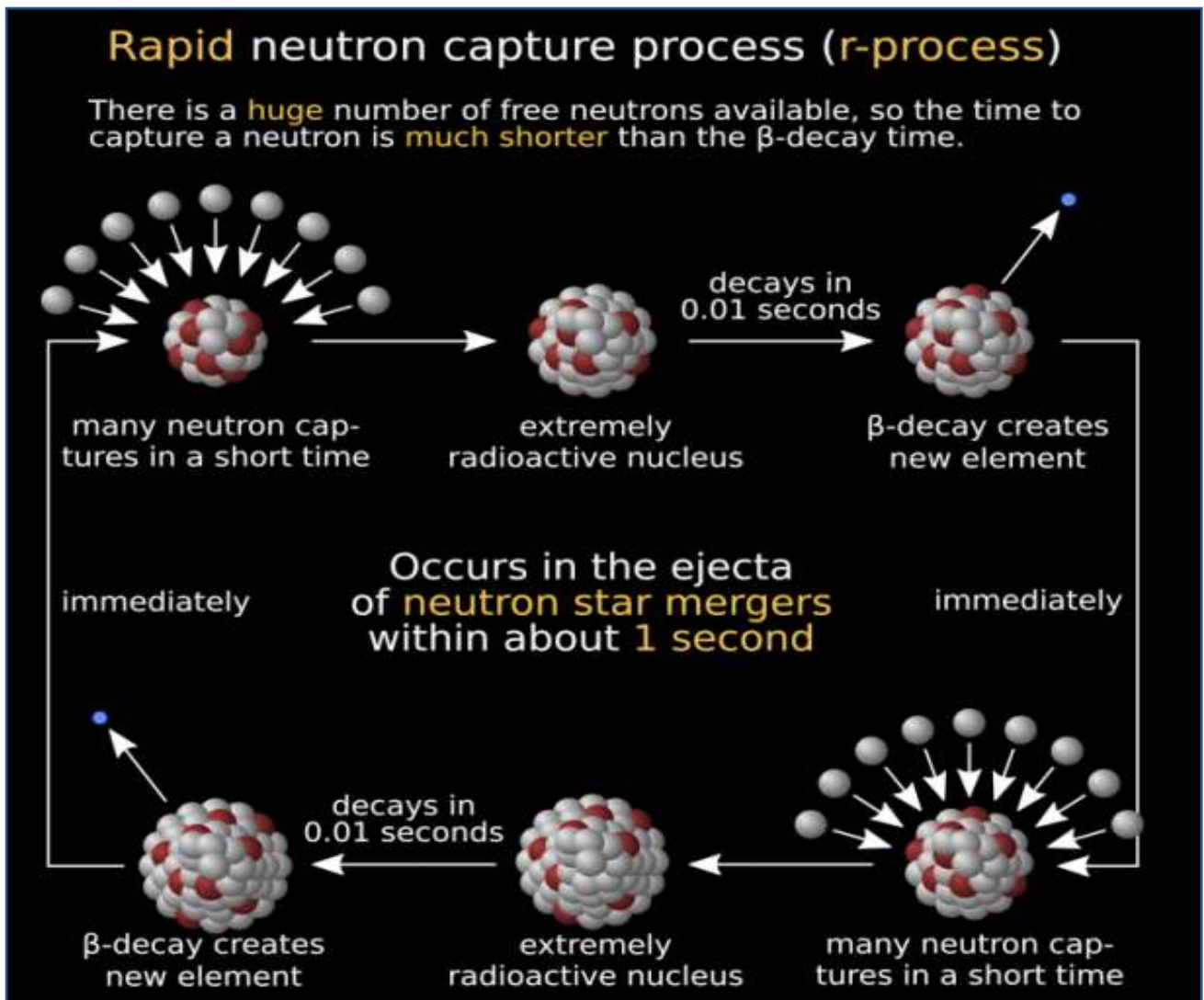


Figura 1-4 Proceso rápido de captura neutrónica.

1.2 Uranio

Una vez comentado su origen, se puede proceder a hablar del Uranio, que es el principal combustible para fisión empleado actualmente. En este proceso, se comenzará describiendo de las propiedades generales de Uranio como elemento para ir centrándose en los aspectos que más interesen de cara a su uso como combustible en la fisión.



Tabla periódica de los elementos

El Uranio (U) está ubicado en el periodo 7 y el grupo de actínidos, con un número atómico de 92. Su configuración electrónica es $[Rn] 5f^3 6d^1 7s^2$.

Notas:

- 1. Símbolo = 30.485 u
- 2. Símbolo = 30.485 u
- 3. Símbolo = 30.485 u
- 4. Símbolo = 30.485 u
- 5. Símbolo = 30.485 u
- 6. Símbolo = 30.485 u
- 7. Símbolo = 30.485 u
- 8. Símbolo = 30.485 u
- 9. Símbolo = 30.485 u
- 10. Símbolo = 30.485 u
- 11. Símbolo = 30.485 u
- 12. Símbolo = 30.485 u
- 13. Símbolo = 30.485 u
- 14. Símbolo = 30.485 u
- 15. Símbolo = 30.485 u
- 16. Símbolo = 30.485 u
- 17. Símbolo = 30.485 u
- 18. Símbolo = 30.485 u
- 19. Símbolo = 30.485 u
- 20. Símbolo = 30.485 u
- 21. Símbolo = 30.485 u
- 22. Símbolo = 30.485 u
- 23. Símbolo = 30.485 u
- 24. Símbolo = 30.485 u
- 25. Símbolo = 30.485 u
- 26. Símbolo = 30.485 u
- 27. Símbolo = 30.485 u
- 28. Símbolo = 30.485 u
- 29. Símbolo = 30.485 u
- 30. Símbolo = 30.485 u
- 31. Símbolo = 30.485 u
- 32. Símbolo = 30.485 u
- 33. Símbolo = 30.485 u
- 34. Símbolo = 30.485 u
- 35. Símbolo = 30.485 u
- 36. Símbolo = 30.485 u
- 37. Símbolo = 30.485 u
- 38. Símbolo = 30.485 u
- 39. Símbolo = 30.485 u
- 40. Símbolo = 30.485 u
- 41. Símbolo = 30.485 u
- 42. Símbolo = 30.485 u
- 43. Símbolo = 30.485 u
- 44. Símbolo = 30.485 u
- 45. Símbolo = 30.485 u
- 46. Símbolo = 30.485 u
- 47. Símbolo = 30.485 u
- 48. Símbolo = 30.485 u
- 49. Símbolo = 30.485 u
- 50. Símbolo = 30.485 u
- 51. Símbolo = 30.485 u
- 52. Símbolo = 30.485 u
- 53. Símbolo = 30.485 u
- 54. Símbolo = 30.485 u
- 55. Símbolo = 30.485 u
- 56. Símbolo = 30.485 u
- 57. Símbolo = 30.485 u
- 58. Símbolo = 30.485 u
- 59. Símbolo = 30.485 u
- 60. Símbolo = 30.485 u
- 61. Símbolo = 30.485 u
- 62. Símbolo = 30.485 u
- 63. Símbolo = 30.485 u
- 64. Símbolo = 30.485 u
- 65. Símbolo = 30.485 u
- 66. Símbolo = 30.485 u
- 67. Símbolo = 30.485 u
- 68. Símbolo = 30.485 u
- 69. Símbolo = 30.485 u
- 70. Símbolo = 30.485 u
- 71. Símbolo = 30.485 u
- 72. Símbolo = 30.485 u
- 73. Símbolo = 30.485 u
- 74. Símbolo = 30.485 u
- 75. Símbolo = 30.485 u
- 76. Símbolo = 30.485 u
- 77. Símbolo = 30.485 u
- 78. Símbolo = 30.485 u
- 79. Símbolo = 30.485 u
- 80. Símbolo = 30.485 u
- 81. Símbolo = 30.485 u
- 82. Símbolo = 30.485 u
- 83. Símbolo = 30.485 u
- 84. Símbolo = 30.485 u
- 85. Símbolo = 30.485 u
- 86. Símbolo = 30.485 u
- 87. Símbolo = 30.485 u
- 88. Símbolo = 30.485 u
- 89. Símbolo = 30.485 u
- 90. Símbolo = 30.485 u
- 91. Símbolo = 30.485 u
- 92. Símbolo = 30.485 u
- 93. Símbolo = 30.485 u
- 94. Símbolo = 30.485 u
- 95. Símbolo = 30.485 u
- 96. Símbolo = 30.485 u
- 97. Símbolo = 30.485 u
- 98. Símbolo = 30.485 u
- 99. Símbolo = 30.485 u
- 100. Símbolo = 30.485 u
- 101. Símbolo = 30.485 u
- 102. Símbolo = 30.485 u
- 103. Símbolo = 30.485 u
- 104. Símbolo = 30.485 u
- 105. Símbolo = 30.485 u
- 106. Símbolo = 30.485 u
- 107. Símbolo = 30.485 u
- 108. Símbolo = 30.485 u
- 109. Símbolo = 30.485 u
- 110. Símbolo = 30.485 u
- 111. Símbolo = 30.485 u
- 112. Símbolo = 30.485 u
- 113. Símbolo = 30.485 u
- 114. Símbolo = 30.485 u
- 115. Símbolo = 30.485 u
- 116. Símbolo = 30.485 u
- 117. Símbolo = 30.485 u
- 118. Símbolo = 30.485 u
- 119. Símbolo = 30.485 u
- 120. Símbolo = 30.485 u
- 121. Símbolo = 30.485 u
- 122. Símbolo = 30.485 u
- 123. Símbolo = 30.485 u
- 124. Símbolo = 30.485 u
- 125. Símbolo = 30.485 u
- 126. Símbolo = 30.485 u
- 127. Símbolo = 30.485 u
- 128. Símbolo = 30.485 u
- 129. Símbolo = 30.485 u
- 130. Símbolo = 30.485 u
- 131. Símbolo = 30.485 u
- 132. Símbolo = 30.485 u
- 133. Símbolo = 30.485 u
- 134. Símbolo = 30.485 u
- 135. Símbolo = 30.485 u
- 136. Símbolo = 30.485 u
- 137. Símbolo = 30.485 u
- 138. Símbolo = 30.485 u
- 139. Símbolo = 30.485 u
- 140. Símbolo = 30.485 u
- 141. Símbolo = 30.485 u
- 142. Símbolo = 30.485 u
- 143. Símbolo = 30.485 u
- 144. Símbolo = 30.485 u
- 145. Símbolo = 30.485 u
- 146. Símbolo = 30.485 u
- 147. Símbolo = 30.485 u
- 148. Símbolo = 30.485 u
- 149. Símbolo = 30.485 u
- 150. Símbolo = 30.485 u
- 151. Símbolo = 30.485 u
- 152. Símbolo = 30.485 u
- 153. Símbolo = 30.485 u
- 154. Símbolo = 30.485 u
- 155. Símbolo = 30.485 u
- 156. Símbolo = 30.485 u
- 157. Símbolo = 30.485 u
- 158. Símbolo = 30.485 u
- 159. Símbolo = 30.485 u
- 160. Símbolo = 30.485 u
- 161. Símbolo = 30.485 u
- 162. Símbolo = 30.485 u
- 163. Símbolo = 30.485 u
- 164. Símbolo = 30.485 u
- 165. Símbolo = 30.485 u
- 166. Símbolo = 30.485 u
- 167. Símbolo = 30.485 u
- 168. Símbolo = 30.485 u
- 169. Símbolo = 30.485 u
- 170. Símbolo = 30.485 u
- 171. Símbolo = 30.485 u
- 172. Símbolo = 30.485 u
- 173. Símbolo = 30.485 u
- 174. Símbolo = 30.485 u
- 175. Símbolo = 30.485 u
- 176. Símbolo = 30.485 u
- 177. Símbolo = 30.485 u
- 178. Símbolo = 30.485 u
- 179. Símbolo = 30.485 u
- 180. Símbolo = 30.485 u
- 181. Símbolo = 30.485 u
- 182. Símbolo = 30.485 u
- 183. Símbolo = 30.485 u
- 184. Símbolo = 30.485 u
- 185. Símbolo = 30.485 u
- 186. Símbolo = 30.485 u
- 187. Símbolo = 30.485 u
- 188. Símbolo = 30.485 u
- 189. Símbolo = 30.485 u
- 190. Símbolo = 30.485 u
- 191. Símbolo = 30.485 u
- 192. Símbolo = 30.485 u
- 193. Símbolo = 30.485 u
- 194. Símbolo = 30.485 u
- 195. Símbolo = 30.485 u
- 196. Símbolo = 30.485 u
- 197. Símbolo = 30.485 u
- 198. Símbolo = 30.485 u
- 199. Símbolo = 30.485 u
- 200. Símbolo = 30.485 u

Figura 1-5 Uranio (remarcado en azul) en la tabla periódica.

Propiedades atómicas:

- En azul, la posición del Uranio en la tabla periódica. Periodo 7, grupo de actínidos, aquellos cuya configuración electrónica finaliza en el orbital f (17) (18).
- Número de protones: 92 (17) (18)
- Configuración electrónica: $[Rn] 5f^3 6d^1 7s^2$ (17) (18)
- Estado ordinario: Sólido, en forma de metal. (17) (18)

Datos de interés:

- Densidad: 19,05 g/cm³ (17) (18)
- Temperaturas:
 - Fusión: 1900 K
 - Ebullición: 2334 K (18) (17)
- Número de valencia: 3,4,5,6 (18)
- Calor específico: 120 J/(kg K) (18)
- Conductividad térmica: 27.6 W/ (m K) (18)

Isótopos naturales (19) (17) (18):

- U₂₃₄: 0.0054% Decae: α (\cong 100%) y F.E. (despreciable) $t_{1/2}$: 245 500 años.
- U₂₃₅: 0.72% Decae: α (\cong 100%) y F.E. (despreciable) $t_{1/2}$: 7x10⁸ años.
- U₂₃₈: 99.2742% Decae: α (\cong 100%) y F.E. (despreciable) $t_{1/2}$: 4,5x10⁹ años.

Estructura cristalina del uranio metálico (10):

El uranio presenta tres fases alotrópicas conforme a la temperatura, cuyos nombres son α , β y γ respectivamente. Los datos relativos a las mismas se podrán ver a continuación, las fases α y γ tienen estructuras relativamente sencillas mientras que la β es más complicada.

La fase α tiene una estructura hexagonal distorsionada, la γ una estructura cúbica centrada y la fase β una estructura tetragonal con hasta 30 átomos por celda. Esta característica hace al uranio sensible al deterioro por irradiación, puesto que sufre mucho por este efecto.

Las propiedades de estas fases están en la tabla siguiente (10):

Propiedad	Fase alfa	Fase beta	Fase gamma
Intervalo de estabilidad (°C)	T ^a <665 °C	665<T ^a <770	770< T ^a
Forma cristalina	Ortorrómica	Tetragonal	Cúbica centrada
Dimensiones de la celda (Å)	(25°C)	(720°C)	(805°C)
a _o	2.854	10.76	3.525
b _o	5.869	-	-
c _o	4.95	5.695	-
Propiedades generales	Blando y dúctil	Duro y frágil	Muy blando

Tabla 1 Propiedades del uranio metálico.

Y conjuntamente tenemos las propiedades metálicas, para terminar de tener una idea concreta sobre las principales propiedades del Uranio que más nos interesan (10):

Dirección	Coefficiente medio de dilatación lineal
a [100]	36.5×10^{-6}
b [010]	-8.6×10^{-6}
C [001]	32.9×10^{-6}

Tabla 2 Coeficientes de dilatación del uranio en distintas coordenadas.

Propiedades mecánicas del uranio recocido (650°C, fase alfa)	
Dureza (Rockwell B)	90-115
Resistencia a la tracción (10^8 psi)	50-200
Límite elástico (0.2%, 10^8 psi)	25-130
Módulo de elasticidad (10^8 psi)	15-25
Límite proporcional (10^8 psi)	10-15
Relación de Poison	0.2-0.5

Tabla 3 Propiedades mecánicas del uranio metálico.

Como se puede observar de estos valores el uranio metálico es blando, dúctil y con una característica "semiplástica", observado en la relación de Poison.

Con estos datos sólo cabe añadir que el uranio metálico se puede trabajar como prácticamente cualquier otro metal, según las necesidades del procedimiento, tiene unos mecanizados bastante fáciles debido a su ductilidad, pero hay que realizarlo en atmósfera inerte para evitar la oxidación.

Esta última puntualización conduce a la corrosión del Uranio. El Uranio metálico es altamente reactivo, prueba de ello son sus valencias, expresadas más arriba. Por esto reacciona muy fácilmente con el agua, el aire y el hidrógeno, incluso a temperaturas bajas (10).

En especial cabe destacar el ataque que sufre en el agua. Donde reacciona muy rápido con el oxígeno habiendo desprendimiento de hidrógeno. El ataque es tan rápido porque al estar sumergido, no se genera una película protectora de óxido. Incluso generándose esta, esta se rompe inmediatamente y la corrosión se produce con más inquina. Para hacernos una idea de lo que esto supone, se llega a perder 1 g/cm^2 sumergido en agua durante 20 días (10).

Se puede utilizar en vez de agua, sodio líquido, en el cual la corrosión disminuye notablemente, pero, aun así, es conveniente recubrir el Uranio en una vaina protectora para evitar que haya corrosión (10).

Origen del Uranio

Podríamos pensar que el Uranio como elemento en la corteza terrestre es sumamente escaso. Es más, en base a la producción de Uranio anual, es muy fácil concluir que es escaso y cuesta mucho encontrarlo Figura 1-6.

La realidad es bien distinta, y es que el Uranio es relativamente común. Más que elementos que se consideran abundantes, como la plata, mercurio o el bismuto.

La abundancia relativa se puede aproximar en 4 ppm (18), lo cual es considerablemente grande. Y se puede hallar en prácticamente cualquier parte, inclusive, dentro de nuestro organismo.

Y es que precisamente ahí radica el principal problema del Uranio, y es su tremenda reactividad, de tal manera que, aun siendo relativamente abundante, su situación geográfica es muy muy dispersa, de tal manera, que para encontrar yacimientos con una cantidad de uranio no desdeñable y buena accesibilidad se han de invertir muchos recursos económicos y alterar notablemente el medio.

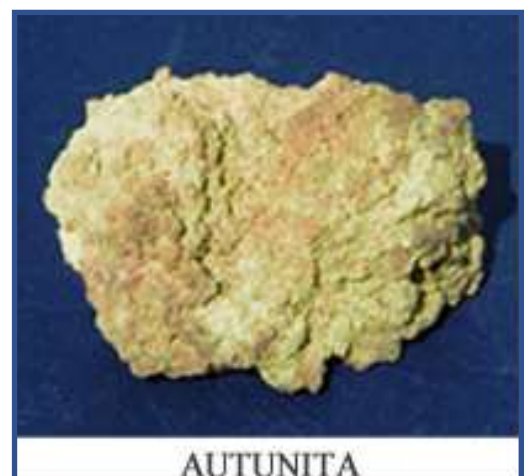


En cuanto a minerales, nuevamente nos encontramos que, debido a su enorme reactividad, hay más de cien especies distintas que contienen Uranio, pero pocas tienen la cantidad suficiente como para ser rentable su explotación (19).

Así los principales minerales son la uraninita o pechblenda, que se componen de óxidos de Uranio (UO_2 y U_3O_8) variables en una relación entre el primero y el segundo que varía entre 0 y 2. La cantidad de Uranio en estos minerales oscila entre el 1 y 4 % de masa total (10) (20).

Otros minerales de interés, pero con una proporción mucho más baja de Uranio son:

- **Carnotita** [$K_2(UO_2)_2(VO_4)_2 \cdot 3H_2O$]
- **Tyuyamunita** [$Ca(UO_2)_2(V_2O_8)_{5-8}H_2O$]
- **Torbenita** [$Cu(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot 8-12 H_2O$]
- **Autunita** [$Ca(UO_2)_2(PO_4)_2 \cdot 10-12H_2O$] (19) (20).



Los principales productores de Uranio ahora mismo son Kazajistán, Canadá, Australia y Namibia, los cuales son los únicos que producen más de 5000 toneladas al año. Algunos de los yacimientos con mayor producción son, para 2018 (21):

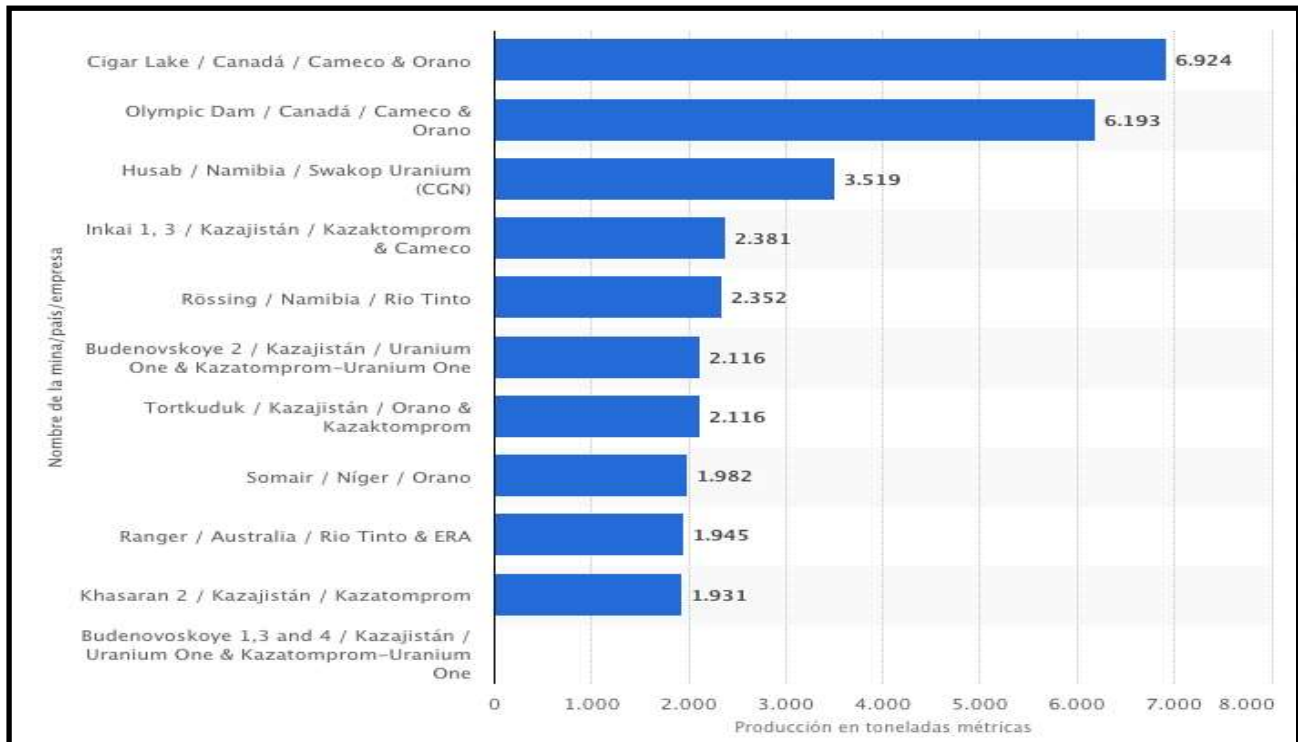


Figura 1-6 Principales minas productoras de uranio 2018.

Y las principales reservas para 2017 (22):

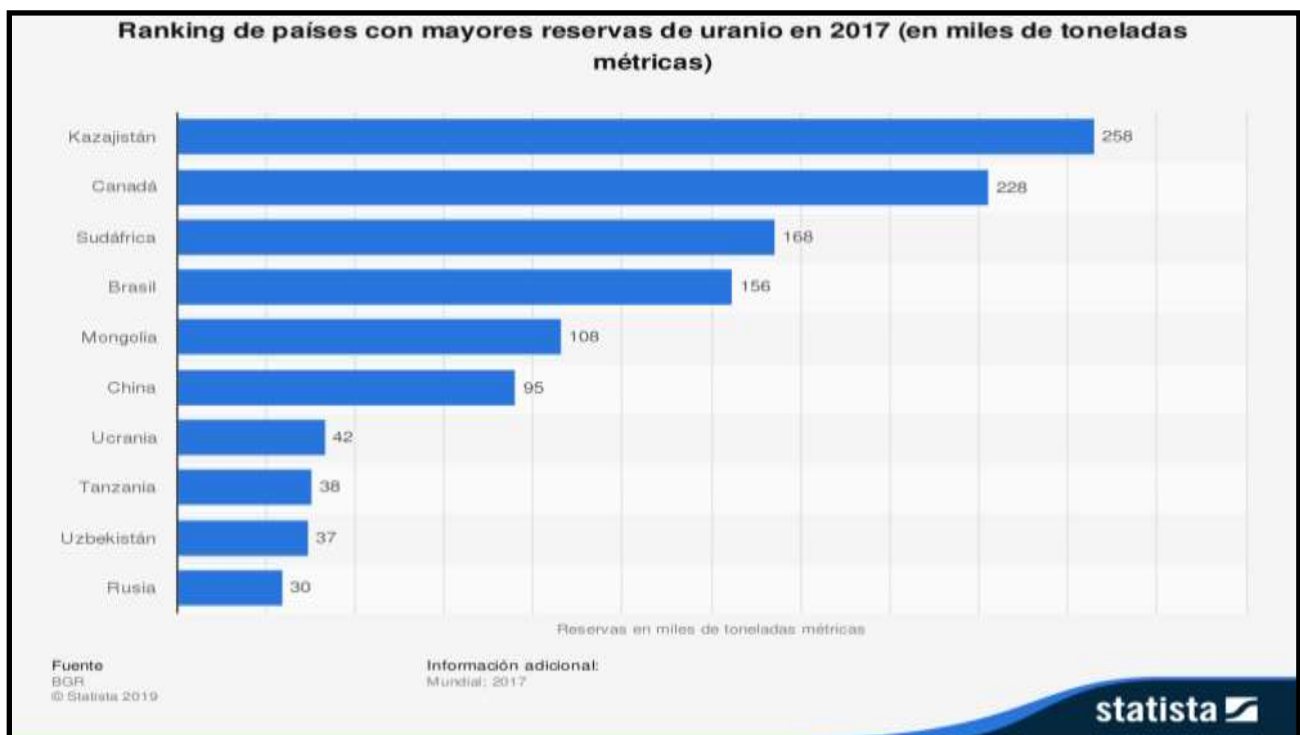


Figura 1-7 Ranking de reservas de uranio por país.

Observando estos datos se puede concluir que la producción no es muy elevada, y las reservas mundiales, tampoco son muy abundantes. Teniendo en cuenta que 1 kg de Uranio produce aproximadamente 50 GWh de energía y que para alimentar un reactor anualmente se necesitan 30 toneladas aproximadamente (23), la producción actual así como las reservas estimadas parecen más que suficientes a corto y medio plazo (23).

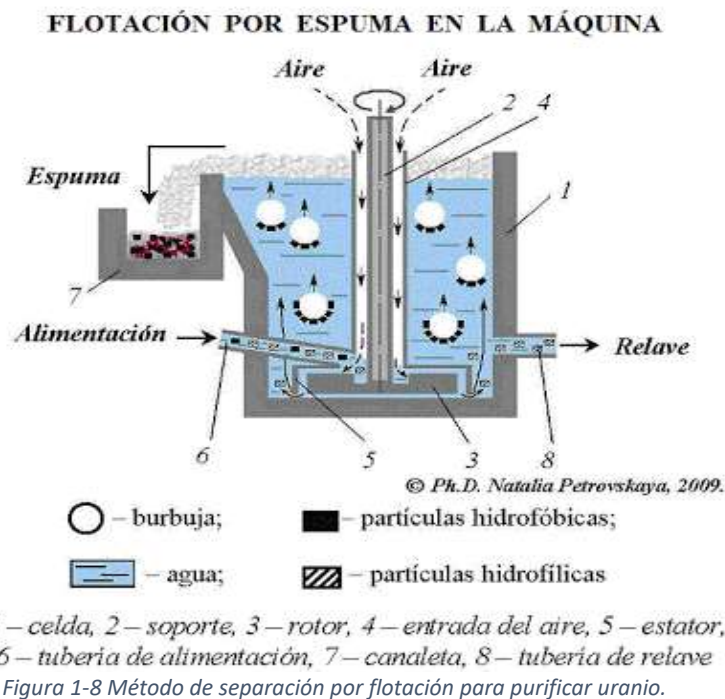
El principal problema de esto es la situación de los países con las reservas, más allá de la cantidad, que seguramente aumentará conforme se vayan agotando reservas actuales, debido a la revalorización que se produce cuando un elemento que escasea.

Aunque no se suele plantear desde este punto de vista, si se plantea cuáles de estos países son países del mismo entorno político que el bloque UE-OTAN, encontramos que sólo Canadá es un país de indudable fiabilidad en la Figura 1-7.

Se tiende a pensar que los tiempos de paz son eternos, pero siempre hay que estar preparados para las contingencias futuras, y una posible guerra unido a un corte de suministro, ya sea por parte del enemigo (activamente) o por parte de un país neutral con simpatías con el enemigo (pasivamente) podrían comprometer la generación. Y como este escenario no es despreciable, conviene contemplarlo desde el punto de vista de su valoración geoestratégica.

Procesamiento del Uranio

Como se ha visto antes en el caso de las menas de mejor calidad, la cantidad de Uranio en forma principal de UO_2 y U_3O_8 oscila entre el 2 y el 5 % (10), lo cual es una cantidad muy pequeña para su uso y, por lo tanto, sería necesario aumentar ese porcentaje.



Para ello, reciben un tratamiento mineralúrgico inicial que es similar al del resto de metales, es decir, se purifican previamente mediante tratamientos como flotación, separación por gravedad, lavado, etc.

Este tratamiento se lleva a cabo en las inmediaciones de la propia excavación, lo que facilita y abarata el proceso. Una vez finalizado, el porcentaje de Uranio en la muestra alcanza como mínimo el 50% (10).

Se observa en la Figura 1-9 cómo funcionaría en el caso de la separación por flotación (24).

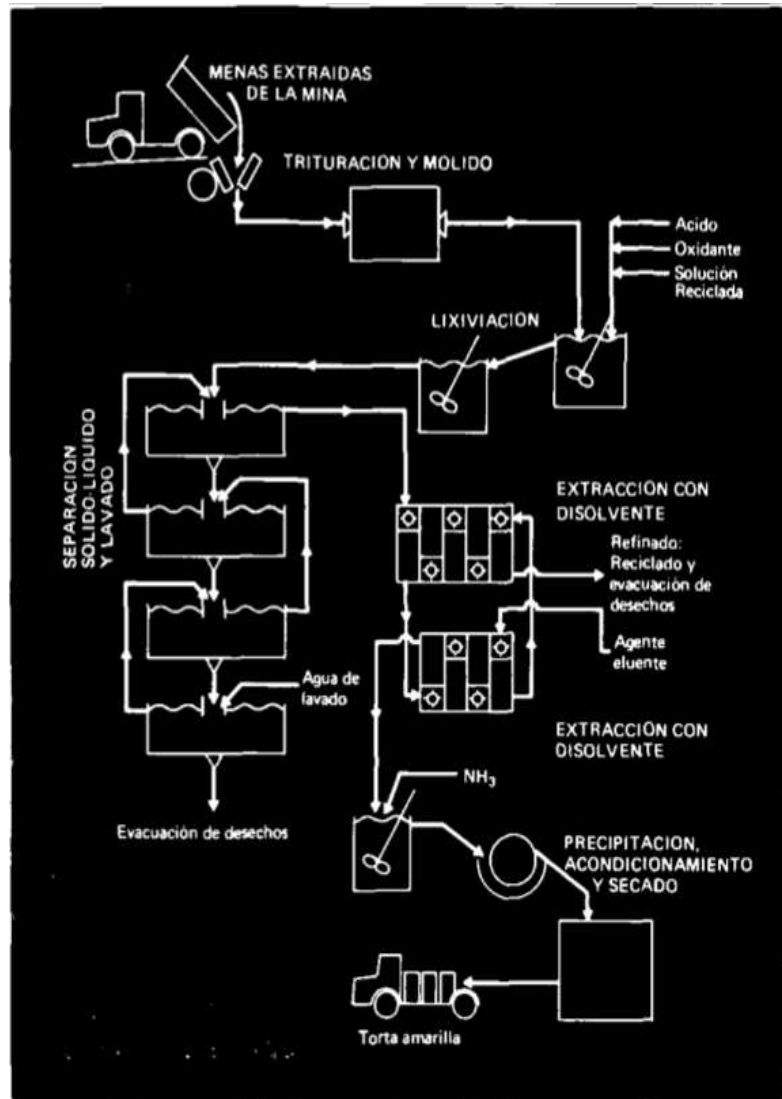


Figura 1-9 Método de tratamiento químico para purificar uranio.

Pero no todas las menas son de tan alta calidad, de hecho, yacimientos con uranio entre el 1 y 5% son inusuales. La mayoría son de bastante peor calidad, ya entrarían en el orden del 0.1 al 0.5% de Uranio por kg (10) (20).

En este estadio es imposible realizar una separación del uranio por los métodos clásicos, pues la mejora sería nimia y no compensa el coste. Resta por lo tanto realizar procedimientos más costosos, pero mucho más eficientes, en este caso mediante tratamiento químico (25).

El método en específico depende de la calidad de la mena, pero en términos generales es similar en todos ellos.

El primer paso consiste en lixiviar el mineral con ácido o con un álcali (normalmente carbonato sódico), el elemento a utilizar de ambos dependerá de la naturaleza del mineral.

En el caso de la lixiviación ácida, el ácido más empleado es el ácido sulfúrico, cuyo consumo puede variar entre 10 y 100 kg por tonelada de la misma, dependiendo de la mena. El tiempo empleado puede variar entre varias horas o todo un día y la fracción recuperable de lixiviación oscila entre el 85 % y 95 % (25).

El siguiente paso consiste en precipitar el Uranio de la solución, aunque se ha comprobado que separar el Uranio mediante disolvente o intercambio iónico es más eficaz.

En el caso de extracción por disolución se emplea una sal-amino inorgánica diluida en querosén, la cual permite extraer los iones de uranio selectivamente para generar un complejo orgánico insoluble en agua. Este componente se separa mediante decantación y posteriormente el Uranio se separa utilizando una solución de sal inorgánica (25).

Otros ejemplos de este tipo de proceso consisten en hacer pasar el líquido de lixiviación por un lecho fijo de resina aniónica, y el proceso conocido como “resina en pulpa”, en el que la resina se suspende en cestos y se pasa directamente a través de la pulpa de ataque (25).

También se puede dar el proceso de lixiviación alcalina. Para que este proceso resulte más rentable que el anterior por lixiviación ácida, los minerales extraídos han de tener un componente importante de *tenor de cal*. (25)

Las soluciones más empleadas son de bicarbonato de sodio y carbonato de sodio. El objetivo es formar complejos solubles de carbonato de uranio aniónico.

Para lograr este objetivo son necesarias elevadas temperaturas, lo que lleva a usar sistemas de presión que permitan temperaturas superiores a 100 °C. Una vez hecho esto, se añade hidróxido de sodio, que provoca la ruptura del equilibrio aniónico y la posterior precipitación del uranio. (25)

Para todos los procesos anteriores el final es el mismo: una vez precipitado el Uranio, se lava, se seca y acondiciona, obteniendo lo que se llama la torta amarilla (“*yellow cake*” (26)). La concentración de Uranio final oscila entre el 70 y 80% de UO_2 y U_3O_8 (26).

Una vez superada esta primera fase de purificación, el uranio sigue sin tener la calidad adecuada para su utilización. Es necesario volver a purificarlo nuevamente, para eliminar de él elementos parásitos que pudieran actuar como venenos neutrónicos.

Hay dos procesos principalmente utilizados para lograr este objetivo (10):

- El primero es la extracción mediante disolvente del nitrato de uranio.
- El segundo, volatilización del hexafluoruro de uranio.

Para el primero, durante la extracción líquido-líquido del uranio, el concentrado de uranio ya molido se somete a digestión de ácido nítrico, resultando en una disolución acuosa con nitrato de uranio.

Una vez llegado a este punto, la solución en bruto se pasa por una columna de extracción, circulando en dirección opuesta a la misma un disolvente orgánico, fosfato de tributilo, diluido en queroseno. Esto permite la extracción del nitrato de uranio. La disolución final se lava con agua o ácido nítrico para terminar de limpiar pequeñas cantidades de impurezas.



Figura 1-10 Dióxido de uranio en forma de torta amarilla.

A continuación, se pasa una columna de extracción donde se utiliza agua para re-extraer el uranio, resultando nuevamente en una disolución acuosa, la cual se evapora hasta que la composición de la misma se puede asimilar a la del nitrato de uranio hexahidratado, $\text{UO}_2(\text{NO}_3)_2 \cdot 6\text{H}_2\text{O}$, más conocido por su abreviación UNH.

El proceso de purificación final es similar al método “*purex*” (10) (27) también utilizado en extracción de combustibles irradiados.

En este proceso, como bien se puede apreciar en el diagrama de flujo previo (10), se alimenta una disolución acuosa con nitratos de uranio y ácido nítrico en exceso. Posteriormente se filtran y se produce la extracción de los nitratos de uranio que pasan de la fase acuosa a la fase orgánica.

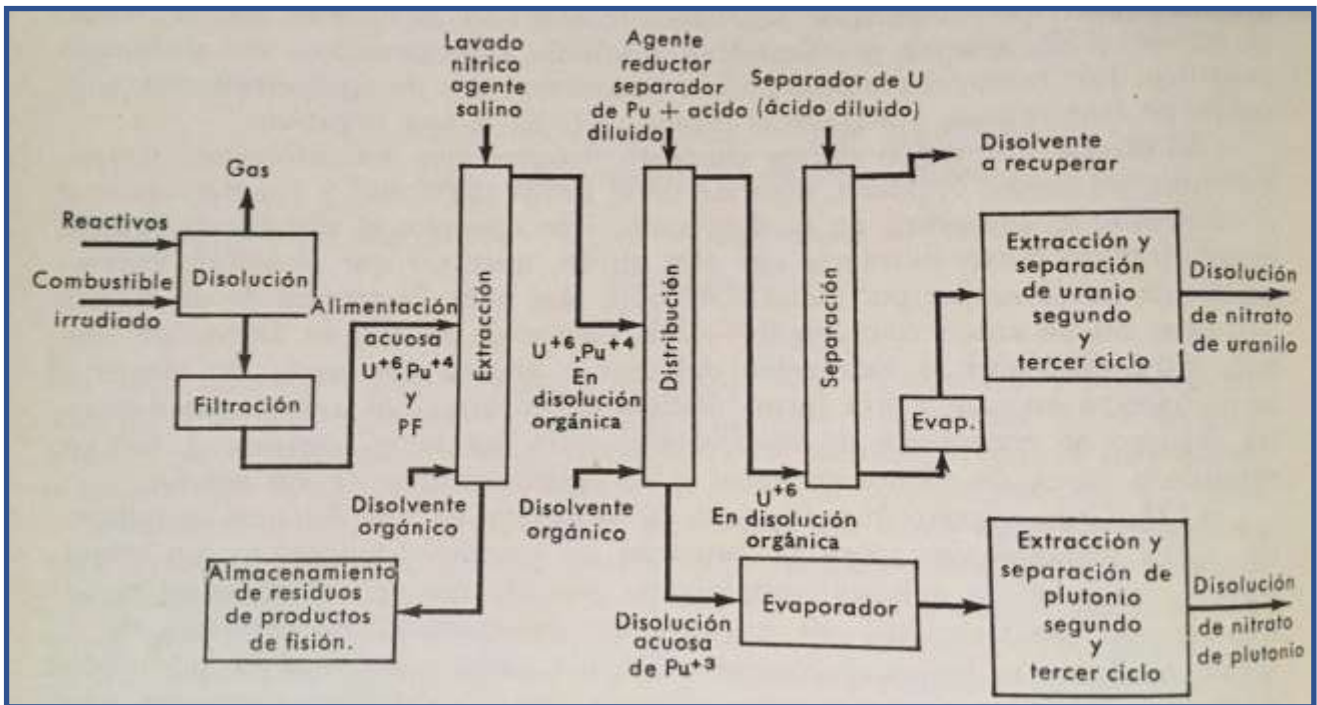


Figura 1-11 Proceso de purificación de uranio para combustibles "purex".

Posteriormente se lava la fase orgánica con ácido nítrico, que actúa como agente salino. Este agente salino impedirá la re-extracción del uranio.

La fase orgánica más libre de impurezas pasa a la segunda columna de distribución, donde circula en dirección ascendente en contraposición a la disolución separadora, la cual contiene un reductor apropiado como podría ser, por ejemplo, sulfamato ferroso, y parte de un agente salino. Esta última fase no existiría a la hora de purificar el uranio, puesto que sirve para separar el uranio del plutonio, pero esto sólo ocurre como deshecho una vez empleado el combustible.

El nitrato se transfiere a la tercera columna de separación donde se encuentra en contracorriente de ácido nítrico diluido cuya función es actuar de separadora. El uranio es re extraído en fase acuosa y el disolvente orgánico sale por la parte superior.

Nuevamente el resultante nitrato de uranio es sometido a nuevos ciclos de purificación más exhaustivos que serán muy parecidos a los finales del ciclo primero ya mencionado.

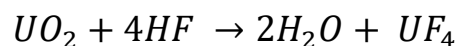
Básicamente la disolución acuosa de uranio se extrae a fase TBP³, lavando a la vez con una disolución reductora. La fase orgánica se trata luego en una segunda columna, con una disolución separadora de ácido nítrico diluido. Esto se realiza dos veces más hasta alcanzar la pureza requerida. (10)

³ Fosfato de tributilo, disolvente orgánico. TBP (siglas en inglés)

Para el otro proceso de purificación, basado en la volatilidad del fluoruro (10), es necesario previamente la molienda y clasificado del óxido de uranio. Esto se hace para conseguir un material conveniente para lechos fluidizados.

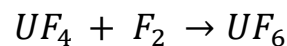
Una vez pasada esta fase, el material pasa a un reactor de lecho fluidizado, donde se le aplican temperaturas que oscilarán entre 540-650 °C. Aquí será reducido mediante hidrógeno gaseoso, el cual procede de la disociación térmica del amoníaco.

El producto final será UO_2 (conocido como “óxido pardo”), que pasará por dos reactores de lecho fluidizado sucesivamente en los cuales reaccionará con el fluoruro de hidrógeno anhidro a temperaturas de 480-540 °C, dando lugar a la siguiente reacción (10):



Y obtenemos tetrafluoruro de uranio (“sal verde”), cuyo estado es sólido, siendo no volátil y que funde a temperatura de 960 °C.

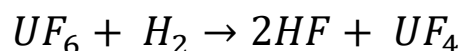
La siguiente etapa consiste en hacer reaccionar el tetrafluoruro con flúor gaseoso, aplicando una temperatura de entre 340-480 °C lo cual nos lleva a la siguiente reacción (10):



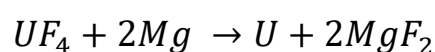
El hexafluoruro es sólido a temperatura ambiente pero cuando supera los 56.4°C (10) el material sublima a presión atmosférica. Por lo tanto, el material sale del reactor en forma de vapor, siendo el siguiente paso su condensación para obtener el hexafluoruro en forma sólida.

A continuación, se lleva a cabo un proceso de purificación mediante destilación fraccionada, sometido a una presión comprendida en el rango de 3.44 a 6.89 bar. Una vez finalizado, el material que tenemos ya es Uranio útil, ya sea con las condiciones finales, o disponible para enriquecimiento.

Otra utilidad del hexafluoruro es la producción de uranio metálico puro, para esto tiene que ser material no enriquecido o con un enriquecimiento mínimo. El proceso se produce mediante reducción con hidrógeno producido por descomposición del amoníaco, a una temperatura de 375 °C, con la siguiente reacción (10):



En la siguiente etapa, se separa una vez obtenido el tetrafluoruro de Uranio y se calienta este, ya sea pulverizado en un molde o en bomba de acero inoxidable, con calcio o magnesio altamente puros. En el caso del magnesio la reacción que tiene lugar es (10):



Obteniendo así Uranio metálico puro. Al ser necesario el tetrafluoruro de uranio en algunos casos, no es necesario el paso de conversión a hexafluoruro. En cualquier caso, es un proceso que también podría dar lugar a uranio metálico si, por cualquier motivo se necesita pasar de hexafluoruro a uranio metálico.

Otro procedimiento para la obtención de uranio metálico, también válido para obtener dióxido de uranio, consiste en utilizar de partida la disolución acuosa concentrada de nitrato de uranio (10).

Calentamos la solución en un desnitrificador, a 540 °C, para eliminar el exceso de agua, así como descomponer el nitrato, resultando como producto el trióxido de uranio, UO_3 (“óxido naranja”). Posteriormente, reducimos éste en un reactor de lecho fluidizado a una temperatura de 600 °C mediante hidrógeno, obtenido de la misma manera que en el resto de los procedimientos.

Así, se obtiene finalmente dióxido de uranio puro, que es *per se* un candidato muy valorado a ser utilizado como combustible nuclear, especialmente para reactores rápidos en la manta térmica.

El siguiente paso, especialmente para combustibles de reactores térmicos, es el del enriquecimiento del uranio, para el cual ya se ha visto en esta parte del proceso del tratamiento del uranio, como se prepara el mismo.

Enriquecimiento del Uranio

En la tecnología actual la inmensa mayoría de los reactores de fisión, superior al 90 % del total, requieren de uranio enriquecido para poder operar. El enriquecimiento medio de operación suele rondar entre el 1 y el 5 %.

Para empezar, cabe definir qué se entiende por uranio enriquecido. La proporción isotópica en la naturaleza del uranio es de 99.22 % de Uranio-238 y 0.72 % de Uranio-235 (17) (18). El problema que presenta esta proporción es que el Uranio-238 no es fisible con neutrones térmicos. Por lo tanto, para poder iniciar la reacción en cadena necesitamos un material fisible con estos neutrones, que son fáciles de obtener y, además, los que más sección eficaz presentan para la reacción nuclear de fisión, siendo hasta cientos de veces superior a la de los neutrones rápidos.

El Uranio-235 en contraparte, es excelente en comportamiento fisible con neutrones térmicos. Por lo tanto, aumentar la proporción de Uranio-235 en el núcleo permitirá asegurar que se inicia esa reacción en cadena y se puede mantener en el tiempo suficiente.

Por lo tanto, es necesario aumentar la proporción natural de Uranio-235. Para esto existen varios métodos, siendo los dos principales son el método de difusión gaseosa (10) (20) y el método centrífugo (10) (20).

El fundamento del método centrífugo radica en centrifugar un gas que tenga varias especies de un mismo átomo que tenga diferentes isótopos, y por la misma fuerza centrífuga se produzca una separación parcial entre especies, con las más pesadas en el extremo y las más ligeras en el centro.

Mientras que en el proceso de centrifugación el factor determinante es la diferencia de masas en el método de difusión gaseosa el factor es la raíz cuadrada del cociente de dichas masas.

Como en el Uranio la diferencia de masas es muy cercana a uno (17) (18), para conseguir una separación efectiva, se requerirán muchas etapas para que el proceso sea apreciable.

En cambio, para la centrifugación la diferencia entre los dos isótopos de tres unidades, y por ello parece más que suficiente para lograr un sistema efectivo, aunque tiene el problema de que se necesitan construir grandes centrifugadoras que consumen una enorme cantidad de energía mecánica-eléctrica. Actualmente se ha convertido en el método más empleado debido al enorme desarrollo energético que ha mostrado, desplazando a la difusión gaseosa como método principal (20).

Para el método de difusión gaseosa se emplea el Uranio en forma de hexafluoruro, del cual ya se ha visto anteriormente su obtención. Este procedimiento consiste en la colocación de una lámina porosa, en la que se situará a un lado el hexafluoruro, y, basándonos en la diferencia de la velocidad de difusión de gases con distinta masa. (20)

Cabe mencionar las ventajas del hexafluoruro de uranio a la hora de aplicar este método. La primera de ellas es que el flúor es un elemento químico con muy baja masa atómica (19 u aprox.) lo que provoca que la masa molecular del aire sea relativamente baja comparada con ésta. Esto se traduce en que, a menor masa molecular del gas, más rendimiento tiene la separación.

La otra gran ventaja es que el flúor sólo tiene una especie isotópica. Por lo tanto, todo el flúor que intervenga en la reacción tendrá siempre la misma masa, siendo la única variable la del uranio.

Sus principales desventajas son: la altísima corrosividad que presenta el hexafluoruro sobre muchos metales y lo fácil que reacciona con la humedad para formar fluoruro de uranio sólido (UO_2F_2).

El factor de separación de este proceso se define como el cociente entre la relación atómica del Uranio-235/Uranio-238. La velocidad de difusión es inversamente proporcional a la raíz cuadrada de su masa molecular, aplicándose por lo tanto la siguiente fórmula (10):

$$\alpha^* = \sqrt{\frac{M(\text{pesada})}{M(\text{ligera})}}$$

Ecuación 1-1 Factor de separación atómico.

Teniendo en cuenta que la masa del Uranio-235 es aproximable a 235 u y la del Uranio-238 es de 238 u tendremos (10):

$$M(\text{pesada}) = 238 + (6 \times 19) = 352$$

$$M(\text{ligera}) = 235 + (6 \times 19) = 349$$

$$\alpha^* = \sqrt{\frac{352}{349}} = 1.0043$$

Siendo el factor de enriquecimiento teórico igual a α^*-1 , por lo tanto, será este de 0.0043. Resulta obvio que para aumentar el nivel de Uranio-235 se necesitan muchas etapas y ciclos hasta alcanzar el nivel deseado.

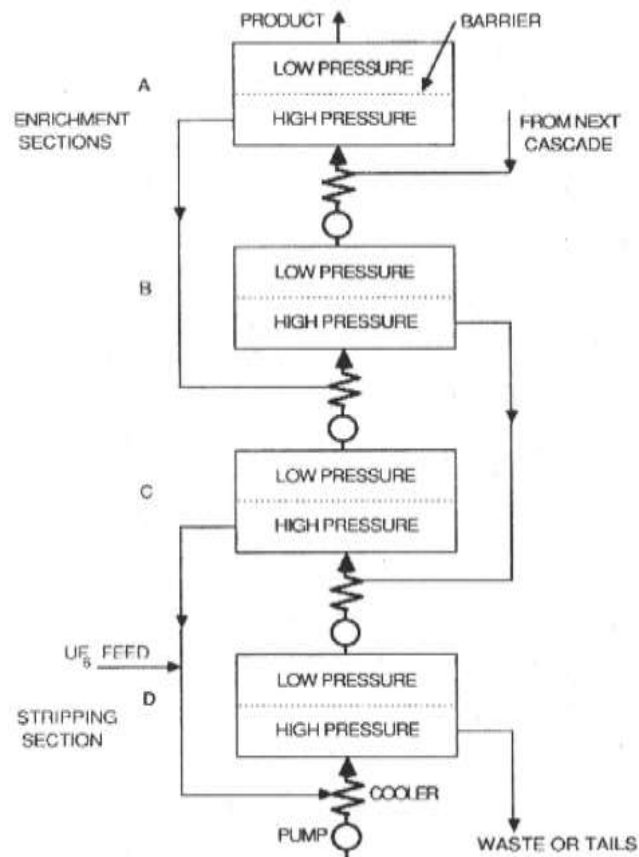


Figura 1-12 Esquema de enriquecimiento de difusión gaseosa por cascada.

En la Figura 1-12 (20) se puede observar las distintas etapas en el proceso de cascada de difusión.

Como se puede ver en la Figura 1-12 en el punto D a baja presión tenemos el gas ligero, que es bombeado hasta el separador C, donde se filtra para aumentar la cantidad de Uranio-235, y esta nueva fase enriquecida volver a bombearla al punto B donde se repite el ciclo hasta el separador A en el cual se obtiene un uranio más enriquecido que en una única fase.

Por el contrario, desde la fase A, se bombea el gas "empobrecido" de nuevo a la fase B donde se mezcla con el gas enriquecido de la fase C.

Se ve lo mismo entre las fases C y D, de manera que se trate de aprovechar al máximo posible todo el hexafluoruro para aumentar la eficiencia del ciclo.

Mediante métodos de cálculo se puede tratar de suponer la cantidad de ciclos que serán necesarios para conseguir una determinada proporción de Uranio-235. Para ello, definiendo como x_p a la fracción atómica de Uranio-235 en el producto y como x_w al valor que corresponde a la corriente residual, podemos determinar el número de ciclos necesario para distintas proporciones según la Tabla 4 (10).

x_p	$x_w = 0,005$	$x_w = 0,002$	$x_w = 0,001$
0,50	1240	1450	1610
0,90	1750	1950	2120
0,95	1920	2130	2290
0,99	2300	2520	2670
Porcentaje de recuperación	30	72	86

Tabla 4 Número de ciclos requeridos para enriquecimientos del 50,90,95 y 99%

La conclusión es que se requiere de una enorme cantidad de ciclos para un enriquecimiento significativo: es un método muy poco eficiente.

Respecto al método de separación centrífuga, se muestra en la Figura 1-13 el esquema de funcionamiento de una centrifugadora (20).

Como se puede ver, el hexafluoruro es centrifugado hasta que el Uranio-238 se va a los extremos y se extrae por allí, mientras el Uranio-235 se extrae por el interior, ya que permanece más cerca del centro rotativo.

El gas ligero va a otra centrifugadora para repetir el proceso, y así tantas veces como sea necesario para alcanzar el porcentaje de Uranio-235 deseado. Las velocidades alcanzadas en el cilindro son del entorno de entre 400-500 m/s (20).

La cámara entera, como se aprecia en el esquema, está colocada dentro de una oquedad a la que se aplica el vacío. Esto se hace para que las pérdidas por rozamiento sean mínimas al estar rotando en el vacío la fricción será mínima y será energéticamente más rentable, aparte de reducir notablemente los costes de mantenimiento. Teniendo en cuenta que el rotor se mueve a aproximadamente 70000 r.p.m.⁴, el más mínimo rozamiento provocaría enormes pérdidas, como resulta lógico.

Una vez completado el proceso de enriquecimiento, el uranio es reconvertido a UO₂, ya completamente listo para su utilización como combustible.

⁴ Revoluciones por minuto.

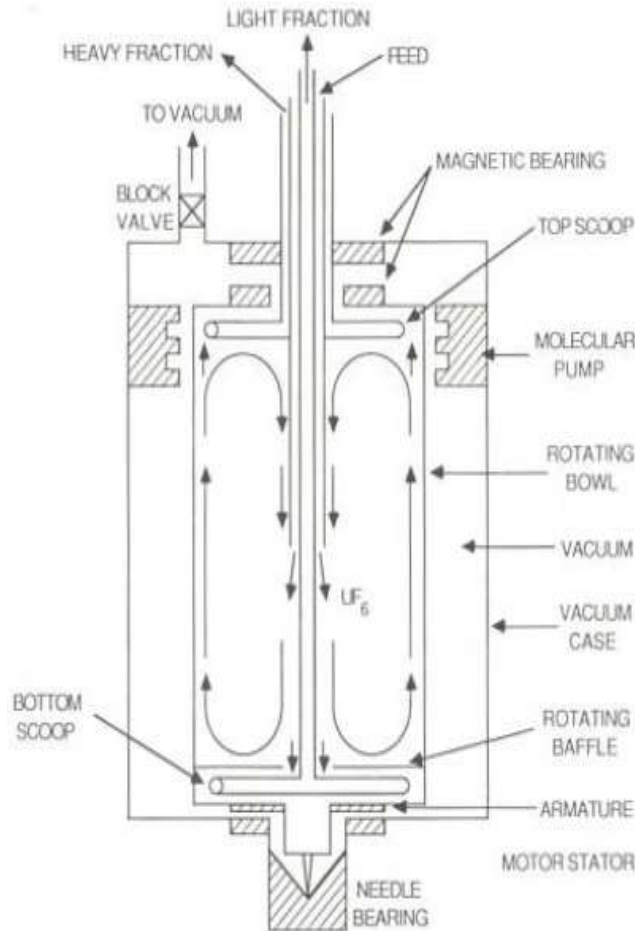


Figura 1-13 Esquema correspondiente a una centrífugadora para enriquecimiento de uranio.

En esta fase aplicando métodos mecánicos convencionales se convierte en pastillas que serán colocadas en los elementos de combustible para el núcleo del reactor. Las pastillas son de 0.94 cm de alto y 0.88 cm de diámetro, con un peso de diez gramos para un PWR, por ejemplo.

Respecto al coste de la materia prima, el precio actual del uranio se sitúa en 27\$ por tonelada métrica (28).

En la Figura 1-14 se muestra una equivalencia con otros combustibles (29).

Otro aspecto que destacar muy notable del uso del Uranio como combustible para generar energía eléctrica es la contaminación generada. Es cierto que una central nuclear, durante su operación no genera dióxido de carbono, pero también es cierto que hay que considerar el ciclo completo, esto es, desde la mina, hasta que se retira el combustible en forma de residuo.

Los datos son muy dispares y complicados de encontrar en detalle. Esto es debido a múltiples factores, como son el lugar de procedencia del uranio, condiciones in situ de la minería en el país de origen o la tecnología empleada en la central. En la Tabla 5, aunque algo antigua, podemos ver los resultados de un estudio de la IAEA (Asociación Internacional de la Energía Atómica) (30).

Para emisiones de CO₂ en la Tabla 6 se puede comparar las emisiones de distintas tecnologías para producir energía eléctrica (31).



Figura 1-14 Equivalencias entre el uranio y combustibles convencionales.

Tipo	Térmica de carbón	LWBR	HTGR	LMFBR
TERMICAS				
Btu/s ^a				
que se ha de disipar	$1,49 \times 10^6$	$1,93 \times 10^6$	$1,43 \times 10^6$	$1,31 \times 10^6$
EFLUENTES				
Radiactividad				
(10^3 Ci/a)	—	2253	2	2
CONTAMINANTES ATMOSFERICOS				
(t/a)				
SO ₂	45 000	1500 ^b	1200 ^b	—
NO _x	26 000	900	700	—
CO	750	25	20	—
Partículas	3 500	120	95	—
HC	260	9	7	—
DESECHOS (m³/año)				
Radiactivos	—	340	280	230
Cenizas	5 700	200 ^b	140 ^b	—
TOPOLOGICAS				
Hectáreas de explotación minera	80	5	4	0,02
Emplazamiento de la central (hectáreas)	120–160	← 30–60 →		

Tabla 5 Residuos producidos por la operación de centrales de fisión comparadas con una central térmica de carbón.

Tecnología	Carbón	Gas natural (cogeneración)	Gas natural (Ciclo combinado)	Biomasa	Solar	Hidráulica	Nuclear	Eólica
Emisiones en toneladas producidas (por GWh)	1100	650	450	50	40	20	5	4

Tabla 6 Emisiones de CO₂ respecto a otras tecnologías.

Para finalizar, es necesario comentar los efectos sobre la salud que tiene el uranio (32).

En primer lugar, cabe recordar que el uranio se puede encontrar, en prácticamente, cualquier parte, debido a su enorme reactividad. Esto hace que sea sumamente fácil ingerirlo mediante bebida o alimentación sólida. Además, es relativamente fácil inhalarlo directamente del aire (32).

Los efectos del uranio pueden dividirse en dos: el primero, en forma de radiación y el segundo, en forma de metal pesado.

En cuanto a la radiación, aunque el uranio decae emitiendo partículas alfa, la cuál es el tipo de radiación más peligrosa respecto a contaminación interna, lo hace con una actividad tan baja que es ínfima comparada con la radiación de fondo.

Todos los estudios hechos hasta ahora no han encontrado relación entre la radiación alfa del uranio y el desarrollo de muerte celular o cáncer que difieran de los que ocurren de manera natural en sujetos con distintos niveles de uranio en el organismo (32).

Por lo tanto, la radiación del uranio no puede considerarse un peligro (32). Aun así, se recomienda no construir viviendas cerca de zonas de extracción y tratamiento de uranio, así como utilizar materiales de construcción contaminados. Esto se debe a que en la cadena de desintegración del Uranio se produce radón radiactivo, que es un elemento gaseoso y puede acumularse en espacios con baja ventilación natural, alcanzando niveles que podrían ser peligrosos.

En el caso de los trabajadores de las minas de uranio (32), la opción más plausible es que el aumento en casos de desarrollo cancerígeno sea más debido a la inhalación de radón, más que por el propio uranio.

En cuanto al segundo aspecto, como metal pesado, cabe decir que el uranio es complicado de ingerir. El sistema digestivo humano suele desechar la mayoría de los componentes de uranio que ingiere de manera que suele ser expulsado sin llegar a entrar directamente en nuestro organismo.

Aun así, se ha observado que parte del uranio tiende a ser absorbido, y se deposita en lugares tan dispares como los huesos, hígado o riñones (32). En este sentido actúa de la misma manera como otros metales pesados como, por ejemplo, el plomo. El uranio en estas partes del organismo ha demostrado ser bastante tóxico, produciendo problemas de salud en general relacionados con exposiciones a largo plazo, especialmente en los riñones (32).

En otros estudios se ha observado que a altas dosis se produce una disminución de la fertilidad e incluso algunos cambios en el comportamiento. También se han observado algunos efectos genotóxicos. Pero, aun así, todos estos efectos no han sido totalmente probados y no se consideran todavía absolutamente fiables (32).

En general y para bajas concentraciones de uranio, los estudios realizados en comparación con grupos de control con concentraciones muchas más bajas, han demostrado que los efectos sobre la salud son prácticamente idénticos en ambos grupos, por lo tanto, bajos niveles de uranio no afectan a la salud (32).

1.3 Torio

Una vez estudiadas las propiedades y características principales del uranio, por ser el combustible más utilizado en los actuales reactores nucleares, se va a tratar a continuación su principal competidor, el Torio, ya que interesa compararlos para evaluar si es una alternativa seria al Uranio.

Propiedades atómicas (33) (34):



Figura 1-15 Posición del Torio (remarcado en azul) en la tabla periódica.

Se puede ver en la figura, en azul, la posición del Torio en la tabla periódica: periodo 7, grupo de actínidos, aquellos cuya configuración electrónica finaliza en el orbital f. Como se puede ver, está muy cerca del Uranio, separado entre ambos por el Protactinio.

Otras características:

- Número de protones: 90 (33) (34)
- Configuración electrónica: [Rn] 6d¹ 7s² (34) (33)
- Estado ordinario: Sólido, en forma de metal. (33) (34)

Datos de interés:

- Densidad: 11.72 g/cm³ (33) (34)
- Temperaturas:
 - Fusión: 2023 K
 - Ebullición: 5063 K (33) (34)
- Número de valencia: 2,3,4 (33) (34)
- Calor específico: 113 J/ (kg K) (35)
- Conductividad térmica: 54 W/ (m K) (35)

Isótopos naturales (35):

- Th₂₃₀: ≈0% Decae: α(≅100%) y F.E. (despreciable) t_{1/2}: 72 380 años.
- Th₂₃₂: 100% Decae: α(≅100%) y F.E. (despreciable) t_{1/2}: 1.405x10¹⁰ años.

Estructura cristalina del torio metálico:

El torio posee unas fases alotrópicas mucho más estables que el Uranio. Así, a temperatura ambiente, posee una estructura cúbica centrada en las caras. La estabilidad es tal que esta fase se mantiene hasta los 1400 °C, a partir de la cual, evoluciona a una segunda fase, que posee una estructura cúbica centrada (10).

El hecho de poseer una estructura del tipo cúbica hace que sus propiedades sean isotrópicas. Por lo tanto, presentará una resistencia a la irradiación muy buena, siendo muy superior a la que presenta el Uranio (10).

Es por esto que se suele utilizar el torio para mejorar la respuesta a la irradiación del Uranio. La solubilidad del Uranio en el torio es bastante baja, por lo que para lograr aleaciones con un contenido entre el 5 y 10 % de Uranio se emplea una estructura en dos fases (10).

La fase rica en uranio corresponde a una dispersión de cristales muy pequeños en una matriz rica en torio. Este tipo de aleación ha demostrado mejorar notablemente el deterioro por irradiación, tanto a temperaturas bajas como altas (10).

Propiedades mecánicas (10):

Propiedades mecánicas del torio recocido (media hasta 1400°C)	
Dureza (Vickers)	38-70
Resistencia a la tracción (psi)	35000 (60x10 ³ en laminado en frío)
Límite elástico (0.2%, psi)	28000
Módulo de elasticidad (106 psi)	10
Límite proporcional (psi)	22000
Relación de Poison	0.26

Tabla 7 Propiedades mecánicas del torio metálico.

Como se puede observar en general el torio presenta propiedades mecánicas ostensiblemente inferiores al uranio [Tabla 3][Tabla 7]. Se trata también de un metal semiplástico y muy dúctil.

Además, estas propiedades van disminuyendo conforme aumenta la temperatura, mientras que la dureza aumenta (10).

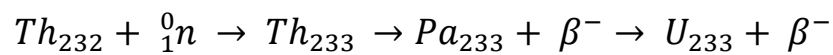
El torio, al igual que el uranio, es un metal muy apto para el mecanizado convencional, admitiendo forjado, extrusión, laminado tanto frío como caliente, afilado y estirado. A temperatura ambiente es semifrágil, pero a temperatura de 250 °C se vuelve bastante tenaz (10).

Para el mecanizado presenta características similares a las del acero suave (10).

En cuanto a corrosión, sus características son muy similares a las del uranio. Sufre un ataque importante por el aire y el agua, pero, al contrario que el uranio, parece resistir excelentemente el ataque del sodio libre de oxígeno hasta temperaturas de 600°C como mínimo, lo que lo hace interesante para reactores refrigerados por Sodio (10).

Cabe mencionar, a continuación, las propiedades del torio como combustible nuclear.

El torio sólo tiene un isótopo de manera natural, el Torio-232. Este isótopo tiene la característica de que es incapaz de fisionar con neutrones térmicos, al igual que ocurre con el Uranio-238. Ambos son materiales fértiles, que son aquellos isótopos que tienen tendencia a capturar neutrones para generar un nuevo isótopo que sea físil. Así la reacción que tiene lugar con el Torio-232 es la siguiente (10) (5):



Y obtenemos Uranio-233 que es un isótopo físil del uranio, cuya sección eficaz es la que se muestra en la figura inferior (12):

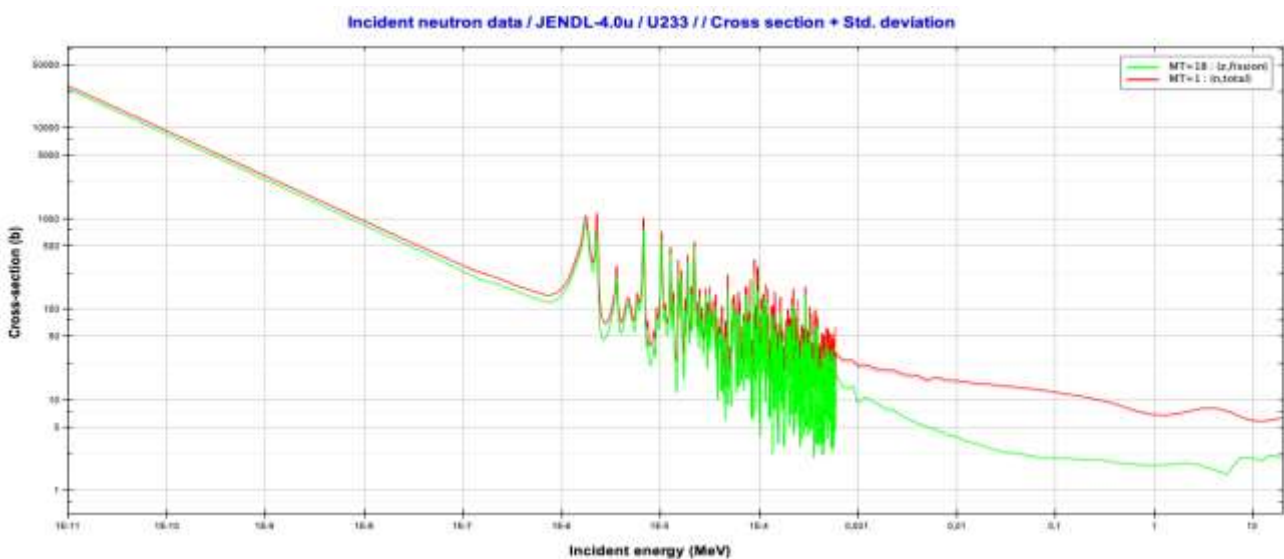


Figura 1-16. Sección eficaz total del Uranio-233. Sección eficaz en barnios (vertical) y energía incidente en MeV (horizontal).

Así, con una sección eficaz de fisión para 0.0253 eV (valor típico de neutrones térmicos) se obtiene una sección eficaz de 531.3015 barnios (12). Comparada con los 584.9773 b del U-235, la diferencia entre ambas es inferior al 10 %, con el extra añadido que se produce mucho más U-233 de manera continua. Esto es consecuencia del decaimiento beta desde Th-232. En cambio, el U-235 no se puede generar artificialmente en un reactor nuclear, puesto que jamás el U-238 decaerá hasta U-235 por pertenecer a diferentes familias radiactivas.

Esto provoca un hecho un tanto insólito, y es que el rendimiento de la producción de energía en un reactor por torio, teóricamente, comparado con el uranio (en base 100), tendría un rendimiento superior al 100 %, por lo que sería un reactor reproductor (10). Esto también se puede dar en los reactores de U-238 a través de la producción de Pu-239, aunque la producción de Pu-239 tiene otros inconvenientes que no tiene el U-233, como la proliferación.

Según la secuencia de decaimiento mostrada anteriormente, el Torio-233 decae en Protactinio-233. El tiempo de semidesintegración de este es de 21.83 minutos (12), lo cual es relativamente poco. Siguiendo con la cadena de desintegración, el Protactinio-233 decae en Uranio-233, el elemento deseado, en 29.975 días de semivida (12). Este semiperiodo de desintegración representa un problema. Y es que si tienes que esperar casi 30 días para poder fisiónar el Uranio-233 de manera sostenida, todo reactor térmico de torio sufrirá de un importante transitorio el primer mes de funcionamiento.

A esto se le suma también otro problema que tiene operar con torio en reactores térmicos, y es la cuestión que plantea de dónde vamos a sacar un flujo de neutrones suficiente para poder llegar al mes de funcionamiento y que se activen las dinámicas internas del Uranio-233.

Ambas cuestiones tienen una solución sencilla pero que provoca una severa debilidad al torio como combustible. Y es colocar una parte del combustible compuesto de uranio muy enriquecido. Así, el uso del torio como alternativa de combustible pasaría necesariamente por depender del uranio, aunque sólo sea en parte. Por lo tanto, en reactores térmicos sería imposible utilizar un combustible 100% compuesto de torio.

Aunque todavía no hay números claros, al menos no se han encontrado referencias concretas, la cantidad de uranio necesaria para alcanzar el régimen permanente con el Torio-233, después de varios periodos de semidesintegración del Protactinio-233, no sería una cantidad muy grande, muy probablemente inferior al 5% del combustible total del núcleo (10).

El motivo por el cual hay que esperar varios ciclos de semidesintegración se debe a que mientras se genera el protactinio, éste también va decayendo. Como los periodos de semidesintegración entre el Torio-233 y el Protactinio-233 son muy dispares, habrá un cierto retraso y cuello de botella en el protactinio, por lo tanto, hay que esperar varios ciclos de éste como para que el Uranio-233 sea lo suficientemente abundante y que las nuevas aportaciones de Uranio-233 no afecten a la reacción en cadena, por ser notablemente pequeñas en comparación a la cantidad total.

El Uranio-233 tiene una semivida de 159 200 años (12), por lo tanto, para el ciclo de operación de una central nuclear, no va a tener una incidencia remarcable la cantidad de átomos que decaigan del mismo.

Finalmente, una de las ventajas de este tipo de reactores de torio sería que, al depender de la generación de Uranio-233 en el seno del reactor, es más sencillo controlar la reacción y aumentar la seguridad del mismo.

El torio es un elemento también muy abundante en la naturaleza. Se estima que su abundancia relativa en la tierra es del orden de 6 ppm (36) notablemente superior al uranio, y, además, mucho más concentrado en forma de mineral.

El torio se puede encontrar principalmente en tres tipos de minerales (10) (20): monacita, torita y torianita. De estos tres sólo la monacita es ampliamente abundante, haciéndolo rentable.

Las características de estos tres minerales son las siguientes (10) (20):

<u>Principales minerales de torio</u>				
MINERAL	CLASIFICACIÓN QUÍMICA	FÓRMULA	CONTENIDO EN TORIO	CONTENIDO EN URANIO
Monacita	Fosfato de torio y tierras raras	(Ce, La, Th) PO ₄	1 – 15 % Th O ₂	0,1 - 1 % U ₃ O ₈
Torianita	Óxido de Torio y uranio	Th O ₂	máx. 90 % Th O ₂	máx. 33 % U ₃ O ₈
Torita	Silicato de torio y uranio	Th SiO ₄	máx. 80 % Th O ₂	máx. 25 % U ₃ O ₈

Tabla 8 Diferentes minerales que contienen torio.

Un aspecto que se destaca al observar la tabla es que, además del torio, hay una cantidad de uranio siempre asociada al mismo, que, además no es despreciable. Esto puede ser una enorme ventaja para el uso del torio, pues, si se requiere de uranio para la operación de un reactor térmico, se estaría obteniendo todo el combustible que se necesita de una misma fuente, con el ahorro que eso conlleva.

Además, analizando la monacita como mineral, se observa que posee también una cantidad importante de tierras raras, elementos muy poco abundantes, pero de enorme utilidad especialmente en tecnología. Por lo tanto, la minería del torio podría multiplicar varias veces la rentabilidad de la minería del uranio, aun añadiendo los costes de los procesos de separación y aprovechamiento de los otros elementos.

En cuanto al procedimiento para purificar el torio extraído, es exactamente igual al ya visto anteriormente del uranio utilizando nitratos (10), por lo que no hay que desarrollar tecnología nueva. Esto redundará en que los costes se mantienen en este aspecto al igual que en el uranio.

Cabe mencionar, que, si bien se utiliza el mismo método que con el uranio, hay una fase que no es igual: una etapa líquido-líquido donde el torio concentrado, en solución nítrica, es separado de las tierras raras que lo acompañan en multietapa utilizando fosfato de tributilo (10).

Una vez separadas las tierras raras se extrae el nitrato utilizando agua, precipitando el torio en forma de oxalato en una disolución acuosa, que posteriormente será calentado hasta obtener dióxido. Acto seguido, mediante tratamiento con fluoruro de hidrógeno, será convertido en tetrafluoruro de torio. Finalmente, para convertirlo en torio metálico, el fluoruro será reducido mediante calciotermia.

Cabe añadir a este proceso que debido a su enorme temperatura de fusión se introduce zinc en la última fase para formar una aleación con un punto de fusión relativamente más bajo. Este zinc es posteriormente eliminado por calentamiento en vacío.

También es importante resaltar que el torio no requiere enriquecimiento, por lo que permite ahorrar mucha energía.

Efectos sobre la salud:

En cuanto a efectos sobre la salud humana, el torio es un metal pesado, como el uranio. Presenta características muy similares a éste, como su dificultad para pasar al torrente sanguíneo o su prevalencia en prácticamente cualquier parte, ya que es como el uranio, extremadamente reactivo. Sin embargo, que en su cadena de desintegración esté el radón, muy radiactivo, provoca que, aunque el torio tenga una semivida muy alta, una vez que aparece el radón por desintegración, su capacidad para mutar los genes sea relativamente alta, por lo que se le considera un carcinógeno (36).

También se han observado problemas en el páncreas y el hígado por acumulación de éste. Y es que no hay que olvidar que se trata de un metal pesado, muy tóxico sólo por este hecho. Además, se han apreciado un aumento de cánceres en pacientes a los que les fue inyectado torio para su uso como Rayos X (36).

La ingesta de torio en cantidades elevadas se ha probado que es muy peligrosa provocando potentes envenenamientos en los experimentos llevados a cabo en animales y con consecuencias fatales.

En cuanto a su efecto potencial sobre la descendencia, no se sabe si el torio afecta a los gametos o a la fertilidad (36).

Contaminación:

En cuanto a la contaminación del torio, si bien aún no hay centrales nucleares operando con torio, al ser reactores de fisión y su extracción y transporte muy similar al del uranio, podemos afirmar con bastante seguridad que los efectos serán aproximadamente los mismos que con el uranio, con la excepción de los residuos, ya que, al tratarse de otro elemento, estos serán diferentes.

En cuanto a reservas de torio, podemos observar en la Figura 1-17 las reservas estimadas actualmente de torio disponibles (37).

Este dato es meramente orientativo, pues está enfocado en el mercado actual, y si el torio fuese empleado de manera generalizada en reactores de fisión nuclear, al aumentar la demanda, es muy probable que más actores internacionales buscarán nuevas y mayores reservas del material.

Es esperable, por lo tanto, que la cantidad disponible de torio aumentará. Si sus reservas ya son mucho mayores que las correspondientes al uranio, lo más probable es que esta cifra sea aún mayor.

Rango	País	Reservas (Toneladas)
1	India	963,000
2	Estados Unidos	440,000
3	Australia	300,000
4	Canadá	100,000
5	Sudáfrica	35,000
6	Brasil	16,000
7	Malasia	4,500

Figura 1-17 Principales reservas de torio estimadas por países.

Actualmente el precio del torio es irrelevante, ya que no es un material con un uso concreto. Por lo tanto, si comienza a utilizarse en centrales, es bastante probable que su precio aumente notablemente. Siendo sus procesos de producción similares a los del uranio, pero al estar acompañado de tierras raras y de uranio, por ser más abundante, y con el factor añadido de la competencia del uranio (que ya no monopolizará el consumo de las centrales), harán probablemente que su precio sea inferior al del uranio, aunque ambos bajarán notablemente respecto al precio actual del uranio debido al aumento de la oferta.

Cabe comentar, para finalizar, que en teoría el torio es tan energético como el uranio y el petróleo juntos (38) (asumiendo la misma masa en ambos), lo cual no hace sino sumar enteros a la utilización del torio como combustible para generar energía eléctrica.

Para finalizar este bloque, aquí se muestra una tabla con alguna de las características de los dos elementos para compararlos más directamente:

Característica	Torio	Uranio	Mejor material
Semivida	1.405x10 ¹⁰ años	4.553x10 ⁹ años	Torio
Estructura cristalina	Dos fases, cambio en 1400°C. Estructura cúbica centrada en las caras y centrada.	Tres fases, cambios a 665 y 770°C. Ortorrómbica, tetragonal y cúbica centrada	Torio
Conductividad térmica	54 W/ (m K)	27.6 W/ (m K)	Torio
Propiedades mecánicas	Tabla 7 Propiedades mecánicas del torio metálico.	Tabla 3 Propiedades mecánicas del uranio metálico.	Uranio
Abundancia	3.5 ppm Muy concentrado en vetas.	4 ppm Poco concentrado	Torio
Corrosión	Sufre mucha corrosión pero resiste el sodio hasta 600°C	Sufra mucha corrosión, no resiste al sodio en buenas condiciones	Torio
Temperatura de fusión	2023 K	1900 K	Torio
Temperatura de ebullición	5063 K	2334 K	Torio
¿Puede operar independientemente como combustible?	No	Sí	Uranio
Minería	Torio + Uranio + Tierras raras + Metales nobles	Uranio	Torio
Toxicidad	Relacionado directamente con el cáncer (radón) y extremadamente tóxico como metal pesado	Muy tóxico como metal pesado Y gas noble producto (radón)	Uranio
Contaminación	No se sabe a ciencia cierta, presumiblemente baja, muy similar a la del Uranio	Baja	¿Uranio?
Densidad (g/cm ³)	11.72	19.05	Uranio

Tabla 9 Comparación general de propiedades entre torio y uranio.

2 TECNOLOGÍAS EN REACTORES DE FISIÓN

2.1 Introducción

Para una central nuclear, el principal concepto a tener en cuenta es que se trata de una central térmica, esto es, un tipo de central de producción de energía que extrae la misma desde un foco caliente hasta un foco frío y el diferencial de temperaturas se corresponde con la energía máxima extraíble y el rendimiento máximo posible.

Este principio es básico en toda central térmica, desde solar hasta ciclo combinado. Lo que hace única a este tipo de centrales es que el foco caliente se genera mediante la fisión de elementos pesados en otros más ligeros, y con un defecto de masa del entorno del 0.1 % se consiguen energías inmensas. Esto ya se ha podido ver en el bloque anterior.

En la Figura 2-1 se puede apreciar en el esquema de una central de fisión de agua ligera (9) . El resto de centrales tendrán disposiciones similares:

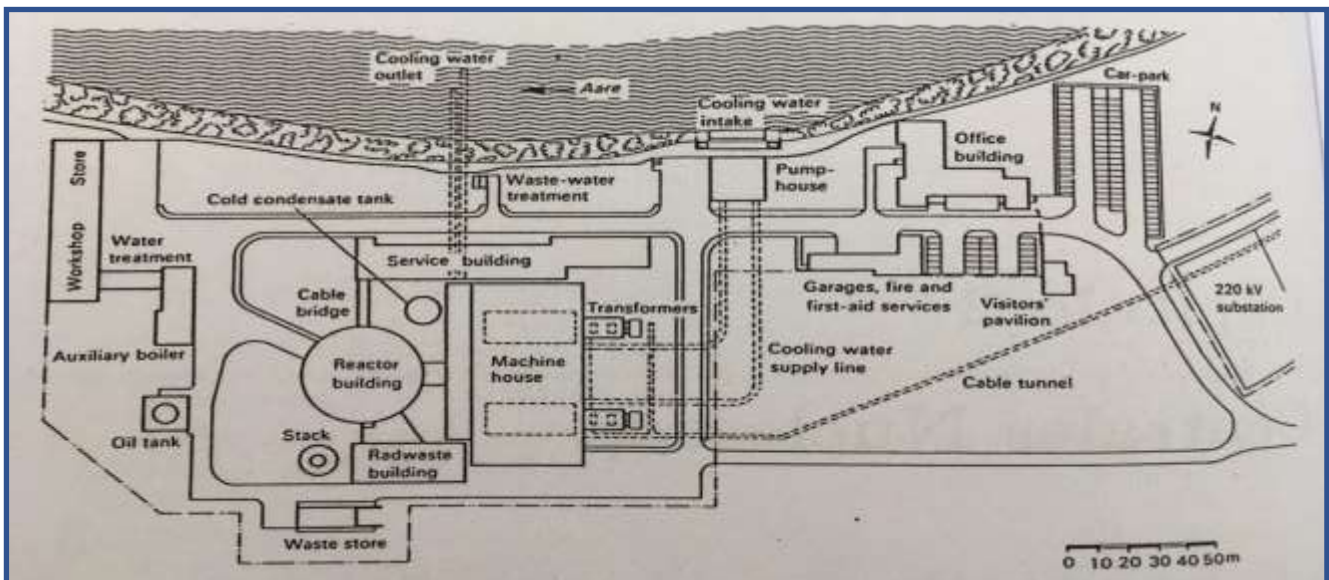


Figura 2-1 Implantación general de una central nuclear. (Concretamente la central de Mühlebera, Suiza, de tipo BWR)

Recorriendo una línea inversa, desde el producto final, energía eléctrica vertida a la red, hasta el mecanismo originario de la energía térmica (reactor), se distingue un parque eléctrico de alta tensión (estación de 220 kV). No hay nada excesivamente destacable de esta parte, ya que sus componentes son convencionales. Lo único reseñable es el tamaño de algunos de sus componentes, debido a la elevada potencia generada por la central.

El parque de alta tensión va alimentado directamente desde los alternadores de la central. Desde 1970 en adelante hay un único conjunto turbina-alternador por reactor, de potencias nominales superiores a más de 1000 MW por unidad (9).

Los componentes aquí también son convencionales, volviendo a remarcar su tamaño debido a la enorme potencia que manejan. Los datos típicos de estos suelen ser (9):

Alternador síncrono trifásico, 22 kV con aproximadamente 1220 MVA de potencia aparente total, con un factor de potencia superior a 0.9. La velocidad de giro en Europa es de 1500 r.p.m. (1800 en América). Refrigeración por hidrógeno a 3 atm para el rotor y de agua para el estator. Se aprecia que estas unidades están próximas al edificio del reactor, para maximizar la eficiencia de la evacuación de la energía y reducir pérdidas.

Por motivos de seguridad, agilizando la elasticidad de la respuesta ante contingencias derivadas de la posible desconexión del equipo eléctrico, se dispone de un *by-pass* de la turbina al condensador. Esto nos permitirá desacoplar las condiciones de trabajo del reactor respecto a anomalías de la red eléctrica exterior. Este habrá de producirse también de una manera que permita una respuesta segura del reactor y, además no más de cierto tiempo, para evitar problemas de refrigeración.

En cuanto a bombas, se desarrolla una compleja red de laberintos y estopadas diseñado para evitar posibles fugas de refrigerante, para evitar tanto la despresurización del circuito cómo la fuga de posibles elementos radioactivos perjudiciales.

Como regla, en las centrales siempre hay varios circuitos de bombas en paralelo, esto se debe a dos motivos: el primero, debido a que la potencia calorífica a extraer es enorme y se pueden llegar a requerir varios equipos; el segundo, tener varios equipos extra redundantes siempre mejora la fiabilidad y capacidad de respuesta desde el punto de vista de la seguridad. La disposición de las bombas varía según la tipología del reactor.

El elemento común a todas las centrales será el reactor nuclear, donde se llevan a cabo las reacciones requeridas para la producción de energía térmica. Es precisamente en este aspecto donde se va a centrar posteriormente este bloque, por lo que se entrará en profundidad más tarde.

En cuanto a los distintos tipos de reactores, hay diversas clasificaciones de los mismos, siendo las más habituales las clasificaciones dependientes del moderador y del refrigerante empleado en el reactor.

En este apartado se va a emplear este criterio llegando a la siguiente clasificación (9) (10) (20):

- Reactores moderados por agua ligera.
- Reactores moderados por agua pesada.
- Reactores refrigerados por líquido orgánico.
- Reactores sodio-grafito.
- Reactores refrigerados por gas.
- Reactores reproductores rápidos.
- Reactores de sales fundidas.

Posteriormente, se explicarán con más detalle las características principales de los reactores más empleados, así como una mención a los principales componentes utilizados en el reactor:

- Moderador.
- Refrigerante.
- Barras de control.
- Combustible.

De todos estos tipos de reactores, los únicos capaces de ser utilizados con Torio son los reactores reproductores rápidos y los reactores de sales fundidas.

Antes de profundizar sobre reactores, cabe mencionar el análisis termodinámico de las centrales térmicas. La importancia de este hecho radica en la naturaleza de la central térmica, esto es, transportar calor desde un foco caliente a un foco frío, y aprovechar la diferencia de calor intercambiado para producir energía útil en forma de trabajo.

El ciclo termodinámico utilizado en una central térmica que utilice como máquina térmica una turbina de vapor es el ciclo de Rankine, de manera general, que a su vez es un derivado del ciclo de Carnot.

El ciclo de Carnot es un ciclo termodinámico que, al igual que el ciclo de Rankine, aprovecha para trasladar energía calorífica de un foco caliente a uno frío (39). Esto, aplicado a una máquina térmica de Carnot, nos permitirá hacer un trabajo.

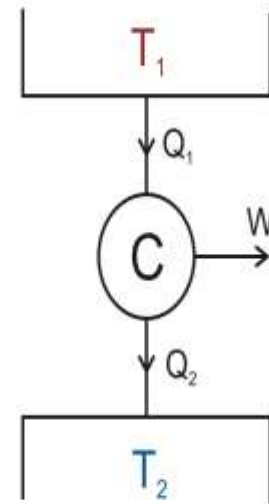


Figura 2-2 Esquema máquina de Carnot.

En la Figura 2-2 se puede apreciar el esquema básico de una máquina térmica de Carnot, siendo T_1 y T_2 las temperaturas de los focos caliente y frío respectivamente, y Q_1 y Q_2 los flujos de calor entre los focos y W el trabajo producido (39).

Lo ideal sería que el foco frío estuviera a 0 K, para maximizar el rendimiento de la máquina, que se expresa mediante la ecuación (39):

$$\eta = 1 - \frac{T_2}{T_1}$$

Ecuación 2-1 Rendimiento de una máquina de Carnot.

Como se puede observar, sería 1 (100 %) sólo en el supuesto de trabajar con el foco frío en el cero absoluto, lo cual de momento es imposible, por lo tanto, el rendimiento siempre será inferior a 1.

En cuanto al ciclo termodinámico, en la Figura 2-3 está el diagrama del ciclo de Carnot para un fluido condensable (39).

Se divide en cuatro fases:

- 4-1 Evaporación a altas presiones, $T^a = \text{cte.}$
- 1-2 Expansión adiabática y reversible hasta bajas presiones.
- 2-3 Condensación a baja presión, cediendo calor a $T^a \text{ cte.}$
- 3-4 Compresión adiabática y reversible hasta alta presión.

En el diagrama T-s se expresa la evolución de estos dos parámetros en condición ideal, pero en la realidad los procesos adiabáticos presentan transferencias de calor y las temperaturas no son constantes.

El ciclo de Carnot además presenta el problema del título de vapor. Este parámetro consiste en la cantidad de vapor que hay en el diagrama de fase. Esto se produce en la campana (observado en el diagrama anterior), donde hay una interfase líquido-gas.

El problema que presenta el título de vapor es que, en la fase 1-2, se disminuye la presión (adiabáticamente, en condiciones ideales) y es aquí donde toda máquina térmica extrae el trabajo, turbinando el fluido. Normalmente las turbinas son elementos muy robustos, pero a las altas presiones y velocidades alcanzadas dentro de las mismas, si aparecen elementos en estado líquido, su interacción con los álabes suele acabar destruyendo los mismos, lo cual huelga decir es un enorme problema.

Las mejoras que se le han realizado a este ciclo para su mejor aprovechamiento han llevado a su principal y más utilizado derivado, el ya mencionado ciclo de Rankine (40).

En la Figura 2-4 se aprecia el ciclo termodinámico T-s de Rankine, donde podemos ver las mejoras aplicadas para mejorar su rendimiento y solucionar los problemas relativos al título de vapor.

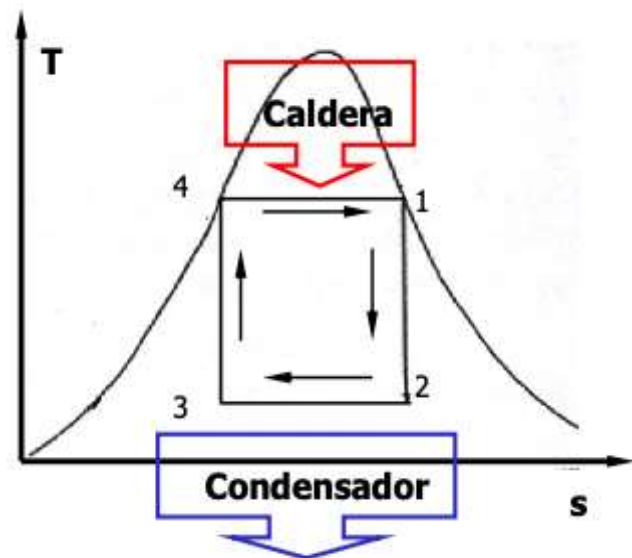


Figura 2-3 Esquema T-s para un ciclo de Carnot.

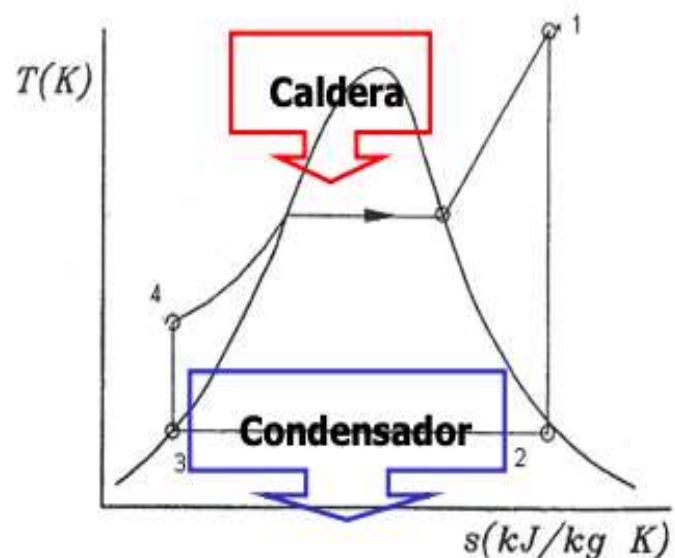


Figura 2-4 Esquema T-s para un ciclo de Rankine.

Los cambios realizados son:

- 4-1 La absorción de trabajo comienza con el líquido saturado, hasta alcanzar la categoría de vapor saturado a temperaturas mucho mayores que en el ciclo de Carnot.
- 1-2 La diferencia de temperaturas ahora es mucho mayor y además a la salida de la turbina el fluido se halla en forma de vapor saturado, por lo que no hay problema con el título de vapor.
- 2-3 El condensado se aplica desde el vapor saturado hasta que el fluido alcanza el grado de líquido saturado, es decir, pasamos de título 1 a 0, aumentando notablemente la cesión de calor en el foco frío.
- 3-4 El aumento de presión ahora se realiza con título de vapor 0, exclusivamente a un líquido saturado, aumentando la eficiencia y reduciendo daños al sistema de bombeo.

Estos cambios permiten una mejora muy notable del rendimiento, alcanzándose rendimientos del 35-45% como máximo en condiciones del foco frío de temperatura ambiente. En el caso de las centrales nucleares el rendimiento es muy inferior, del entorno del 30-33 % pero esto es debido a que se trabaja con vapor saturado en la admisión de la turbina (10).

Tipología de reactores

Como se ha mencionado antes, hay diversas categorías para clasificar a los reactores. Los esquemas más habituales son por moderadores, refrigeración o energía neutrónica empleada en el mismo.

El utilizar estos parámetros para clasificar las tipologías no es casualidad. Por ejemplo, en el caso de clasificar por los elementos moderadores obedece a la naturaleza misma de estos elementos. Su función es reducir los neutrones rápidos e intermedios a energías térmicas. Hay multitud de moderadores, que, basándonos en sus parámetros básicos, pues tendrán ventajas e inconvenientes, de ahí la amplia variedad para escoger y las distintas alternativas.

En el caso del circuito de refrigeración, su función no es otra que la de actuar como foco frío. Esto determina el rendimiento de la máquina térmica, por lo tanto, cuando más eficiente sea éste, mejor actuará el ciclo de Rankine. En este caso también tenemos múltiples alternativas que, además, se pueden hibridar sin problemas con los moderadores anteriores dando lugar a múltiples configuraciones de nuevo.

Finalmente, el parámetro más relevante, que es la energía de los neutrones. Según esta consideración podemos hablar de dos tipos de reactores:

- Térmicos, aquellos que trabajan fisionando partículas cuyos neutrones incidentes son de baja energía.
- Rápidos, que son aquellos que trabajan fisionando partículas que son impactadas por neutrones de alta energía.

Cabe destacar de estos dos, los últimos, que son los únicos tipos de reactores que no requieren de moderador (9) (10). Esto es evidente cuando lo que se pretende es maximizar aquellos que se encuentran a altas energías.

Como se ha comentado antes, sólo hay dos tipos de reactor que admiten la utilización de Torio. Esto es así porque el resto se han diseñado en exclusiva para el uso de Uranio (9) (10).

En el caso de los reactores reproductores rápidos, ya hay diseños comerciales en uso, aunque son muy poco utilizados, su principal función es la de producir Plutonio desde el Uranio-238 (9) (10). En cuanto a los reactores de sales fundidas, con combustible líquido, su diseño es todavía experimental, encuadrado en los llamados reactores de IV generación (41).

Cabe mencionar que los reactores también han sido clasificados en generaciones, según el desarrollo tecnológico que han presentado:

- La I Generación corresponde a los primeros reactores de fisión, años 40-50, que ya están todos en desuso (20).
- La II Generación corresponde a los primeros reactores comerciales con capacidad plena. Aún siguen operativos, aunque paulatinamente están siendo sustituidos por los de III generación.
- La III Generación, vigente actualmente, supone una mejora notable de los reactores de II generación en cuanto a seguridad, aprendiendo de errores pasados (20).
- Finalmente están en desarrollo los reactores de IV generación, que prometen ser una revolución debido a que mejorarán su rendimiento de combustible enormemente (41).

Podemos hacernos una idea de lo diferentes que pueden ser las distintas tecnologías con la Tabla 10 que expresa algunos parámetros de distintos tipos de reactor (10):

Reactor	Condiciones enfriadoras primarias		Condiciones del vapor		Rendimiento del ciclo (Porcentaje)		(Kw/litro) Densidad de potencia del núcleo		Material combustible		Exposición del combustible promedio (Mw día/ton)	
	Corriente	Potencial	Corriente	Potencial	Corriente	Potencial	Corriente	Potencial	Corriente	Potencial	Corriente	Potencial
Agua a presión	2000 psia. Subenfriado	2000 psia. Hirviendo	600 psia (nat.)	1000 psia (nat.)	28	30	55	80	UO ₂	UO ₂	13 000	19 000
Agua hirviendo	1000 psia (Sat.) ciclo doble	1400 psia (Sat.) ciclo directo	1000 psia (nat.)	1400 psia (nat.)	29	30	30	50	UO ₂	UO ₂	11 000	19 000
Sobrecalentamiento		1400 psia 1000°F		1400 psia 1000°F		36		50		UO ₂		19 000
Enfriamiento orgánico	120 psia 575°F	300 psia 725°F	600 psia 550°F	1000 psia 700°F	29	34	20	44	U-34% Mo	UO ₂	4500	19 000
Sodio-grafito	30 psia 900°F	30 psia 950°F	800 psia 850°F	2400 psia 1000°F	34	41	5	8	U-10% Mo	UC	11 000	19 000
Reproductor rápido	30 psia 900°F	30 psia 900°F	800 psia 850°F	800 psia 850°F	34	34	850	850	U-10% Mo	PuO ₂	11 w/o	50 000
Agua pesada	750 psia Subenfriado	800 psia Hirviendo ciclo directo	150 psia (nat.)	170 psia (nat.)	23	26	26	35	Nat U		3950	7000
Refrigerado por gas (Uranio natural)			500 psia 650°F		34			0,75	Nat U		3000	
Refrigerado por gas (combustible enriquecido)	300 psia 1050°F	400 psia 1200°F	850 psia 950°F	950 psia 950°F	33	33	0,75	1,28	UO ₂	UO ₂	10 000	18 000

Tabla 10 Algunas propiedades de distintos tipos de reactores.

Actualmente los más empleados, son los reactores moderados por agua ligera, moderados por agua pesada y refrigerados por gas. También analizaremos los reactores rápidos y de combustible líquido, ya que los primeros están en uso y los segundos tienen un gran futuro. Además, ambos son los dos tipos que posiblemente sean más proclives a utilizar torio como combustible.

2.2 Reactores moderados por agua ligera.

Para esta tipología de reactor, el componente diferencial es que el moderador empleado siempre es el agua ligera (H_2O) (9) (10).

Teniendo en cuenta esto, hay dos grandes tipos de reactores:

- Reactor de agua a presión.
- Reactor de agua en ebullición.

Siendo los reactores más usados en el mundo, eso plantea la cuestión de por qué son tan utilizados. La respuesta está en las propiedades del agua. El agua ligera es un material muy abundante y barato. Además, se puede utilizar simultáneamente como moderador y refrigerante, con lo cual su cometido es doble. Su poder moderante es de 1.28 mientras que su relación de moderación es de 58 (10).

Siendo el poder moderante la capacidad para reducir la energía de los neutrones en la cantidad más pequeña de colisiones multiplicado por la probabilidad de producir colisiones (sección eficaz macroscópica de dispersión), este valor no es en sí mismo muy descriptivo, pero es indicativo de que el material puede tener buenas propiedades como moderador.

Si además dividimos el coeficiente del poder de moderación por la sección eficaz macroscópica de captura, se obtiene la llamada relación de moderación, que sí es un indicativo fiable de la calidad de un moderador.

El agua ligera a pesar de su elevado poder de moderación tiene una relación de moderación baja, esto se debe a su elevada sección eficaz macroscópica de captura: 0.0022 cm^{-1} (10) Esto supone un problema, ya que un sistema moderado por agua ligera no puede alcanzar la condición de criticidad con uranio natural (9) (10), salvo que se añada uranio enriquecido.

En cuanto a las propiedades de refrigeración del agua, son excelentes debido a su alto calor específico, su densidad y su viscosidad, que la hacen idónea para bombear a través de tuberías.

Su principal problema termodinámico radica en su baja temperatura de ebullición, la cual para trabajar a sistemas de altas temperaturas representa un auténtico problema, por lo que es necesario aumentar mucho la presión para evitar la ebullición.

Otro aspecto a destacar es la descomposición por irradiación del agua, en todas sus formas isotópicas disponibles. La descomposición no es directa por el impacto de neutrones térmicos, pero sí es posible que estos transmitan una cantidad importante de energía a los protones y al retroceder emitan una emisión gamma de hasta 2.21 MeV que puede desintegrar la molécula. Esto conlleva la producción de hidrógeno y peróxido de hidrógeno (10).

La acumulación de estos gases puede resultar un problema, pero mediante catalizadores se pueden volver a recombinar. El nivel de impurezas del agua determinará la cantidad de hidrógeno y peróxido que no reaccionarán recombinándose, por eso es necesario un nivel altísimo de pureza del agua a utilizar.

Reactor de agua a presión (PWR).

Para este tipo de reactor específico, la característica básica es que el agua, que actúa como refrigerante y moderador del reactor, permanece líquida a su paso por el núcleo del reactor. Esto, consecuentemente, lleva a que la producción de vapor sea en otro elemento del circuito, que habrá de estar consecuentemente a menor presión: el generador de vapor.

Para que esto sea posible habría que diseñar dos circuitos de presión de agua, uno, el primario, con la condición antes mencionada, y el otro, secundario, el cual obtendrá el calor en un intercambiador de calor que corresponderá al foco frío del primario y al foco caliente del secundario.

Así, el agua enfriada del primario, retorna al reactor y se repite el ciclo. Cabe señalar que este circuito primario habrá de estar presurizado a enorme presión (155-160 bar), para conseguir mantener el agua líquida en todo momento.

En el circuito secundario se aplica al circuito termodinámico de Rankine ya explicado. Para esto, el agua parte del foco caliente (generador de vapor), donde debido a la adición de calor entra en ebullición. Desde ahí se traslada hacia la turbina donde todo este vapor de agua a alta presión (65-70 bar) y temperaturas es turbinado (reduciéndose la presión y su temperatura) obteniendo energía mecánica que será convertida en electricidad mediante un generador solidario al eje de la turbina.

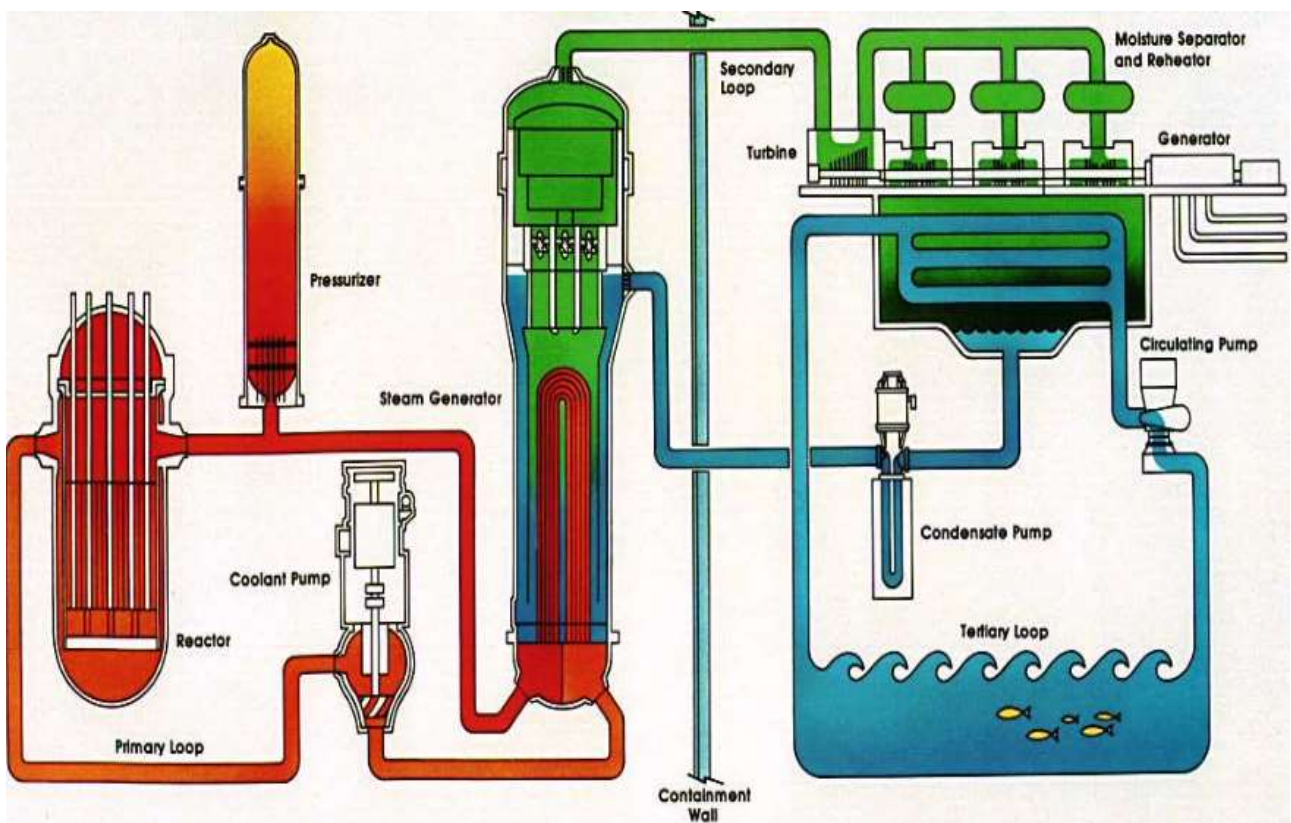


Figura 2-5 Esquema representativo de un reactor de agua a presión.

El núcleo del reactor se halla insertado en una vasija de acero, con 0.5 metros de grosor (9) que tiene una tapa embreada a la vasija que permite ser retirada para recargar el mismo.

El combustible se halla en el inferior del espacio hueco en la vasija (9), permitiendo en la parte superior encontrarse los elementos guía de las barras de control, las cuales se hallarán parcialmente fuera del combustible durante el funcionamiento en régimen permanente del reactor.

Es importante remarcar que el refrigerante entrará y saldrá de la vasija por las bocas conectadas a las ramas fría y caliente del circuito primario. En el caso de la entrada del refrigerante, este será reconducido hacia la parte inferior de la vasija para atravesar el núcleo en dirección ascendente procediendo a la refrigeración de las mismas y saldrá por la parte superior hacia el circuito caliente primario.

El combustible, como norma general, va encapsulado en vainas de una aleación de zirconio (9) (10) aunque también pueden emplearse otros materiales como acero al carbono en otros reactores que no sean de agua ligera. (10).

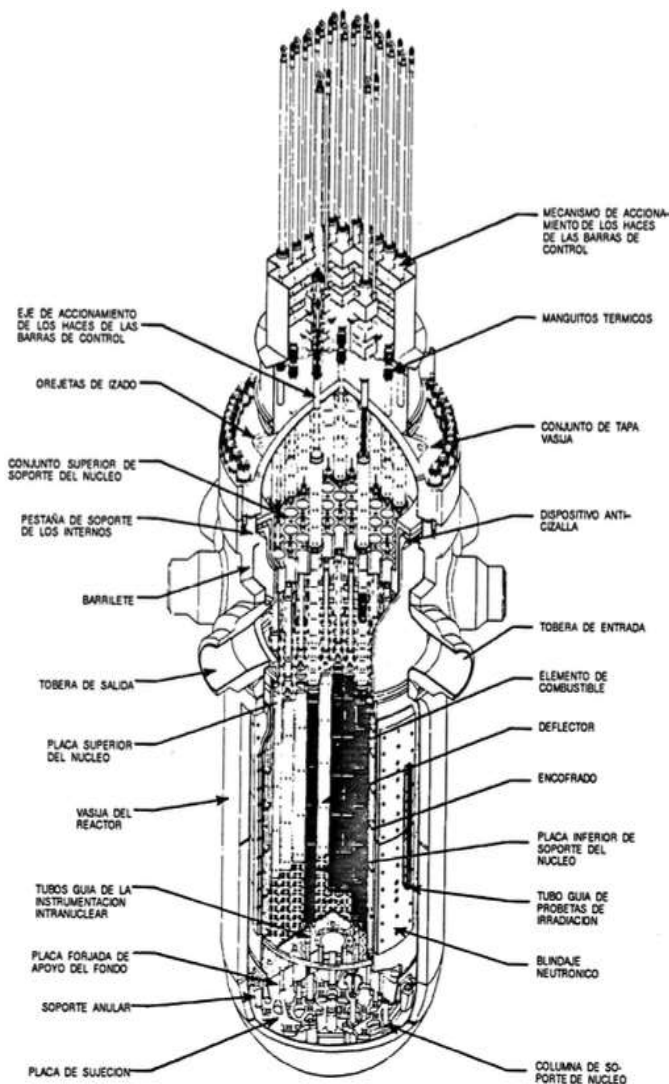


Figura 2-7 Esquema de los componentes de la vasija del reactor.

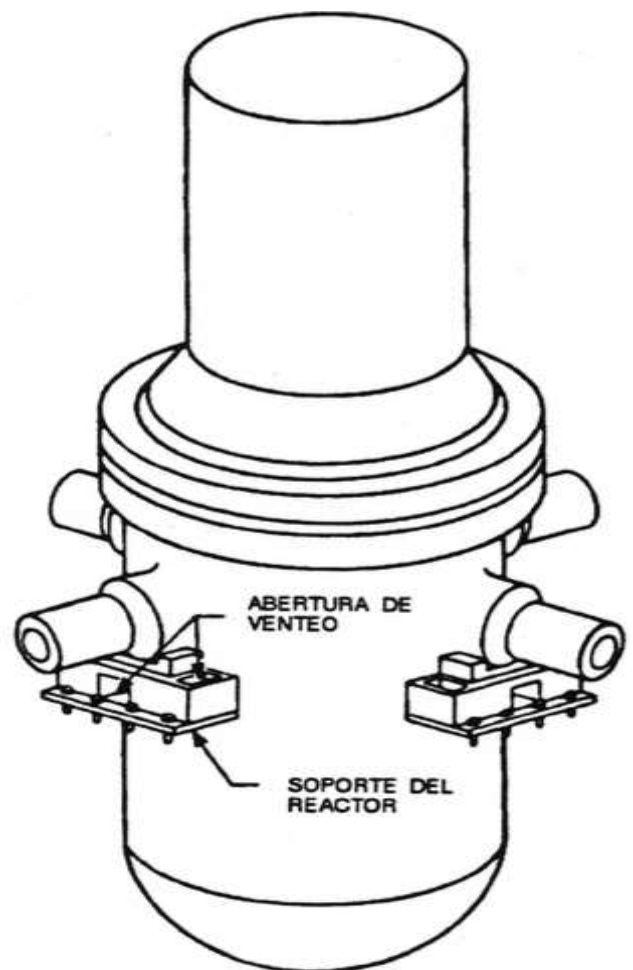


Figura 2-6 Vasija del reactor de agua a presión.

El combustible utilizado para este tipo de reactores es dióxido de uranio, enriquecido entre el 1 y 4 % (9) (10), fabricado en forma de pastillas, las cuales presentan unas dimensiones de 1 cm de diámetro y 1 cm de altura cada una aproximadamente (9) (42). Se apilan en el interior de la vaina que las estabiliza presionando con un muelle instalado en el tapón de la vaina mientras simultáneamente se presuriza ligeramente el interior de la misma con un gas inerte (He) que mejora la transferencia de energía entre el combustible y la vaina.

Las vainas tienen un diámetro de 1 cm con aproximadamente cuatro metros de altura (9), que se colocan en forma de agregado cuadrangular, de 21 cm de lado y 4 m de altura (9). Existe también una serie de rejillas que permiten la colocación de las vainas correctamente y evita desplazamientos.

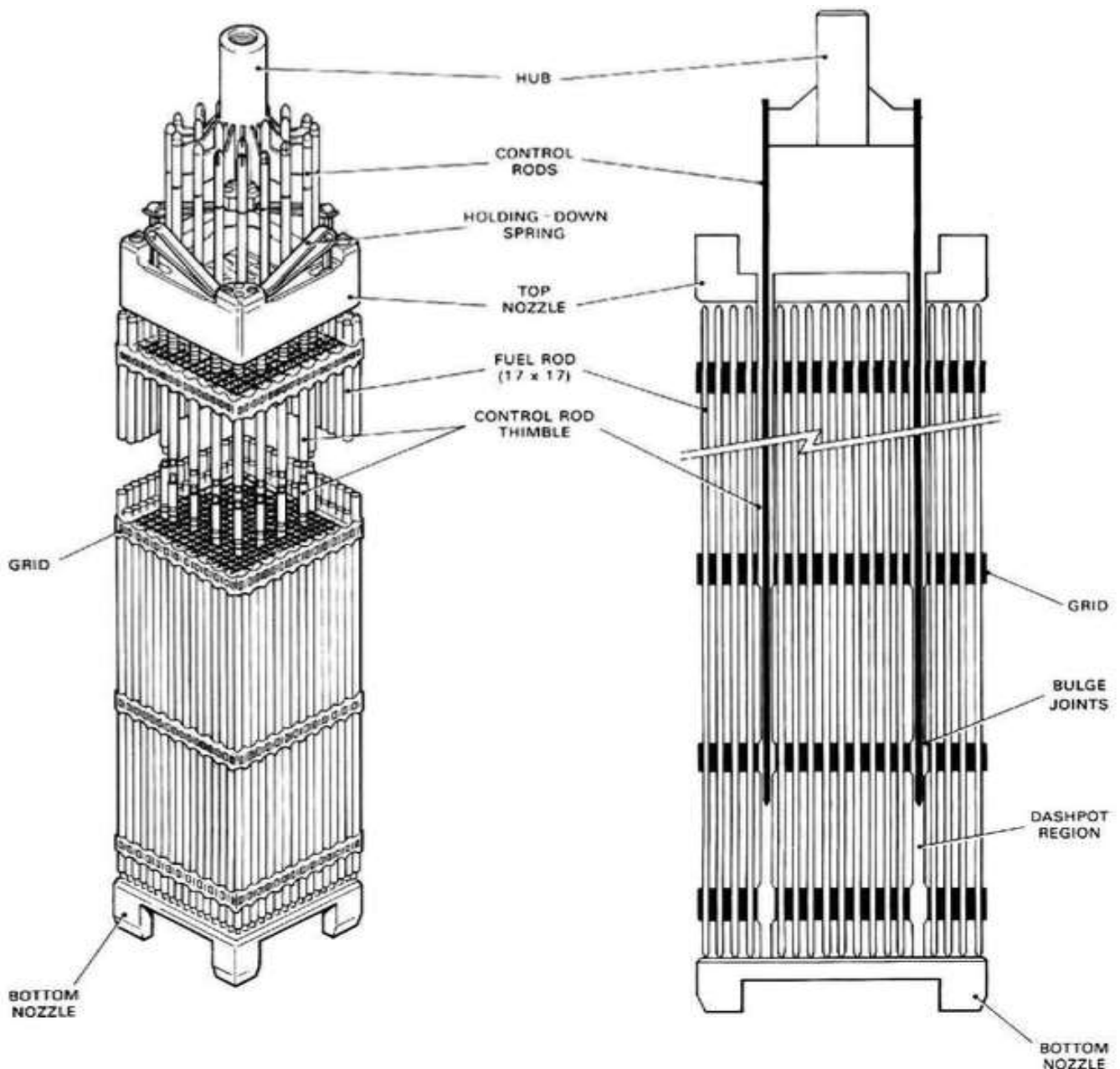


Figura 2-8 Disposición de las barras de combustible y control en el reactor de agua a presión.

Reactor de agua en ebullición (BWR).

Este tipo de reactor está diseñado para que el agua cambie de fase en el reactor, esto es, se produzca la ebullición del refrigerante y moderador a su paso por el núcleo (9).

Podríamos considerar este tipo de reactor como el más próximo a los reactores clásicos térmicos, ya que el reactor es el propio generador de vapor, como ocurre en una caldera de combustión.

Suele haber bastante controversia sobre qué tipo de reactor es mejor, si agua a presión o ebullición. Si bien los reactores a presión tienen un circuito primario estanco que evita o reduce enormemente la posibilidad de fugas de radiación, llegando a incluso a eyectarse al exterior en caso de gases no condensables, para los reactores de agua ebullición, también es cierto que al no disponer de un circuito intermedio entre el reactor y la turbina permite al reactor de ebullición gestionar la demanda del turboalternador con mayor flexibilidad (9).

Debido a la peculiaridad del diseño, los componentes del reactor en el ciclo de refrigeración son muy similares a los componentes de una central térmica, exceptuando que la vasija del reactor está dispuesta en una configuración para optimizar la refrigeración.

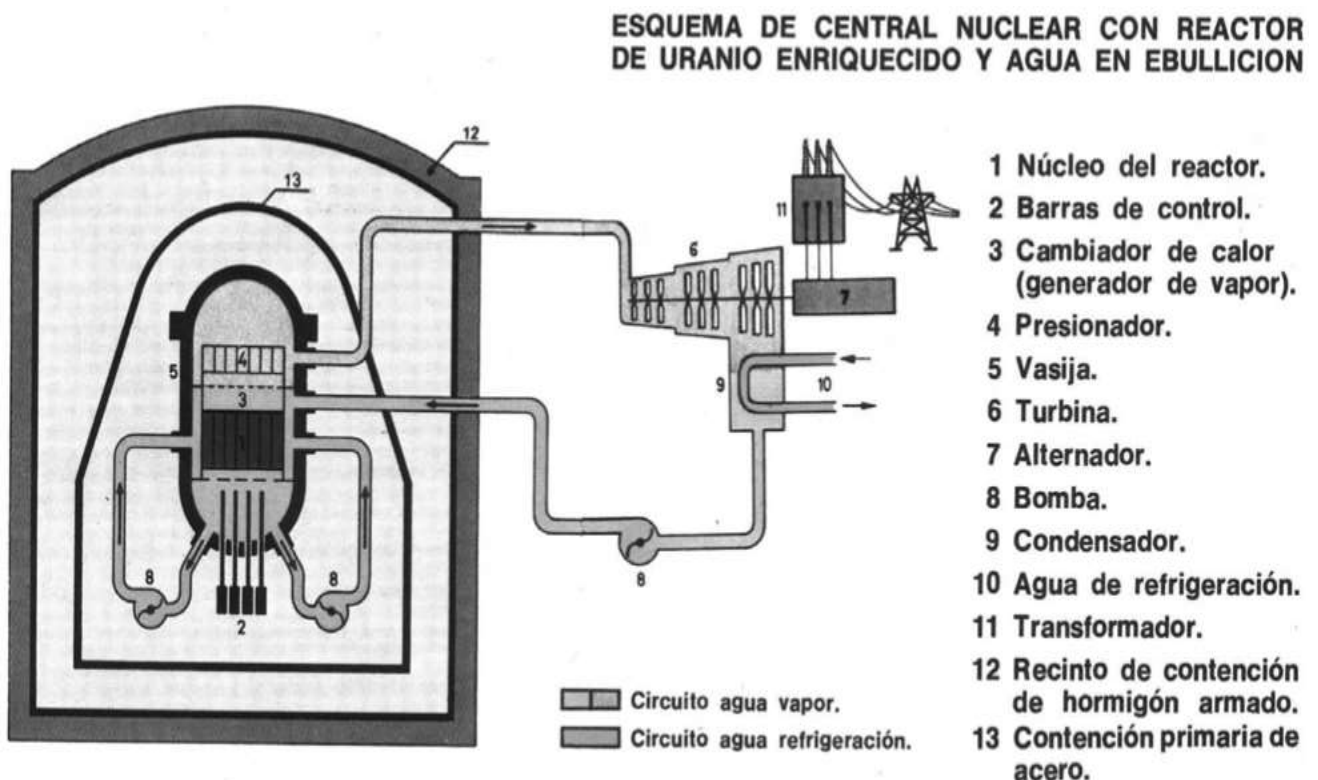


Figura 2-9 Esquema representativo de una central de agua en ebullición.

Vasija del reactor y componentes internos.

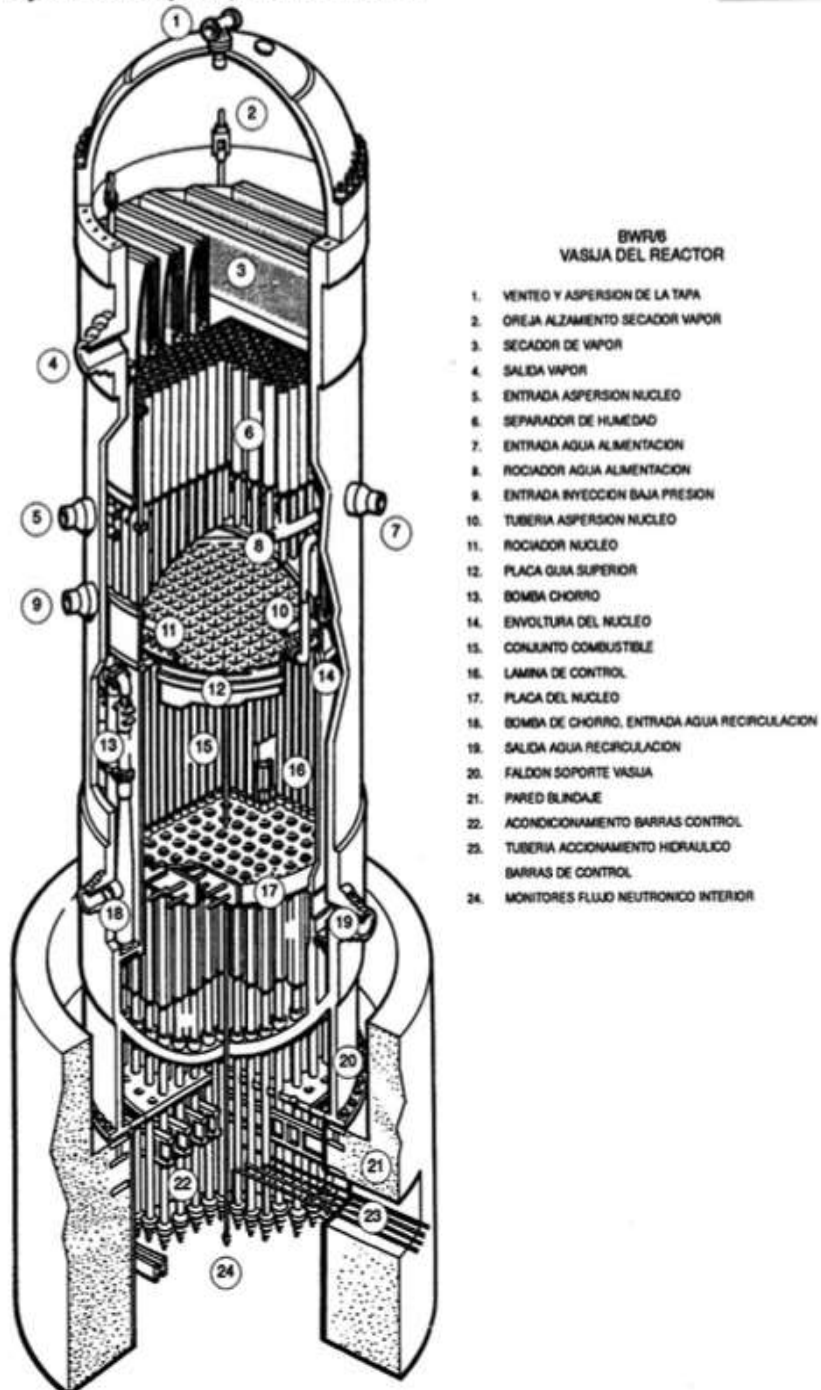


Figura 2-10 Esquema de los componentes del reactor de agua en ebullición.

En la vasija del reactor además existe recirculación de agua líquida, hacia la parte anular de la misma, que se mezcla con el agua procedente del condensado del circuito de refrigeración, y el total es succionado hacia la parte inferior de la vasija para acabar ascendiendo para refrigerarlo, entrando finalmente en ebullición para generar el vapor.

No hay una ebullición completa. De hecho, sólo el 13 % del agua pasa a estado gaseoso (9), la restante es recirculada. Las condiciones son regulables según las necesidades mediante variaciones en las bombas de recirculación del reactor, pudiendo cambiar el flujo de agua que refrigera el núcleo.

El combustible en este tipo de reactor también es dióxido de uranio y va envainado también en una aleación de zirconio (9) (10).

Las dimensiones de los componentes del reactor son muy similares a las del reactor de agua a presión excepto por la altura activa, que es unos 20 cm superior, y las vainas de combustibles, que se agrupan en bloques más pequeños de 13 x 13 cm. Si en el modelo de agua a presión el número de varillas oscila en torno a 200 (configuración de 14 x 14, 16 x 16 por elemento), en los reactores de ebullición se utilizan unas configuraciones de 6 x 6, 8 x 8 e incluso actualmente, de más (9).

Las barras de control, al inverso que, en el reactor a presión, penetran en la vasija desde abajo.

Los periodos de recarga de los dos tipos de reactores oscilan entre 12 y 24 meses (9).

2.3 Reactores de agua pesada

Estos reactores siguen el mismo concepto que los reactores de agua a presión, pero incorporan distintas variaciones en cuanto a configuración del reactor y circuito primario distintas de éste (9).

Al igual que los reactores PWR (Reactores de agua a presión) disponen de intercambiadores de calor en los cuales el mismo es trasladado del circuito primario al secundario en el cual se genera el vapor para el ciclo Rankine.

A diferencia del circuito del PWR, en este tipo de reactor, el circuito primario consta de un reactor contenido en un recipiente de gran volumen denominado calandria por el cual cruzan los canales donde se aloja el combustible.

Estos canales también van refrigerados con agua pesada inmisible con el agua pesada que actúa como moderador ya que mientras la primera tiene la función de refrigerar el agua del circuito interno tienen la función de moderar.

El agua pesada es mucho mejor moderador que el agua ligera, a pesar de tener un poder moderante inferior, de 0.18 (comparado con 1.28 del agua ligera), su relación de moderación es de 21000, la cual es 362 veces superior a la del agua (10).

Esto se debe a que la sección eficaz de absorción macroscópica del agua pesada es $8.5 \times 10^{-5} \text{ cm}^{-1}$, lo cual hace muy improbable la posibilidad de capturar neutrones (10).

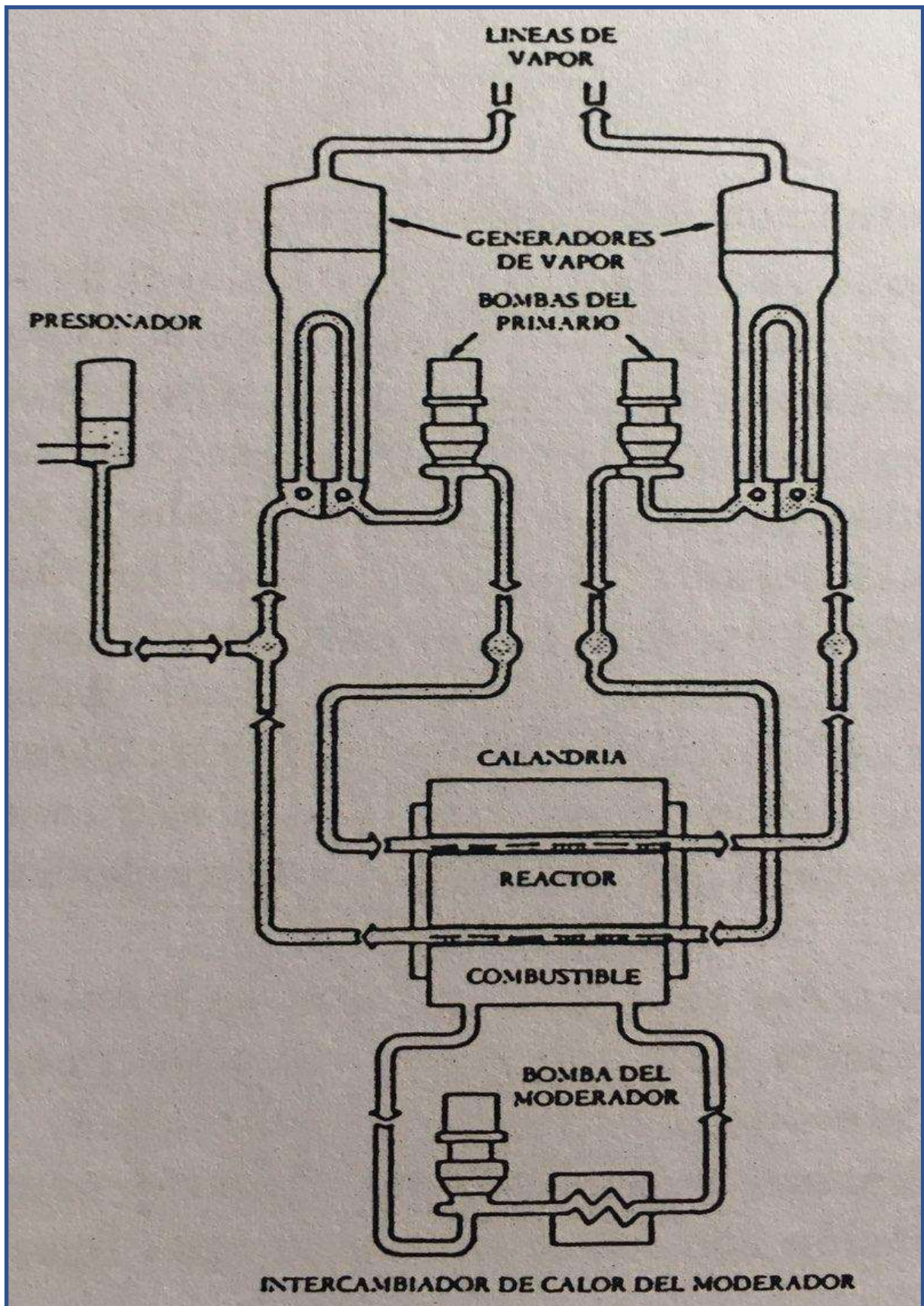


Figura 2-11 Esquema representativo de un reactor moderado por agua pesada.

El combustible aquí también se agrega en varillas de dióxido de uranio envainadas, pero en vez de adquirir forma prismática, adquieren una forma cilíndrica como bien se puede apreciar en la figura inferior. (9) (42).

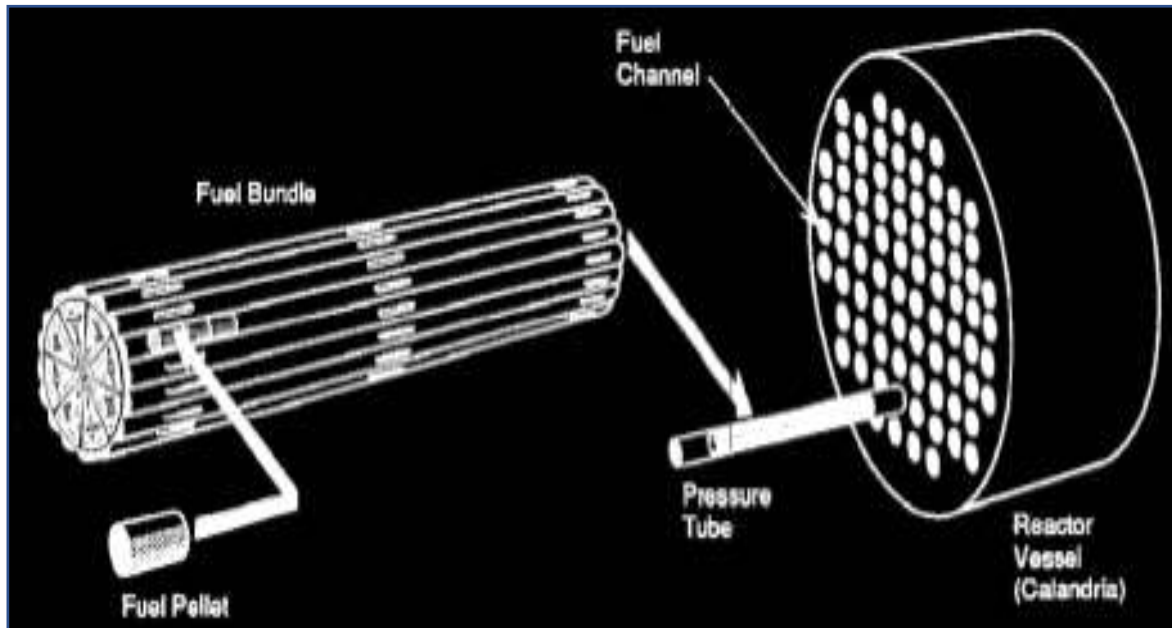


Figura 2-12 Disposición del combustible en la calandria.

Este reactor tiene la capacidad de disponer de una recarga de combustible en modo continuo, de tal modo que los elementos del combustible entran y salen por los canales dispuestos en la imagen inferior. (42).

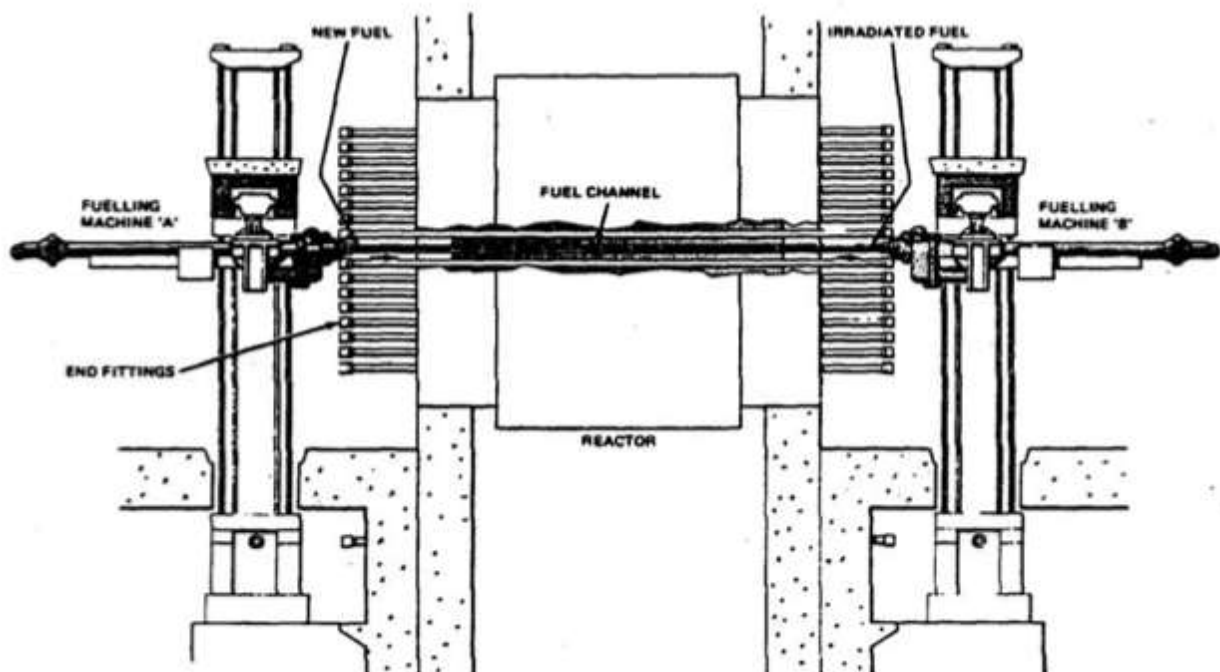


Figura 2-13 Mecanismo para el reabastecimiento de combustible.

Este tipo de reactor posee un mecanismo de barras de control, fabricadas con cadmio y acero (43), que se encuentran de manera general en el centro del núcleo absorbiendo neutrones para controlar el flujo neutrónico. Esto se hace ajustando su posición de tal manera que cuanto más centrada esté más neutrones capturaré (42).

Debido a su enorme capacidad de moderación, son de los pocos reactores que podrían ser alimentados con uranio natural, sin necesidad de enriquecerlo en U-235, pero suelen estar ligeramente enriquecidos al 1 % para mejorar las prestaciones, que son, ya de por sí, muy buenas (9) (42).

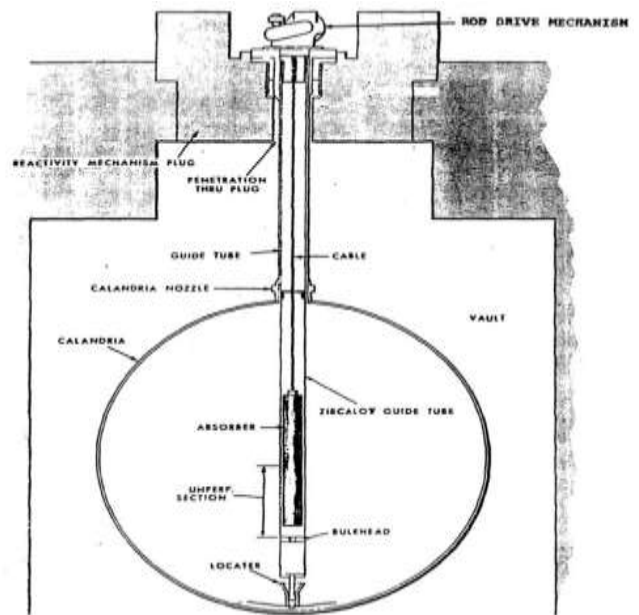


Figura 2-14 Mecanismo de barras de control.

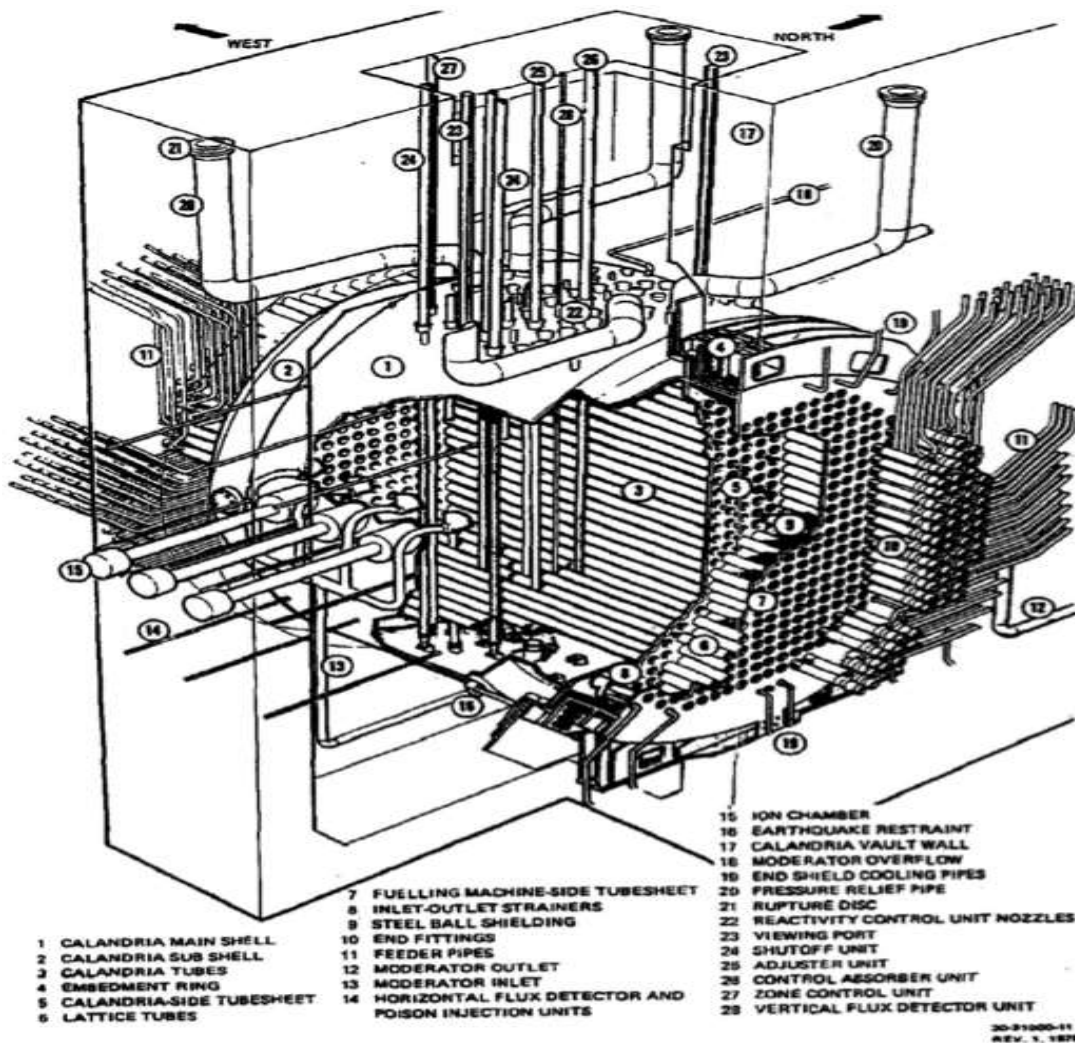


Figura 2-15 Disposición general del reactor de agua pesada CANDU.

2.4 Reactor grafito-gas

Este tipo de reactores, actualmente en franco desuso, fueron los primeros existentes comercialmente hablando: los más utilizados en la I generación y comienzos de la segunda.

Este tipo de reactores son notablemente diferentes a los anteriores presentados, donde por regla general el moderador actúa como refrigerante también. En este caso, el moderador, que se encuentra en estado sólido, es grafito (carbono) y el refrigerante en estado gaseoso, es CO₂ (9).

El uso del grafito como moderador se debe principalmente a lo sencillo que es adquirirlo en estado puro y lo barato que resulta. Sus propiedades son considerablemente peores que las del agua pesada o el berilio, pero esto es compensado por su precio.

Además, posee buenas propiedades mecánicas y térmicas, pero a altas temperaturas resulta muy reactivo con el vapor de agua, con metales y óxidos formando carburos (10), siendo esta su principal desventaja. Además, debido a sus pobres capacidades moderadoras (aunque mejores que las del agua ligera), se hace necesario una gran cantidad que repercutirá en un gran volumen, haciendo este tipo de reactores mucho más voluminosos que los moderados por agua ligera (9).

Las principales características del grafito son las siguientes (10) (43):

Propiedad	Valor
Temperatura fusión	No tiene, sublima a 3650 °C
Densidad (para reactores)	1.6-1.7 g/cm ³
Coefficiente dilatación (por °C)	1.4x10 ⁻⁶ (Longitudinal) 2.7x10 ⁻⁶ (Transversal)
Conductividad térmica (cal/s)	0.41 (L.) 0.31 (T.)
Resistencia a la tracción (psi)	2000 (L.) 700 (T.)
Resistencia a la flexión (psi)	2100 (ambos)
Resistencia a la compresión (psi)	6000 (ambos)
Módulo elasticidad (psi)	1.5x10 ⁶ (L.) 1.1x10 ⁶ (T.)
Poder moderante	0.065
Sección eficaz macroscópica absorción (cm ⁻¹)	0.00032
Relación de moderación	200

Tabla 11 Propiedades del grafito.

Y como se puede ver, su relación de moderación es mucho mejor que la del agua ligera, en una relación de 3.45.

El refrigerante es el dióxido de carbono. La elección de este material para refrigerar el reactor no es tampoco casual, y se debe a que el CO_2 es un material con excelentes propiedades químicas, que apenas interactúa con otros elementos. Por lo tanto, la preocupación por el material escogido en el reactor es muy baja. Al ser un gas, su sección eficaz es despreciable, con lo cual será invisible para los neutrones. Por último, debido a la configuración del reactor, su gran volumen hace que el combustible ocupe poco espacio y el refrigerante gaseoso es la mejor opción (9) (43).

La disposición de este reactor es la siguiente: se coloca el reactor en un gran edificio, con grandes turboventiladores para mover el CO_2 y controlar el caudal del mismo. Éste será el que consideraremos circuito primario, ya que el ciclo del CO_2 es completamente cerrado. El foco frío de este circuito corresponde a un intercambiador de calor, que está alimentando en un circuito secundario con agua. Este circuito secundario será el encargado de realizar el ciclo de Rankine como el resto.

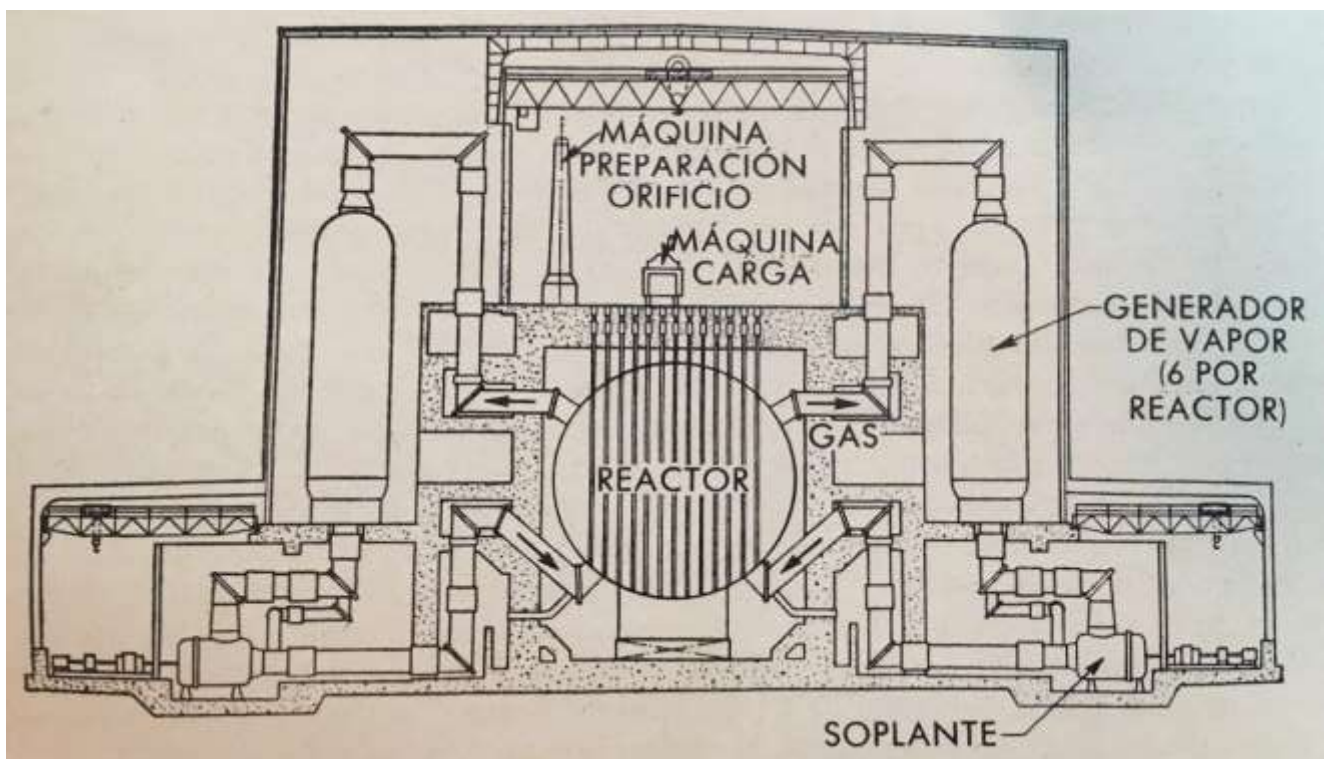


Tabla 12 Disposición general de un reactor de grafito-gas.

Este tipo de reactor es, conjuntamente con el reactor de agua pesada, otro tipo de reactor que podría ser alimentado sin problemas con uranio natural, sin necesidad de enriquecerlo (9) (10). Además, las disposiciones que este admite son dobles, tanto uranio metálico como dióxido de uranio, haciéndolo muy flexible en este aspecto.

El combustible va envainado en una aleación de Zirconio y en una disposición cilíndrica con un hueco dentro para permitir la refrigeración tanto por fuera como por dentro del mismo. Éste se fabrica en módulos de 60 cm de altura aproximadamente, apilables, siendo ésta la estructura fundamental del reactor (9) (10).

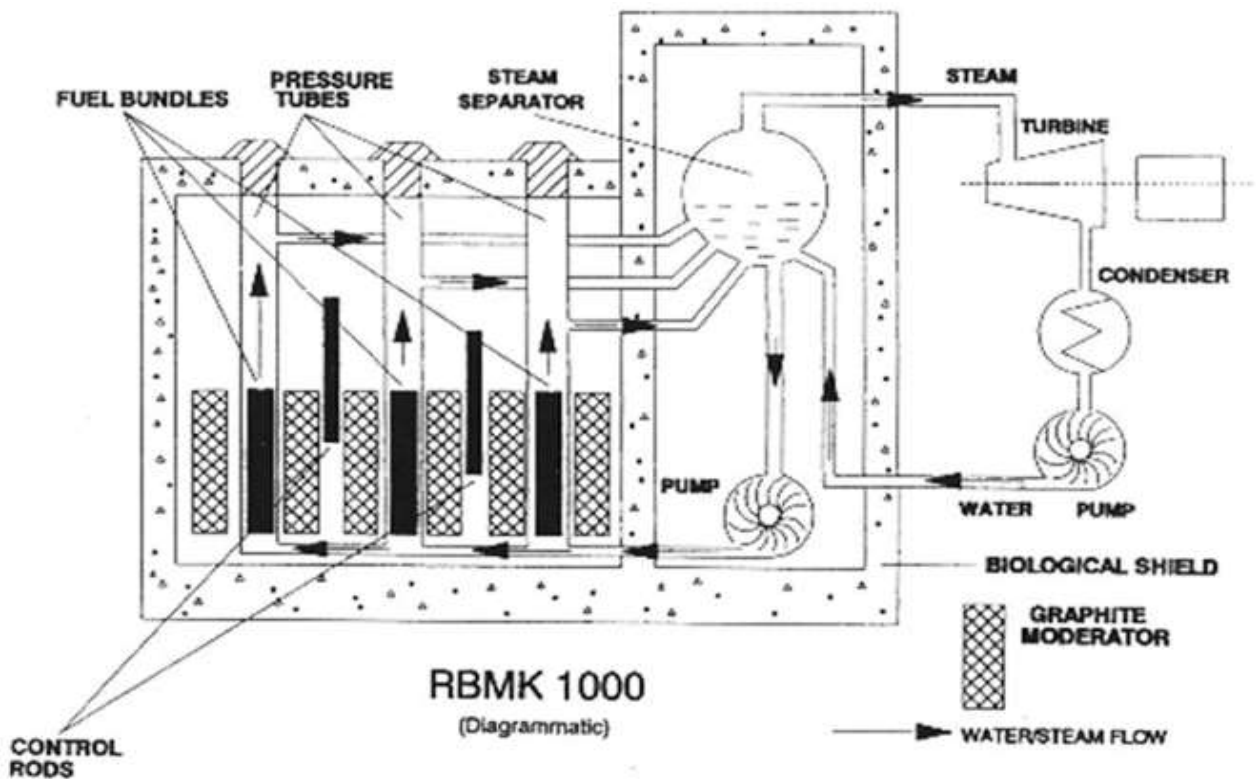


Figura 2-16 Esquema representativo de un reactor RBMK.

La disposición del reactor es la que se aprecia arriba (44), donde los bloques de grafito que actúan como moderadores son colocados en disposición horizontal dejando huecos entre ellos donde se colocará el combustible (10) (43).

El combustible, como se puede apreciar, se recarga desde arriba, con un sencillo mecanismo que consiste en una tapa que controla los huecos que se retira, para poder sacar el combustible y recargar. Esto se puede hacer de manera continua evitando que la central tenga que detener su producción de energía para recargar, como sí pasa en los reactores de agua ligera (43) (10).

Cabe añadir la última peculiaridad de este tipo de reactor, y es que el propio grafito que modera actúa como barras de control. Al igual que el combustible está colocado en columnas donde se desplaza en horizontal (parte del grafito utilizado para moderar tiene también esta disposición), y actúa como barras de control, como actuarían en otros tipos de reactores.

Como curiosidad, el reactor de tecnología RBMK, de grafito refrigerado por agua ligera, presenta ciertas similitudes con los reactores de grafito-gas. La central comercial más célebre fue la situada en la entonces RSS de Ucrania, la localidad de Pripyat, Chernobyl (44). Esta tecnología cayó en desuso después del trágico accidente.

2.5 Reactores rápidos.

Si bien en las categorías anteriores se han explicado las diferentes tecnologías en función, principalmente, del moderador neutrónico, en esta tecnología eso no va a suceder, porque, básicamente, no existen estos materiales.

Esta tipología de reactor se basa principalmente en el tipo de neutrones con el que trabajan. Mientras que el resto de los reactores trabajan en el rango de neutrones térmicos, estos reactores trabajan exclusivamente en el rango de neutrones rápidos, esto es, aquellos que presentan una energía aproximadamente de 1 MeV.

Este hecho provoca un cambio radical en los mecanismos y sucesos que ocurren en el reactor, ya que ahora hay que primar que estos neutrones rápidos continúen siendo rápidos. Por lo tanto, como ahora no hay que emplear moderador, pero se necesita un refrigerante para extraer el calor, éste, además, habrá de ser un material que no reste energía (es decir, que no modere), ni absorba neutrones.

Es una tecnología que lleva teóricamente planteada desde antes de los años 50 (10), además con reactores experimentales que datan de 1946, en Los Álamos, pero que no ha tenido mucho recorrido comercial. Esto se debe a que presentan unas producciones de energía similares a los reactores térmicos, pero unas complejidades técnicas que los hacen más difíciles de operar, salvo para determinados usos. Esto ha ido cambiando con el tiempo, hasta el punto de que actualmente tenemos en el mundo siete reactores experimentales o demostrativos operando, con, incluso, potencias eléctricas de 900 MW, principalmente en Rusia e India (45). Además, hay otros 14 reactores proyectados, algunos, como el BN-1200 ruso, evolución de los reactores experimentales ya operativos BN-600 y BN-800, ya de uso comercial (45).

Del rango neutrónico ya hemos hablado y se ha definido previamente que son los neutrones rápidos y térmicos, por lo tanto, no va a redundarse en su explicación [- 22 -].

Lo que cabe mencionar, y es necesario hacerlo, es del refrigerante, pues como se ha comentado antes, debe tener unas características muy concretas. No debe reducir la energía de los neutrones por colisiones inelásticas y además tampoco absorberlos, porque de lo contrario la situación sería igual de negativa.

Se ha analizado extensamente desde el punto de vista teórico (10), pero finalmente la conclusión a la que se llegó es que el refrigerante ha de ser un metal fundido (10). Esto se debe a que por lo general los metales fundidos son buenos conductores del calor en esas condiciones y pueden aprovechar las enormes temperaturas del núcleo, y tienen una sección eficaz de dispersión elástica y de absorción relativamente bajas. Actualmente, los metales más empleados son sodio, plomo y aleación plomo-bismuto (10) (45).

Cabe aclarar que cuando se habla de dispersión elástica e inelástica, aunque los efectos a escala cuántica son más complejos, se pueden aproximar a las famosas leyes de Newton con suficiente precisión para la precisión que requiere este tema (9) (5).

El sodio es el metal más utilizado actualmente (45). Esto se debe a sus propiedades intrínsecas, las cuales lo hacen ideal para este tipo de tecnología:

- Una baja temperatura de fusión, que permite que circule en estado líquido por el reactor en régimen permanente sin problema.
- Una baja viscosidad cinemática.
- Buena conductividad térmica.
- Material enormemente abundante y barato.

Por el contrario, su principal inconveniente es su extremada reactividad química, lo que lo hace muy sensible dependiendo de con qué materiales esté en contacto. Aquí se puede apreciar una tabla con las principales propiedades (46) (47):

Propiedad	
Temperatura fusión	370.87 K
Densidad	820 g/dm ³ (500 °C)
Conductividad térmica	640 W/ (K.m) (550 °C)
Viscosidad (cP)	0.225 (550 °C)
Capacidad calorífica	0.331 cal/g (líquido)

Tabla 13 Propiedades del sodio.

El otro material empleado es el plomo o la aleación plomo-bismuto. En general las características de este elemento en comparación con el sodio son:

- Es más denso.
- Tiene mayor temperatura de fusión.
- Menor conductividad térmica.
- Mayor viscosidad.
- Menor capacidad calorífica.

A pesar de tener peores propiedades, la contrapartida es que el plomo es mucho menos reactivo que el sodio, siendo muy estable con el agua, aire y materiales generalmente presentes en el suelo como el dióxido de silicio, por ejemplo. Esto hace mucho menos complicada la seguridad del reactor, ya que reduce las posibilidades de que se produzca una explosión, ante una fuga, por ejemplo.

Las propiedades del plomo son (48):

Propiedad	
Temperatura fusión	324.7 K
Densidad	10670 g/dm ³ (327 °C)
Conductividad térmica	24.6 W/ (K.m) (327 °C)
Viscosidad (cP)	2.21 (400 °C)-1.19 (845 °C)
Capacidad calorífica	0.031 cal/g (sólido, 20 °C)

Tabla 14 Propiedades del plomo.

Debido a las pobres propiedades del plomo en comparación con el sodio, es bastante probable que éste sea el motivo por el cual de los actuales veintidós reactores construidos o en construcción, sólo tres sean de plomo (45).

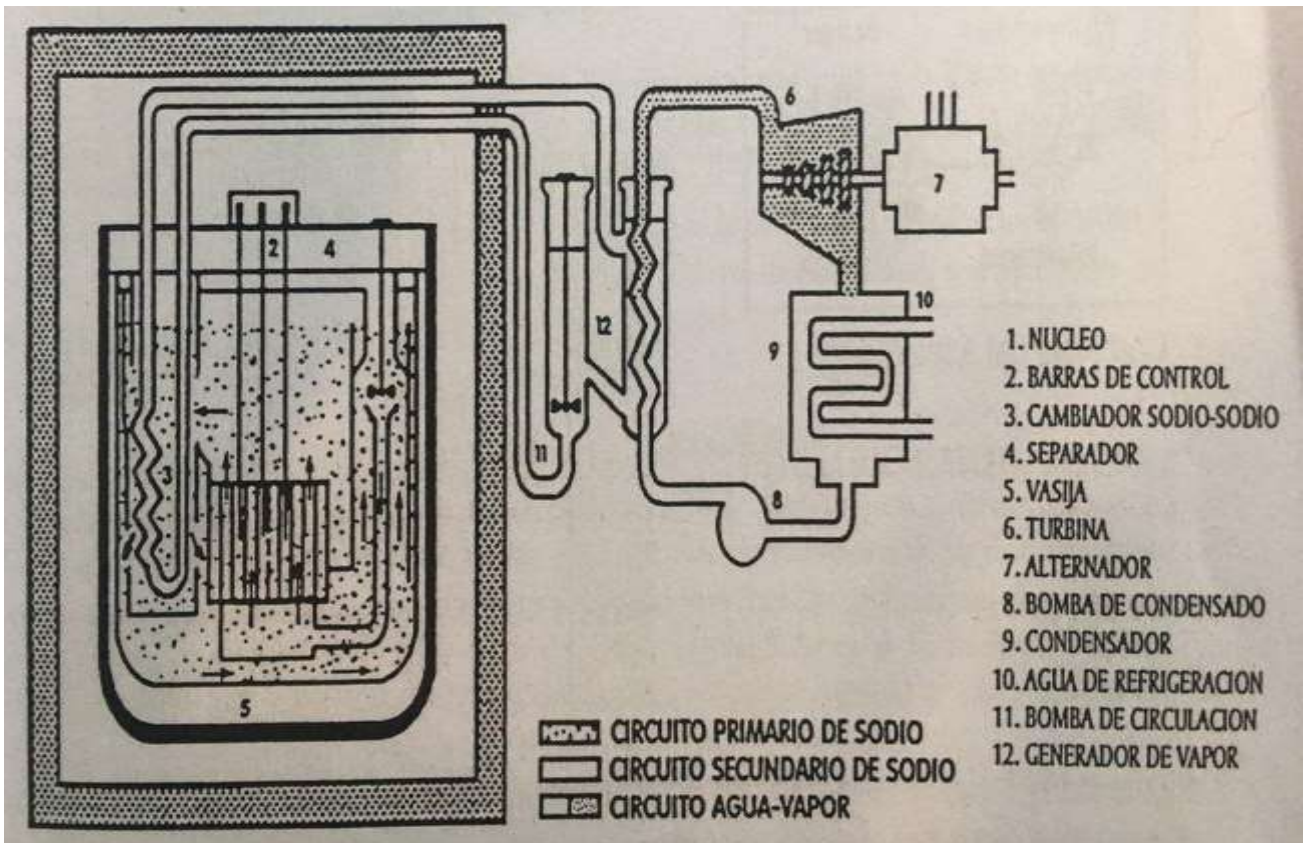


Figura 2-17 Esquema típico de un reactor rápido. En concreto el reactor Superphenix (Francia).

La disposición en el reactor es la de un núcleo de material fisible, como Uranio-235 o Plutonio, rodeado de una cobertura de uranio empobrecido (con una proporción de Uranio-235 inferior a la natural) que envuelve al reactor tanto en el eje vertical como en una cobertura cilíndrica en torno a éste (9). Este hecho cobra relevancia cuando se comprende que el Uranio-238 es un material fértil, y al estar así dispuesto en cobertura al núcleo, capta las fugas neutrónicas para acabar produciendo Plutonio-239 que es material fisible. Por lo tanto, el reactor adquiere además la condición de reproductor, lo que puede conllevar a un mejor aprovechamiento del combustible y un aumento importante de la eficiencia del mismo (9) (10).

Los elementos en los que vienen ensamblados las varillas de combustible presentan una disposición hexagonal con una altura activa muy reducida, que ronda incluso el metro. Esto es para reducir las posibles fugas radioactivas que puede haber en caso de una fuga y vaciado del sodio (9).

Cabe añadir que, al no requerir de moderador, las dimensiones del reactor pueden reducirse enormemente, aumentando muchísimo la densidad de energía. Esto no es óbice para que la potencia específica sea alta. De hecho, suele ser baja. Esto se debe a que se requiere de una gran cantidad de material fisible (masa crítica) para hacerlo crítico (9).

Normalmente se han de diseñar teniendo en cuenta que las secciones macroscópicas de captura de los productos de fisión y otros venenos son muy pequeñas para neutrones rápidos, y que las secciones eficaces de fisión para los materiales fisibles son también relativamente bajas (9), lo que conduce a utilizar gran cantidad de combustible.

Todos los elementos principales que se han explicado aquí están colocados en una gran cuba de sodio líquido realizando un circuito de circulación dentro de la misma cuba (49). Esto es debido a condiciones necesarias de seguridad, para evitar al máximo posible que una fuga de sodio en el circuito de refrigeración deje al reactor sin refrigeración. Un segundo circuito de sodio líquido sale del reactor donde transfiere el calor a un tercer circuito de agua para la generación de vapor.

La disposición de las barras de control es similar a la de un reactor PWR [- 63 -].

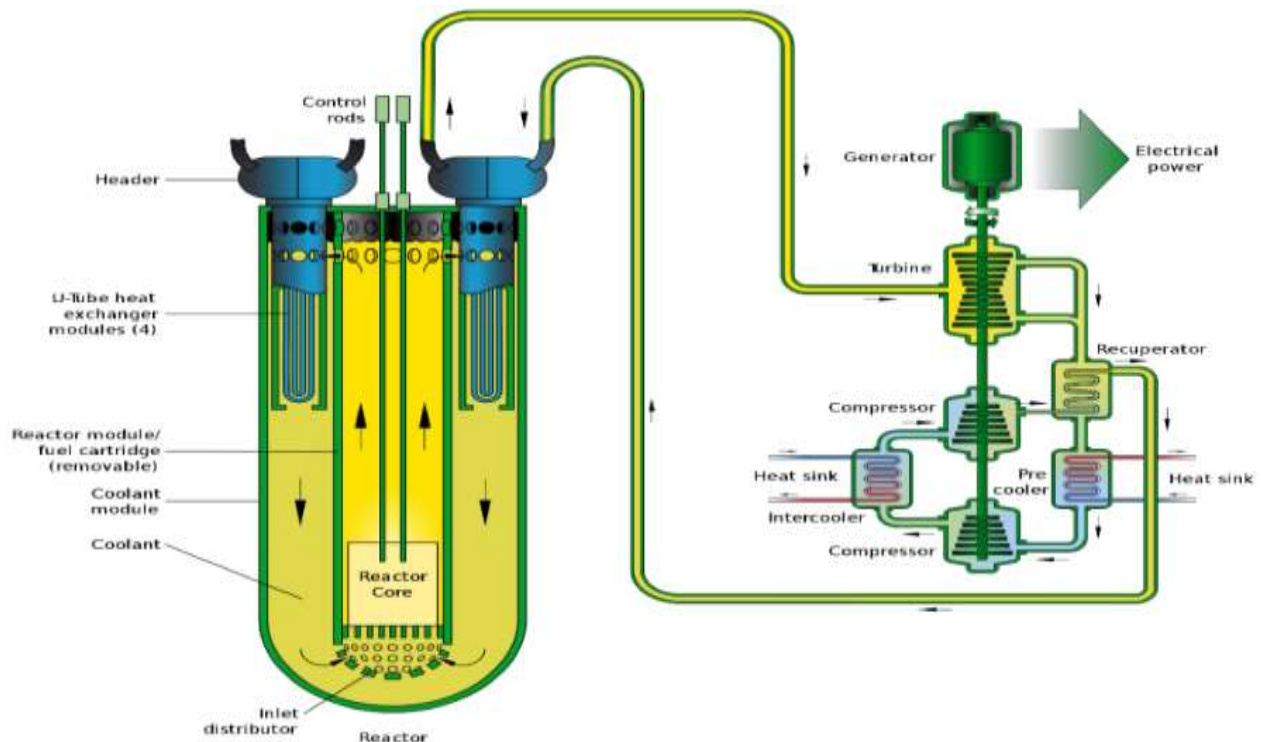


Figura 2-18 Esquema general de un reactor rápido refrigerado por metal fundido.

La configuración para el caso del plomo es más sencilla, debido a las propiedades del mismo previamente mencionadas. Así, dentro de la cuba donde se halla el reactor, el plomo fundido actúa como circuito primario al cual se introducen dos intercambiadores de calor plomo-agua que va directo al circuito secundario para producir el vapor que se va a turbinar (49).

Los combustibles actualmente empleados son:

- Uranio con alto contenido en plutonio.
- Dióxido de uranio altamente enriquecido (en torno al 20%) (9).

En la capa fértil nos encontramos, como ya se ha dicho, con una capa de Uranio-238 principalmente que absorberá un neutrón y transmutará por decaimiento beta a Plutonio-239, que es material fisible (9) (10).

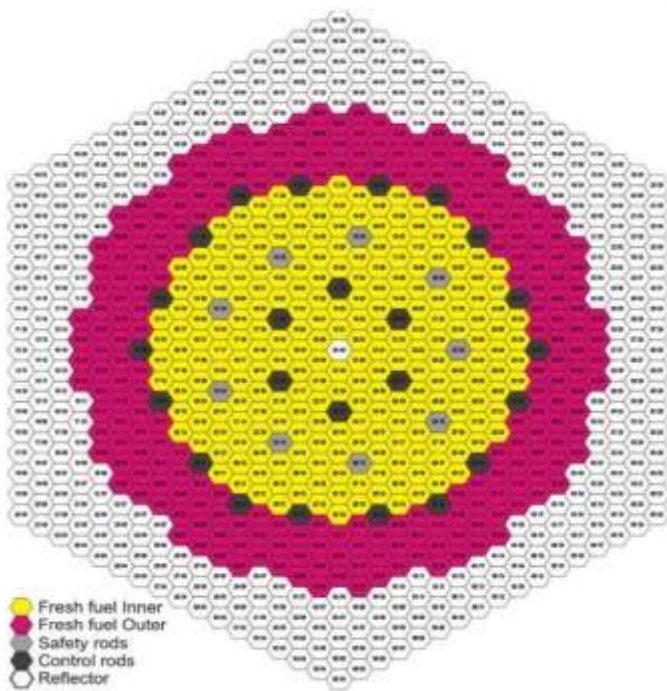


Figura 2-19 Disposición de elementos en el núcleo del reactor.

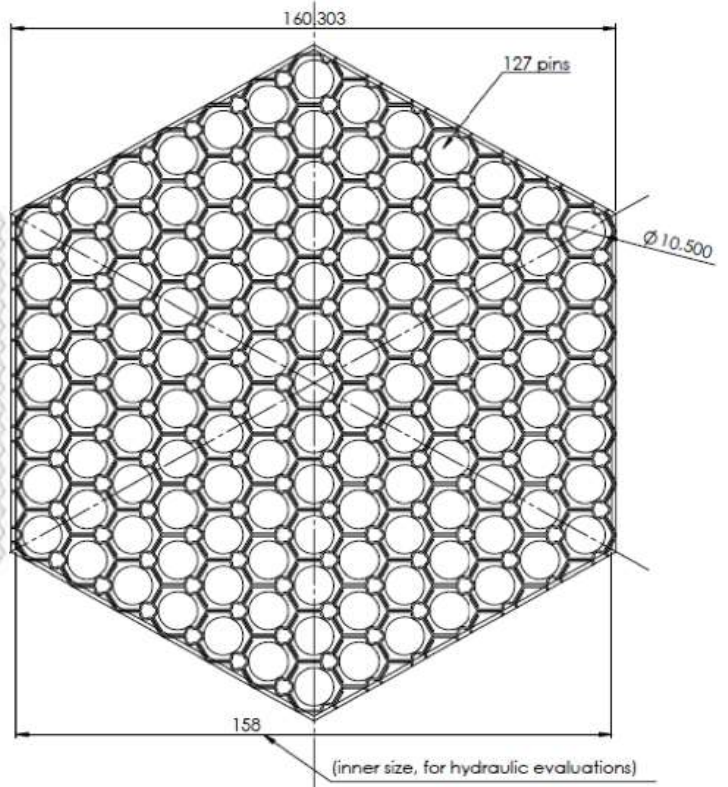


Figura 2-20 Medidas geométricas para la disposición de elementos en el núcleo del reactor.

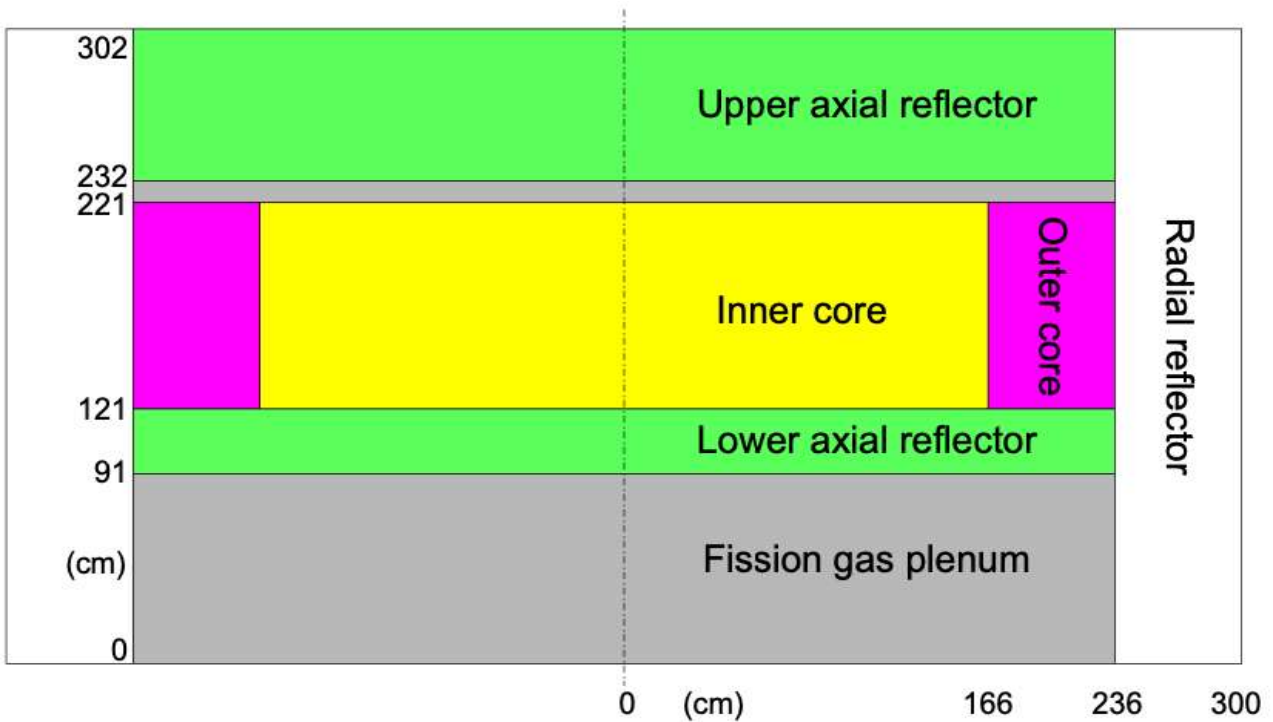


Figura 2-21 Disposición de elementos del núcleo del reactor desde una perspectiva transversal.

Cabe mencionar que este es el primer tipo de reactor cuyo diseño es tan apto tanto para combustibles del uranio o plutonio como con posibilidad de usar torio (10). Esto es así porque el torio es un material fértil, el cual como ya se ha comentado previamente en este trabajo, absorbe un neutrón y acaba decayendo en Uranio-233.

Para que un reactor rápido funcione correctamente ha de ser capaz de reproducir más material físil del que consume. Esto se hace por el mecanismo antes mencionado, un elemento fértil absorbe un neutrón y se convierte en físil.

Como podemos deducir, si un átomo de torio absorbe un neutrón, se convertirá en Uranio-233, el cual fisionará. Aquí es donde se halla la pieza clave, pues no basta con que este átomo fisione, generando un neutrón que fisione otros átomos. El Uranio-233 ha de ser capaz de emitir suficientes neutrones rápidos para que se genere otro átomo de Uranio-233 y fisione otro átomo de Uranio-233 como mínimo. Por lo tanto, su número reproductivo ha de ser superior a dos (10).

Cabe preguntar si el Uranio-233 tiene esta capacidad, lo cual validaría el torio como posible combustible, al menos en este aspecto teórico. Para ello es conveniente observar factor de reproducción para neutrones rápidos (10):

Nuclide	Fast reactor	Heavy water-moderated reactor
^{233}U	2.31	2.25
^{235}U	1.93	2.01
^{239}Pu	2.49	1.88

Tabla 15 Índices reproductivos de distintos elementos de uranio y plutonio.

La respuesta es obvia, en un reactor rápido el Uranio-233 y el Plutonio-239 tienen un comportamiento excelente, mientras el del Uranio-235 es pobre, e incluso no llega al nivel reproductivo mínimo.

Es de observar que con agua pesada el Uranio-233 también tiene un factor de reproducción muy bueno, pero debido a la configuración de este reactor, no es posible utilizar torio, al menos con la tecnología actual, ya que está diseñado para el uso de uranio natural o ligeramente empobrecido.

2.6 Reactores de sales fundidas.

Este tipo de reactores, al igual que los anteriores, utiliza de refrigerante un metal fundido, principalmente el sodio. La diferencia, pues, radica en el combustible, que se disuelve en el refrigerante en forma de sales disueltas (10) (50).

Este tipo de reactor ha sido también estudiado desde prácticamente los años 50, pero debido a los inconvenientes técnicos que supone la alta temperatura de fusión de los materiales utilizados, resultaban más baratos los reactores de grafito-gas y moderados por agua (10).

Con la mejora de la tecnología en el presente, este concepto ha vuelto a ganar fuerza nuevamente, el empleo de las sales como el fluoruro de berilio (BeF) (51), o el fluoruro de litio (LiF) (52), han vuelto a plantear la viabilidad de este proyecto.

Propiedades	BeF	LiF
Temperatura de fusión (°C)	555	848
Densidad (g/cm ³)	2	2.640

Tabla 16 Algunas propiedades de los fluoruros de litio y berilio.

Este tipo de reactor plantea algunas ventajas que resultan muy interesantes en comparación con el resto de reactores.

Para empezar, permite aumentar el grado de quemado del mismo hasta aproximarlos a valores cercanos al 97 % (50) (53), en comparación con el grado de quemado del resto de reactores que oscila entre el 1 y 5 %. Esta posibilidad tiene lugar debido a que existe posibilidad técnica de introducir un reprocesador del combustible a tiempo real, permitiendo redirigirlo de nuevo al núcleo para repetir el proceso (50).

Además, al producirse un efecto de flujo continuo en el reactor, no hay acumulación de venenos neutrónicos o gases producto de la reacción, al menos teóricamente.

La tecnología, además, puede emplearse perfectamente tanto para neutrones térmicos como para rápidos, aunque obviamente debido a las diferencias de comportamiento frente al combustible de esos neutrones en el reactor, el uso de unos invalida prácticamente el uso de los otros de manera simultánea, debido a las capturas en las resonancias que se producirían al pasar los neutrones rápidos a térmicos si se usa moderador para producir neutrones térmicos.

En la disposición del reactor es, en cierta medida, similar a la del reactor rápido. Se dispone así de un núcleo físil que vendrá rodeado de una región fértil. Hay algunos diseños que son completamente homogéneos, mezclando elementos físis y fértiles por igual (50).

En el caso de reactores térmicos, los cuales son el desarrollo más prometedor, inicialmente se pensó en el poder moderador de los propios elementos ligeros disueltos en las sales, en este caso el flúor. Debido a que su capacidad moderadora es la mitad que la del carbono, al final se han acabado añadiendo elementos de grafito al reactor para aumentar la moderación (50).

El funcionamiento del reactor es similar nuevamente al de los reactores rápidos [- 76 -]. Así el flujo continuo de las sales atraviesa las piezas de grafito en dirección ascendente. Durante el proceso se van produciendo las reacciones de fisión, que a su vez producirán nuevos neutrones, que impactarán con los elementos fértiles.

La sal fundida aumentará notablemente su temperatura, y siguiendo con el ciclo será redirigida hacia un intercambiador de calor donde, debido a la enorme reactividad de las sales, hay un circuito secundario que absorberá el calor. Este segundo circuito traslada el calor a un segundo intercambiador de sales fundidas-agua, dónde se genera el vapor que se va a turbinar. Huelga recordar que esto se hace para en caso de fugas, las mismas queden lo más controladas posibles, como ocurre con los reactores rápidos (50).

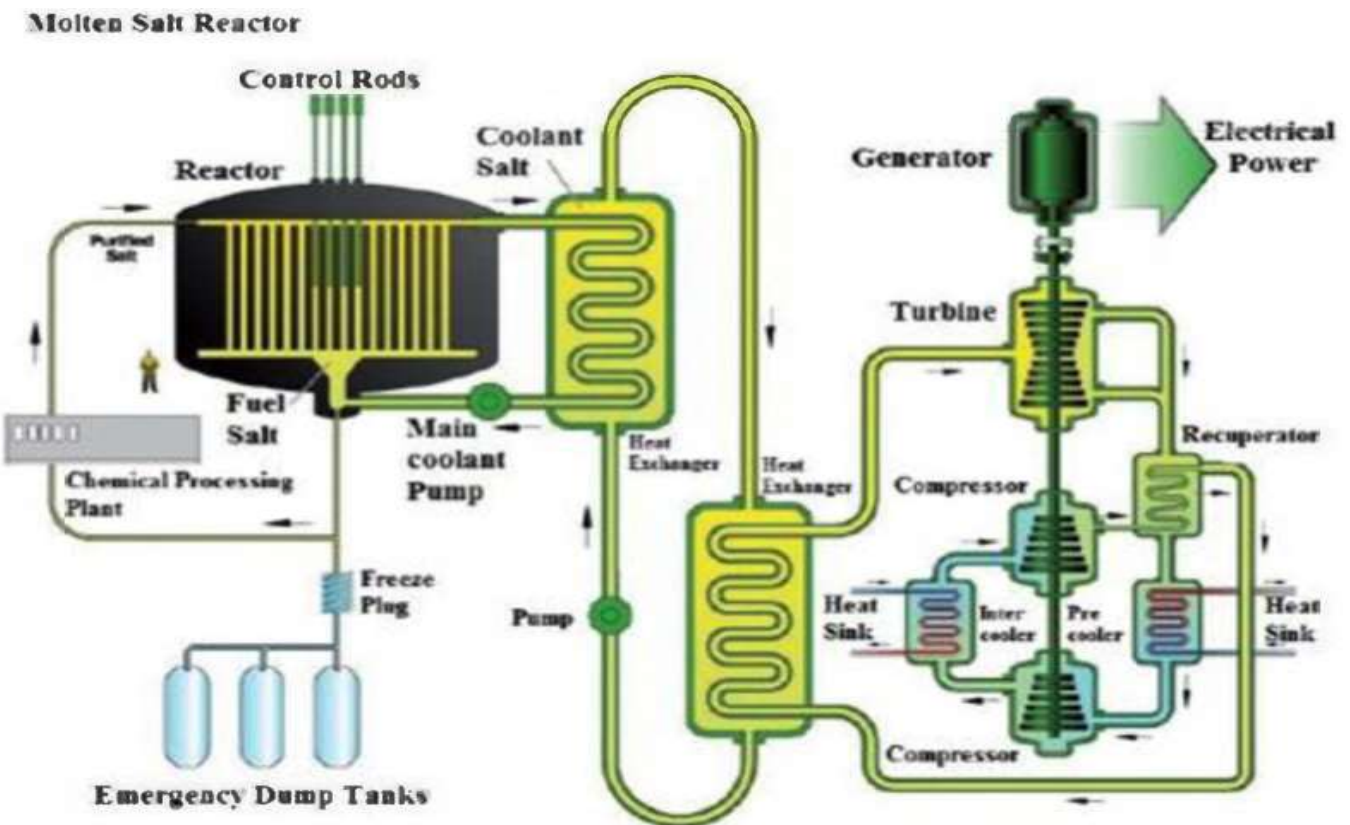


Figura 2-22 Esquema representativo de un reactor de sales fundidas térmico.

En cuanto a la seguridad del mismo, esta tipología de reactores incorpora un novedoso sistema de seguridad pasivo. El concepto básicamente consiste en, que, debido a la disolución de combustible en la sal fundida, en caso de fallo del reactor, la circulación quedará detenida. Al no refrigerarse, la sal fundida inevitablemente tendería a enfriarse, y obviamente este sería un proceso que seguiría unas pautas desde el material más externo a interno.

Al tener un punto de fusión tan alta, rápidamente se solidificaría, cesando todo flujo. Como la sal deja de fluir en torno al moderador una vez agotado el combustible que se haya dentro del moderador la criticidad baja exponencialmente y el reactor tiende a detenerse completamente.

Esto lo convierte en un sistema mucho más seguro, eficiente y sencillo que en el resto de reactores ya vistos. Además, una explosión nuclear es totalmente imposible. De todas maneras, como todavía no hay prototipos en funcionamiento que validen esta tesis, sería altamente recomendable añadir barras de control, lo cual ayudaría a reducir notablemente los riesgos.

Otro sistema de seguridad planteado, esta vez de manera activa, consiste en el mismo principio de sales disueltas. Así, si el núcleo por cualquier motivo se excediera en la energía térmica producida y hubiera que controlarlo, simplemente habría que aumentar la cantidad de sal en la mezcla sal-combustible y éste se podría regular (50). Además, este hecho permite una mayor regulación del reactor en cuanto a potencia producida, siendo mucho menos rígido que el resto de reactores en este aspecto.

En cuanto al combustible empleado, ya se ha comentado que es una mezcla con el refrigerante. Adquirirá por lo general la formulación siguiente: $\text{LiF} \cdot \text{BeF} \cdot \text{ThF}_4 \cdot \text{UF}_4$ (50). No es estrictamente necesaria esta formulación, ya que puede poseer perfectamente Uranio o Torio únicamente. Las proporciones son:

Elemento	Proporción (%)
LiF	70
BeF	23
ZrF ₄	5
ThF ₄	1 (con Uranio) 2 (sólo Torio)
UF ₄	1 (con Torio) 2 (sólo Uranio)

Tabla 17 Proporción de componentes de las sales fundidas del reactor.

Aunque los valores son susceptibles de variar según vayan avanzando los estudios y se desarrolle la tecnología. En el caso del torio, resulta el más atractivo por el hecho de que pueda producir Uranio-233 que es más energético (10) (50) que el Uranio-235, y añade un plus respecto al uranio.

Además, se han analizado teóricamente los productos de fisión de todo el combustible, llegando a la conclusión de que el torio produce desechos menos dañinos que el uranio. Este hecho se analizará más tarde en el Bloque IV de cálculos simplificados [- 109 -].

Además, la fisión del Uranio-233 produce neutrones rápidos, los cuales son absorbidos inicialmente por el grafito, provocando neutrones térmicos con un cierto tiempo de retraso respecto a la fisión que los originaron (es decir, que tardan un tiempo en aparecer).

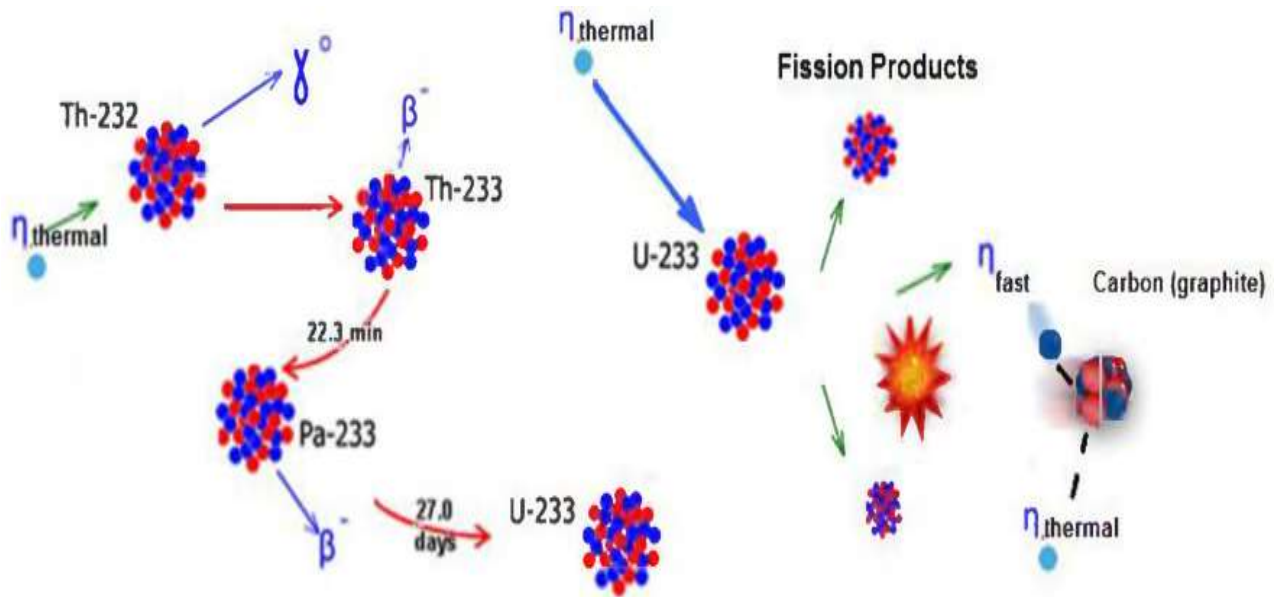


Figura 2-23 Representación de las reacciones ocurridas en la transmutación del torio.

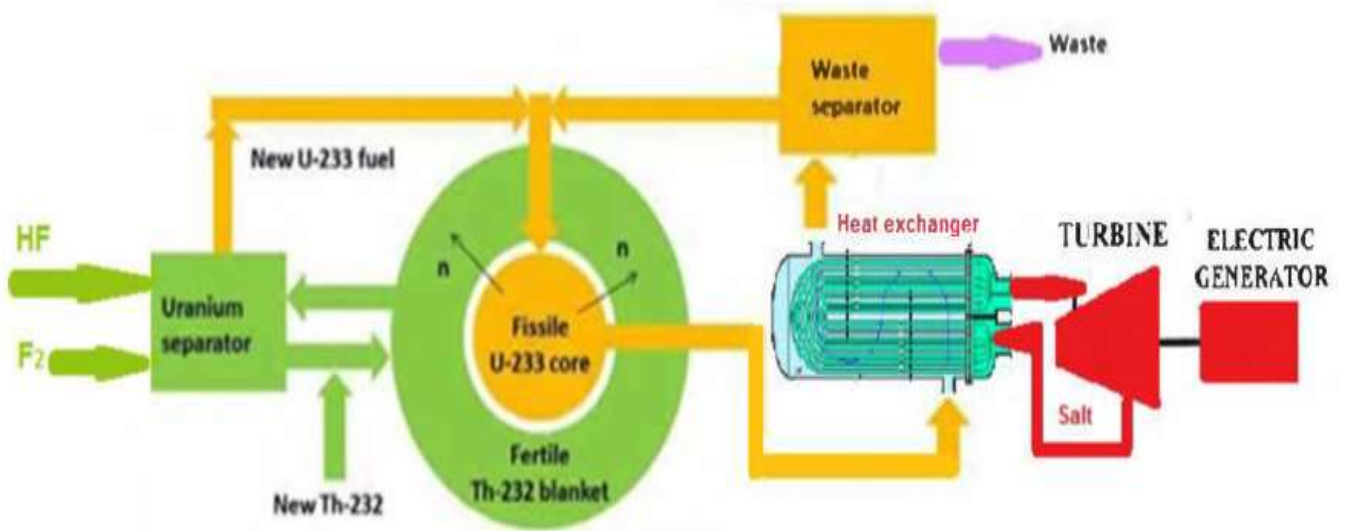


Figura 2-24 Esquema representativo del funcionamiento general de un reactor de sales fundidas con reprocesamiento del combustible en tiempo real.

3 ESTUDIO SIMPLIFICADO DE LOS FUNDAMENTOS FÍSICOS

3.1 Neutrónica básica

En este bloque se van a tratar algunos conceptos básicos de la física que rigen las interacciones en el reactor. Como abordar el tema en profundidad está fuera del alcance de este documento, sólo se van a mencionar algunos conceptos. Debido a esto también, los conceptos elegidos son los relacionados con los neutrones, concepto de ciclo neutrónico, fórmula de los cuatro factores, moderación de neutrones y ecuación del transporte neutrónico.

Se ha decidido abordar este planteamiento por dos sencillas razones, los neutrones son una parte inherente a todo reactor de fisión, todos los sistemas posibles los comparten, e independientemente del combustible, tecnología, moderador y demás componentes tienen un comportamiento general prácticamente igual entre ellos, con las mismas ecuaciones que rigen su comportamiento. Es por esto que, aunque este bloque no aporta mucha información sobre las diferencias entre uranio y torio per se, si nos permiten alcanzar un grado de comprensión mínimo sobre las complejas reacciones que tienen lugar dentro del reactor.

La segunda razón radica en que los neutrones son el elemento variable del reactor en que más capacidad de acción hay para regular el mismo. Durante todo este trabajo se ha incidido mucho en los neutrones, desde una definición somera de ellos como partícula, pasando por la sección eficaz, su categorización en función a su energía, su participación en las distintas tecnologías, donde se podía apreciar su importancia al ser uno de los elementos que directa o indirectamente clasifican a la inmensa mayoría de los reactores actuales (moderación y energía), hasta llegar a este apartado, donde se profundizará un poco más en su dinámica y comportamiento en el reactor.

Los neutrones como es deducible, en cuanto se generan entran en contacto con el medio que les rodea, por lo tanto, la disposición de los materiales del reactor será esencial para poder realizar una aproximación a su comportamiento lo más certera posible.

Debido a que en un reactor normal los elementos del mismo están situados de distintas maneras, de manera que el combustible ocupa un lugar, los materiales moderadores, otro y el material estructural otro distinto, el reactor será de composición heterogénea, lo que hace las ecuaciones mucho más complicadas. Por eso, las suposiciones que se van a realizar serán asumiendo que el reactor es homogéneo, es decir, todos los materiales están perfectamente repartidos en la estructura del reactor.

Concepto de ciclo neutrónico

El neutrón comienza su vida en el momento en que se produce la fisión que conlleva su generación, y esta finaliza o bien cuando el neutrón es absorbido por el sistema o porque el neutrón se fuga del mismo.

Entre ambos sucesos, su generación y su absorción o desaparición, el lapso de tiempo transcurrido es, a escala humana, excepcionalmente pequeño, pero a escala cuántica es más que suficiente para evitar su decaimiento, que ocurre en 817 segundos (5) (9) (10). Sin embargo ese tiempo de decaimiento es inmensamente superior a la vida de los neutrones en un reactor, desde aquellos donde el tiempo de vida es más pequeño, aproximadamente 10^{-6} segundos, hasta aquellos que alargan la vida al máximo de los neutrones, como ocurre por ejemplo, en los reactores moderados por grafito, cuya vida media del neutrón es de 10^{-3} segundos (9).

Además, hay que tener en cuenta que la generación de neutrones ha de mantenerse constante en el tiempo, es decir, el número de neutrones generados y desaparecidos ha de permanecer constante. Se considerará el concepto de generación neutrónica como el conjunto de neutrones que se han producido por fisiones acaecidas de manera simultánea, los cuales con nuevas fisiones contribuirán a la siguiente generación de neutrones. Este concepto a escala matemática es fútil, debido a que no todas las fisiones se producen de manera simultánea, conllevando al solapamiento de distintas generaciones, y además el efecto de neutrones diferidos complica más la cuestión (9) (10). Aun así, para explicar el balance neutrónico de manera conceptual, es suficiente.

Los neutrones, una vez nacidos, conllevarán una serie de interacciones determinísticas que permitan mantener la reacción en cadena. Como es obvio que no todos los neutrones seguirán las mismas pautas, hay que plantearlo según la conducta media de los mismos. En los reactores térmicos, los neutrones térmicos se producen después del proceso de moderación de los neutrones rápidos producidos tras la fisión, que poseen aproximadamente 1-2 MeV de energía (9) (10).

Una vez alcanzado el rango térmico, estos se difundirán a través del reactor hasta que experimente o bien una reacción de absorción por los componentes, o bien escapen del reactor. El ciclo se establece porque buena parte de estas absorciones habrán de ser en forma de fisiones, porque obviamente, si no se producen, el número de neutrones libres caerá acusadamente hasta cero.

Así pues, en el reactor encontramos dos tipos de procesos:

- La primera, moderación la cual consiste en hacer perder energía cinética a los neutrones hasta alcanzar la zona térmica.
- La segunda, difusión la cual consiste en la difusión de los neutrones térmicos por el interior del reactor (9), interaccionando mediante reacciones, elásticas, ganando o perdiendo pequeñas cantidades de energía en cada choque hasta reaccionar definitivamente, ya sea absorción, fisión o fuga.

Para ilustrar de una manera conceptual lo mejor posible el correspondiente ciclo, así como los principales procesos y eventos ocurridos en el mismo, se expondrá un caso teórico, que vendrá esquematizado en la Figura 3-3.

Para empezar, asumiremos una población neutrónica de cien. Este número puede ser escogido arbitrariamente, pero al ser tan redondo facilitará su comprensión. También supone que todos los neutrones rápidos tienen una energía en la media de 2 MeV. No se hará distinción entre neutrones inmediatos y diferidos.

Los neutrones rápidos tienen un recorrido relativamente largo. Esto se debe a que, a mayor energía, las secciones eficaces para interaccionar son más bajas, por lo tanto, es una consecuencia lógica. Así, los neutrones tenderán a recorrer grandes distancias, compitiendo entre el proceso de moderación y la fuga. Además, a esas energías existe una probabilidad no desdeñable de que esos neutrones fisionen con elementos tales como Uranio-238 y Torio-232, si los hubiere, cuya sección eficaz de fisión en neutrones rápidos es mucho más alta (12) que, en el Uranio-235 o Plutonio-239.

En el reactor siempre se va a disponer un material reflector, para minimizar al máximo posible las fugas, pero siempre es posible que estos lo superen, llegando a un blindaje biológico que recubre al reactor, el cual es posible considerarlo como un cuerpo negro para los neutrones. Por lo tanto, una vez llegado al blindaje el neutrón, su retorno es imposible.

Se puede afirmar pues, que, de los cien neutrones producidos, uno conseguirá fugar (9). Es remarcable también que, debido a las peculiaridades de los reactores térmicos, casi siempre las fugas tenderán a ser rápidas, por encima de los 4,5 keV (9). Además, es perfectamente factible asumir que uno de esos neutrones provocará una fisión rápida (9). Esta fisión contribuirá por supuesto al ciclo neutrónico final.

Durante el proceso de moderación de los 98 neutrones restantes, hay que destacar las zonas de resonancias de los elementos combustibles, en especial en este caso, el Uranio-238 y el Torio-232 (9) (12). Ambos poseen características peculiares a niveles de energía en el umbral entre 1 y 4.5 keV (9) (12), por lo tanto, todo neutrón que interaccione con ellos a esa energía podrá considerarse como capturado. De aquí se pueden descontar otros dieciocho neutrones (9).

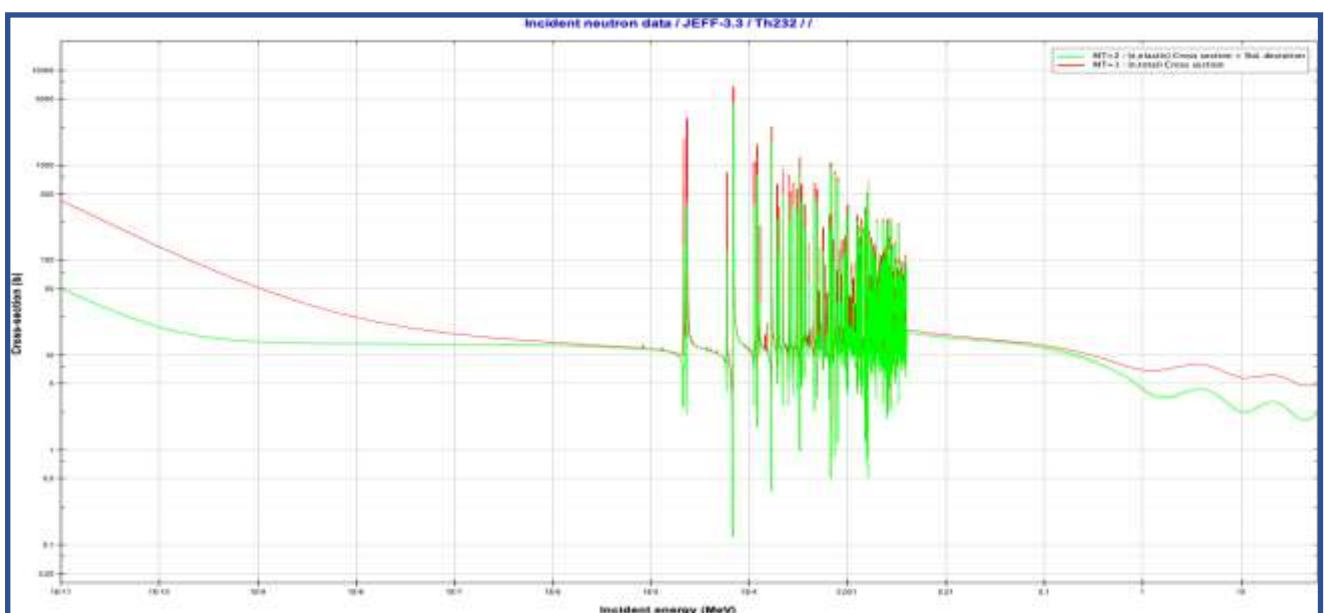


Figura 3-1 Sección eficaz total y de dispersión elástica para el Torio-232

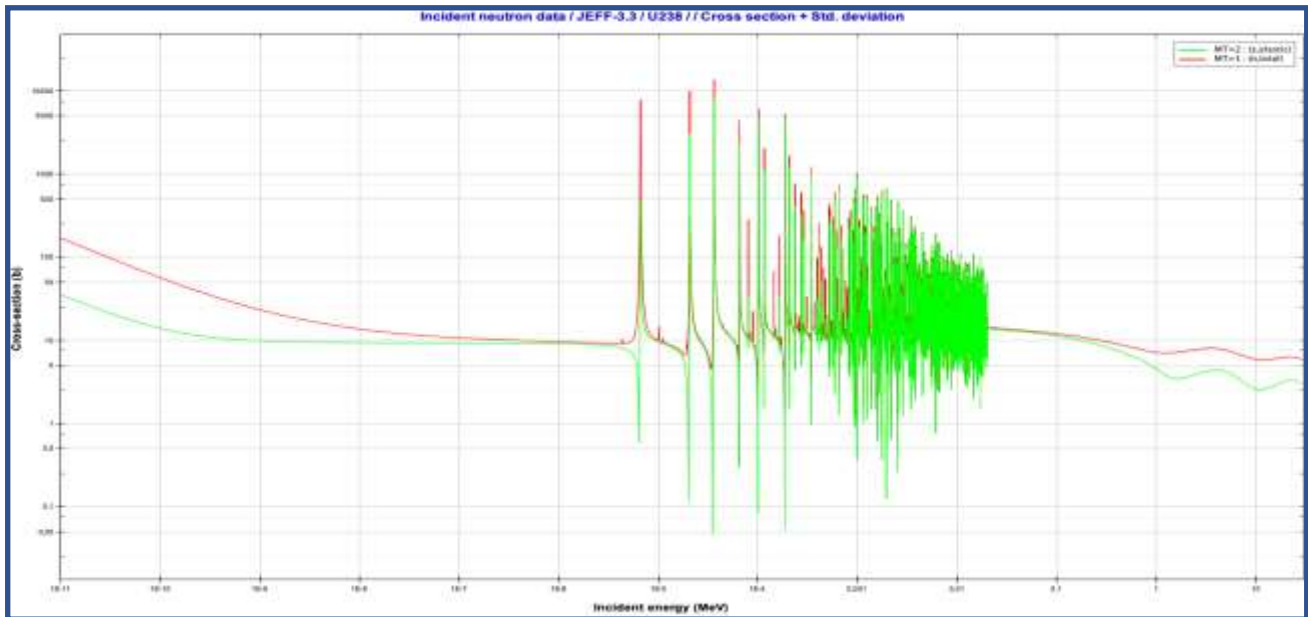


Figura 3-2 Sección eficaz total y de dispersión elástica para el Uranio-238

Con esto, ochenta neutrones llegan al rango térmico, los cuales comenzará a difundirse por el reactor con posibilidades de reaccionar con los materiales del mismo. Existe la posibilidad también de que escapen del reactor, por lo tanto, asumimos que uno de ellos escapa del mismo (9).

Los neutrones térmicos aparecen en el seno del moderador. Esto es importante reseñarlo, pues, una vez llegados a la energía térmica, y a pesar de que el moderador tiene una sección lo más baja posible, habrá interacciones entre estos. Es precisamente el hecho de surgir en el seno de los mismos lo que facilita que interaccionen, por lo tanto, podremos asumir que el moderador capturaré hasta siete neutrones (9).

En el rango térmico, prácticamente todos los elementos contribuyen a capturar neutrones, en sus respectivas medidas, por lo que podemos genéricamente asumir que aproximadamente habrá siete capturas térmicas de los productos de fisión, uno de los materiales estructurales y seis en los materiales de control del reactor, contabilizándose por tanto un total de veintiún capturas térmicas, con lo cual restarán 58 neutrones (9).

Estos interaccionarán directamente con el combustible, produciendo nueve capturas en el Uranio-235 (se puede asumir que serán las mismas en Uranio-233 y Plutonio-239), diez en el Uranio-238 y Torio-232 y finalmente un total de 39 fisiones, que se producirán lógicamente en los Uranio-233, Uranio-235 y Plutonio-239 (9).

Por lo tanto, habrá un total de cuarenta fisiones, 39 térmicas y una rápida (9). Como la población neutrónica inicial era de un total de cien neutrones, y necesitamos mantener la población constante, es imperativo que esas cuarenta fisiones produzcan los cien neutrones, por lo tanto, se puede asumir que se producirán un total de 2.5 neutrones por fisión (9).

Y el ciclo se repetiría así hasta el agotamiento del combustible. Cabe mencionar como colofón que estos números no son representativos de ningún reactor en concreto, son meramente ilustrativos.

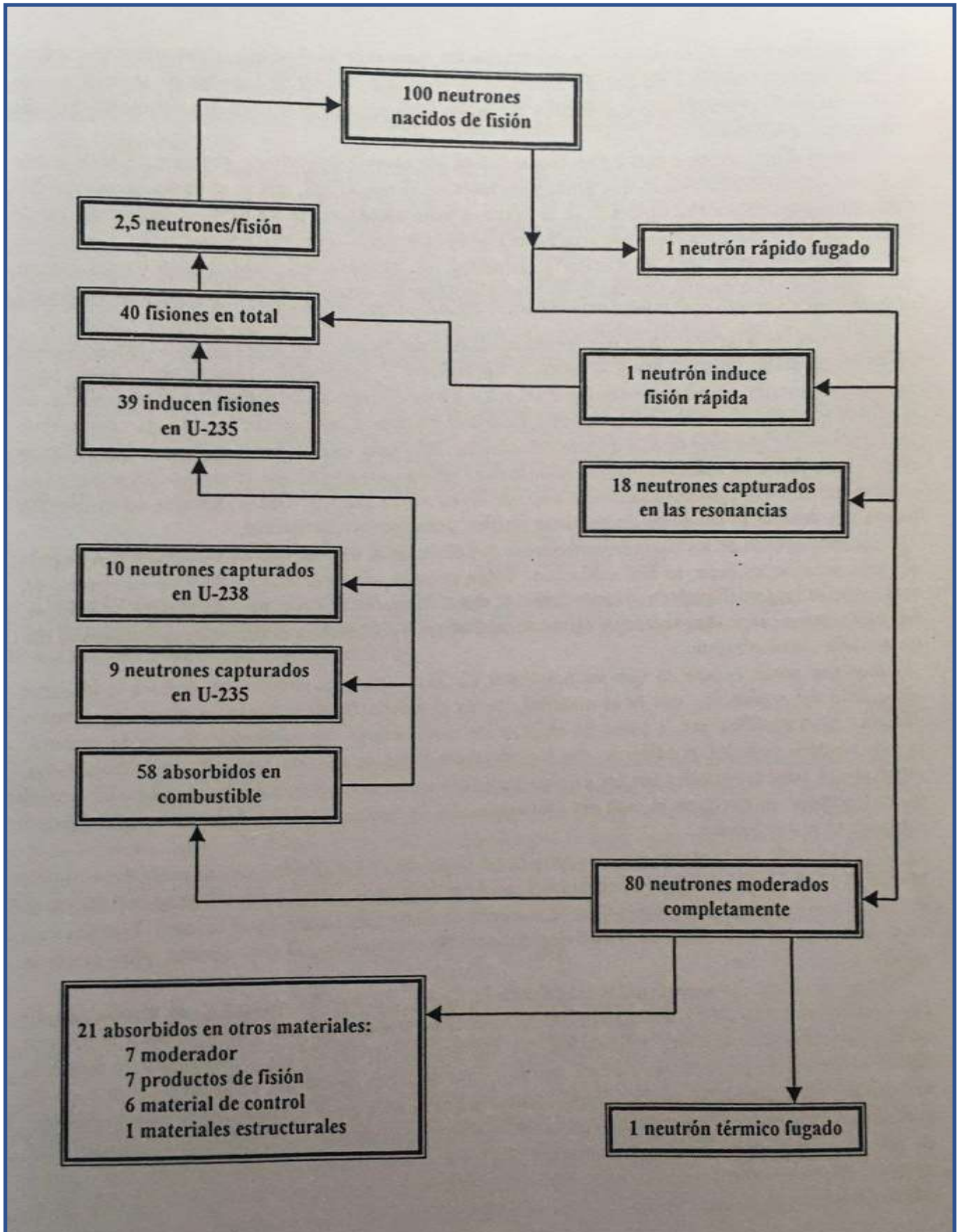


Figura 3-3 Esquema representativo del ciclo neutrónico.

3.2 Criticidad, fórmula de los cuatro factores.

Anteriormente se ha dispensado gran atención a mantener el número neutrónico estable (la población neutrónica constante), con lo cual la potencia generada sería estable en el tiempo, ergo, estacionaria.

Lo único que variaría sería el consumo del combustible, pero eso afectaría al reactor en tiempos mayores a los del periodo neutrónico, por lo que podemos considerar que el reactor tiene una composición fija.

Cuando el reactor se halla en esta fase de mantenimiento del ciclo neutrónico se puede afirmar que se halla en estado crítico. De ahí surgen los conceptos de criticidad y masa crítica, que dependen directamente de que el reactor alcance el estado crítico, en el cual la reacción en cadena se auto-mantiene sostenida en el tiempo sin variación de la población neutrónica (9) (10) (5).

Para poder caracterizar este factor de criticidad hay que analizar ciertos parámetros que ayudarán a realizar una definición más clara. El primero de ellos es el parámetro η , que representa el rendimiento neutrónico en general de un elemento o combustible o también conocido como capacidad multiplicativa neutrónica.

Este se puede representar mediante la fórmula (9):

$$\eta = \nu \frac{N^{\circ} \text{ de fisiones totales térmicas}}{N^{\circ} \text{ de capturas totales}}$$

Ecuación 3-1 Rendimiento neutrónico

Siendo ν el número medio de neutrones por fisión para mantener estable la población neutrónica (como se ha visto en el ciclo neutrónico) y el número de capturas totales equivale al total de neutrones que interaccionan con el átomo, tanto si fisiona como si finalmente captura.

Un ejemplo del cálculo de este parámetro podría ser adaptando el ciclo neutrónico previo a un combustible de uranio, así, para el Uranio-235 sería:

$$\eta_{235} = 2.5 \times \frac{39}{48} = 2.05$$

Para un combustible sería exactamente igual, sólo que sumando todas las fisiones térmicas que los elementos del combustible produzcan y además todas las capturas. Así, por ejemplo, en combustible habitual de uranio enriquecido, donde hay isótopos de Uranio-235 y Uranio-238 la capacidad multiplicativa desciende hasta 1.68 teniendo en cuenta los datos del ejemplo.

Durante la explicación del ciclo se ha señalado que también existe, aunque sea pequeña, la probabilidad de que los neutrones inmediatos producto de la fisión, que son rápidos, produzcan una fisión.

El parámetro que rige esto se denomina efecto de fisión rápida, se representa mediante la letra ϵ y consta del número de neutrones producidos por fisión dividido por el número total de neutrones producidos por fisiones térmicas, representándose así mediante la fórmula (9):

$$\epsilon = \frac{N^{\circ} \text{ total de neutrones producidos por fisión}}{N^{\circ} \text{ total de neutrones producido por fisiones térmicas}}$$

Ecuación 3-2 Fórmula de efecto de fisión rápida.

Como el término del numerador siempre va a ser superior o igual al inferior, ya que número total de neutrones producido por fisión es igual al número de neutrones producidos por fisión térmica más el número de neutrones producidos por fisión rápida. Esto como valor más bajo puede ser la unidad, pero como siempre se va a producir alguna fisión rápida, su valor será superior a uno.

Como las fisiones rápidas son muy pequeñas en comparación, este número será bajo, aumentando el número de multiplicación neutrónica un pequeño porcentaje. Así, con los datos del ciclo el efecto de fisión rápida ahí sería:

$$\epsilon = \frac{100}{2.5 \times 39} = 1.025 = 2.5\%$$

Esta ha sido una aproximación sencilla a este efecto, que podría ser más preciso tomando en el dividendo el número de neutrones que inician la moderación y en el divisor el número de neutrones que comienzan a moderarse. Esta diferenciación está pensada para fisiones que tienen lugar en zonas rodeadas de material puro, sin moderador alguno, donde sí se halla material fértil, y al nacer, los neutrones rápidos tienen altas probabilidades de impactar contra uno de estos átomos fértiles.

Una vez parametrizados los valores correspondientes para las fisiones térmicas y rápidas, hay otros parámetros que han de ser estudiados, estos son la moderación y la difusión térmica (9).

Para el parámetro dependiente de la moderación, es importante recordar que la mayoría de desapariciones de neutrones en esta fase es debido a las capturas de resonancias del Uranio-238 al disminuir su energía del rango rápido al térmico, con lo cual se puede definir el parámetro p , como probabilidad de escape de las resonancias.

Así podría formularse (9):

$$p = \frac{N^{\circ} \text{ de neutrones moderados}}{N^{\circ} \text{ de neutrones que comienzan a moderarse}}$$

Ecuación 3-3 Probabilidad de escape de resonancias.

Como se puede observar, este parámetro tiene el límite superior teórico de uno, que se daría en el caso ideal que no hubiera capturas en las resonancias. Este valor para el caso que se ha planteado previamente, valdría:

$$p = \frac{80}{99} = 0.81$$

Por lo tanto, los neutrones tienen un 81% de posibilidades de escapar de las resonancias.

El último factor a analizar es el correspondiente a la termalización o difusión térmica neutrónica, en la cual el éxito corresponde a la probabilidad de que los neutrones sean absorbidos por el combustible.

Este factor es conocido por f , y es denominado factor de utilización térmica, y será resultado del cociente entre el número de neutrones totales absorbidos por el combustible entre el número total de neutrones térmicos absorbidos, teniendo la forma:

$$f = \frac{N^{\circ} \text{ de neutrones absorbidos por el combustible}}{N^{\circ} \text{ de neutrones térmicos absorbidos}}$$

Ecuación 3-4 Factor de utilización térmica.

En este caso el factor también tendrá el límite teórico de 1 y para el ejemplo planteado tendría el valor:

$$f = \frac{58}{79} = 0.734$$

Con esto los cuatro parámetros básicos ya han sido definidos. Resta añadir que existe la posibilidad que el balance neutrónico también puede ser superior a uno por lo que tendríamos exceso de neutrones, y estos tenderían a provocar fisiones llevando el sistema a una reacción descontrolada. Para eso es necesario añadir materiales de control para eliminar los neutrones sobrantes.

Es importante entender que el concepto de criticidad viene definido por la composición del reactor y su geometría, así, al introducir las barras de control, se está alterando esta composición.

Para el cálculo de los anteriores parámetros no se han tenido en cuenta las fugas de neutrones, esto no ha sido casual, ya se ha planteado una situación ideal para simplificar el cálculo. Se ha considerado un reactor con dimensiones infinitas, por lo tanto, es imposible que un neutrón pueda escapar de un medio infinito y será absorbido.

Este cálculo simplificado permite elaborar el factor de multiplicación de un medio infinito o más conocido como k_{∞} . (9) (5) (10)

Este factor se puede considerar como el número de neutrones habidos en una generación divididos entre el número de neutrones de la generación anterior (9).

$$k_{\infty} = \frac{N^{\circ} \text{ de neutrones de una generación}}{N^{\circ} \text{ de neutrones de la generación anterior}}$$

Ecuación 3-5 K infinita.

Ya se comentó anteriormente que el término de generación de neutrones no era el más preciso y por eso, este mismo factor puede expresarse como el cociente de las tasas de reacciones (9). Esto adquiere esta forma debido a que, en un medio infinito, todos los neutrones desaparecerán por absorciones, una parte capturados, otra parte fisionados, así el factor adquiere la forma:

$$k_{\infty} = \frac{v \cdot \text{Tasa de fisiones}}{\text{Tasa de absorciones}} = \frac{v \sum_f \phi}{\sum_a \phi}$$

Ecuación 3-6 K infinita en función de las tasas de reacción, dependientes de las secciones eficaces de fisión y absorción.

La cual es mucho más rigurosa que el termino anterior. El factor además puede calcularse a partir de los cuatro parámetros anteriores, ya que para que haya multiplicación neutrónica se requieren que los neutrones que se absorban en el combustible produzcan un número de nuevos neutrones libres por fisión, para eso está el parámetro η .

Además, hay que tener en cuenta que sólo una fracción de neutrones se absorbía en el combustible respecto de todos los neutrones térmicos disponibles, comprendido en el parámetro f . Así ηf corresponde al número de neutrones producidos en la siguiente generación por las absorciones térmicas de la generación anterior.

Para llegar a la producción de neutrones térmicos es preciso moderarlos. Esto ya se ha contabilizado en el parámetro p . Multiplicando este parámetro por los dos anteriores se puede obtener el número total de neutrones producidos en la generación siguiente por cada neutrón producido en la generación anterior.

Se podría concluir que la cuantificación total de neutrones ya está completa, con estos tres factores, pero como hemos visto, existe la posibilidad, aunque sea baja, de que se produzcan fisiones, contribuyendo a la multiplicación neutrónica. Para lo cual está el parámetro ϵ que precisamente mide esto. Así, con todo, finalmente queda (9):

$$k_{\infty} = \eta f p \epsilon$$

Ecuación 3-7 Fórmula de los cuatro factores (K infinito).

Conocida como fórmula de los cuatro factores (9) (10) (5). La cual tiene dos utilidades importantes. La primera, permite comprender de una manera sencilla la física neutrónica. La segunda, aunque algo desfasada por los nuevos modelos de computación neutrónica, permite modelar la masa crítica y el tamaño del reactor.

Estos factores, aunque no se ha expresado antes, presentan algunos problemas reales a la hora de su cálculo. Aunque η se calcula relativamente fácil con las tablas de secciones eficaces, el resto de términos dependen mucho de la configuración heterogénea del reactor, cuyos cálculos son más complejos (9).

Un problema fundamental que surge, cuando se habla de un reactor finito, son las fugas. Ya se apreció en el ciclo neutrónico previo que existe una posibilidad no desdeñable de que se produzcan pérdidas de neutrones que escapan al reactor.

Así resulta capital el estudio del factor de fugas, para poder economizar al máximo los neutrones y minimizar las fugas, y para proteger el entorno del reactor de una reacción excesiva que pueda resultar peligrosa.

Para llevar a cabo esta tarea se procede de manera similar a los factores anteriores, y se define P como la probabilidad de no-fuga neutrónica de los neutrones en el reactor. Se puede definir el factor de multiplicación efectiva k de un reactor finito como el producto del factor de multiplicación infinito correspondiente por dicha probabilidad de no-fuga, esto es:

$$k = k_{\infty} * P$$

Ecuación 3-8 K efectiva.

En la cual el factor P puede dividirse en dos factores si atendemos al ciclo neutrónico ya mencionado.

Denominándose a la probabilidad de no-fuga rápida a X y de no-fuga térmica a Y, se puede afirmar que, por cada nuevo neutrón rápido, X comienzan el proceso de moderación dentro del reactor. De los que llegan a ser térmicos, una fracción Y será absorbida por el reactor y representará la fracción de fuga no-térmica, así ambas podrán definirse como (9):

$$Y = \frac{\textit{Tasa de absorciones térmicas}}{\textit{Tasa de absorciones térmicas} + \textit{fugas térmicas}}$$

$$X = \frac{\textit{Tasa de moderación}}{\textit{Tasa de moderación} + \textit{fugas rápidas}}$$

Ecuación 3-9 Probabilidades de no fuga térmica (Y) y no fuga rápida (X).

Ambos factores multiplicados entre sí dan lugar a la probabilidad de no-fuga, que no es otra cosa que el cociente entre la tasa total de absorciones y la tasa total de absorciones más el número de fugas total.

Por lo tanto, con esto ya se dan todas las condiciones para el cálculo de la constante de multiplicación efectiva de un reactor finito, que tendrá la siguiente forma:

$$k_{eff} = \eta \bar{p} \in XY$$

Ecuación 3-10 Fórmula de los seis factores (K efectiva).

Más conocida como la fórmula de los seis factores muy similar, como se ha probado aquí a la fórmula de los cuatro factores.

3.3 Moderación de neutrones:

Colisión o dispersión elástica

La moderación es la fase en la cual los neutrones, que surgen de la fisión en torno a 2 MeV, son reducidos en energía cinética hasta el orden mínimo posible de energía, esto es, la energía térmica, que se encuentra a los 25 °C, de aproximadamente 0.025 eV (9) (5).

En los reactores térmicos, normalmente, la temperatura ambiente es la más baja que se encuentra dentro del reactor y esta suele ser correspondiente al refrigerador del mismo, que se halla en estado estacionario, por debajo de los 600 K (9).

Se sabe que los procesos de fisión son dominantes para el Uranio-233, U-235 y Pu-239 por debajo de 1 eV (5) (9) (12), por lo tanto es necesario lograr un mecanismo muy eficiente para reducir enormemente la energía hasta estos niveles en el menor tiempo posible.

Para llegar a estos niveles de energía, la única herramienta disponible es la dispersión elástica con los elementos ligeros moderadores.

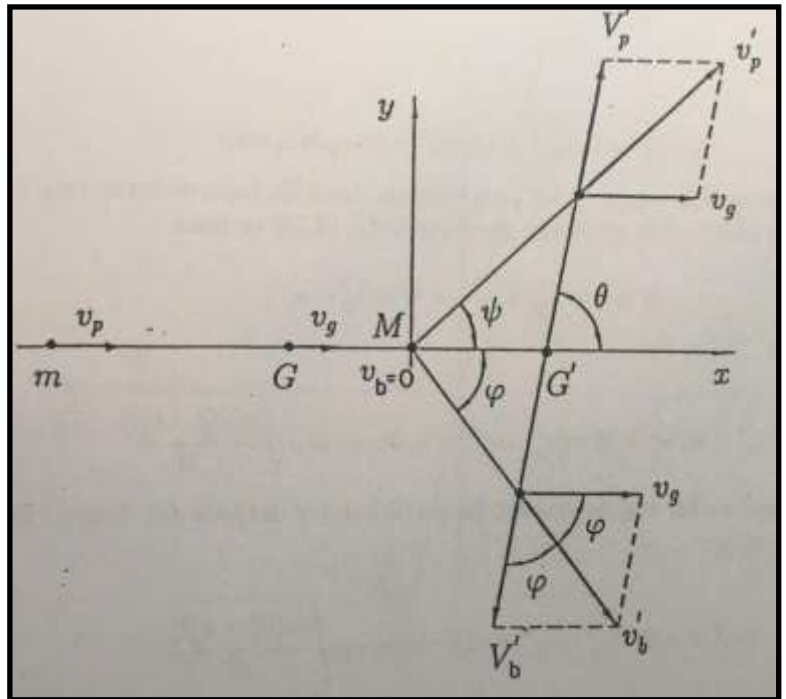


Figura 3-4 Diagrama representativo de una dispersión elástica entre partículas.

Para realizar el análisis respectivo de la reacción elástica a nivel cinemático, se puede realizar una aproximación bastante certera desde el punto de vista macroscópico (9), aunque para obtener un valor definitivo de la pérdida de energía nuclear si es necesario recurrir a la física cuántica.

Para este caso la suposición que se va a realizar será la de que se trata de un moderador puro, esto es, el moderador es el único material existente en el espacio, donde los neutrones rápidos aparecen imaginariamente, también el medio será infinito y que además no habrá componentes que puedan absorber neutrones por parte del moderador.

Así se obtendrá una expresión matemática en cierta medida inexacta, pero lo suficientemente sensible como para poder aproximarse lo suficientemente bien a la moderación de neutrones (9). Por lo tanto, esta interacción estará gobernada en exclusiva por la ley de conservación de la cantidad de movimiento. Así al ser una colisión elástica, ninguna de las partes quedará con energías residuales, excitadas, deformación, etc.

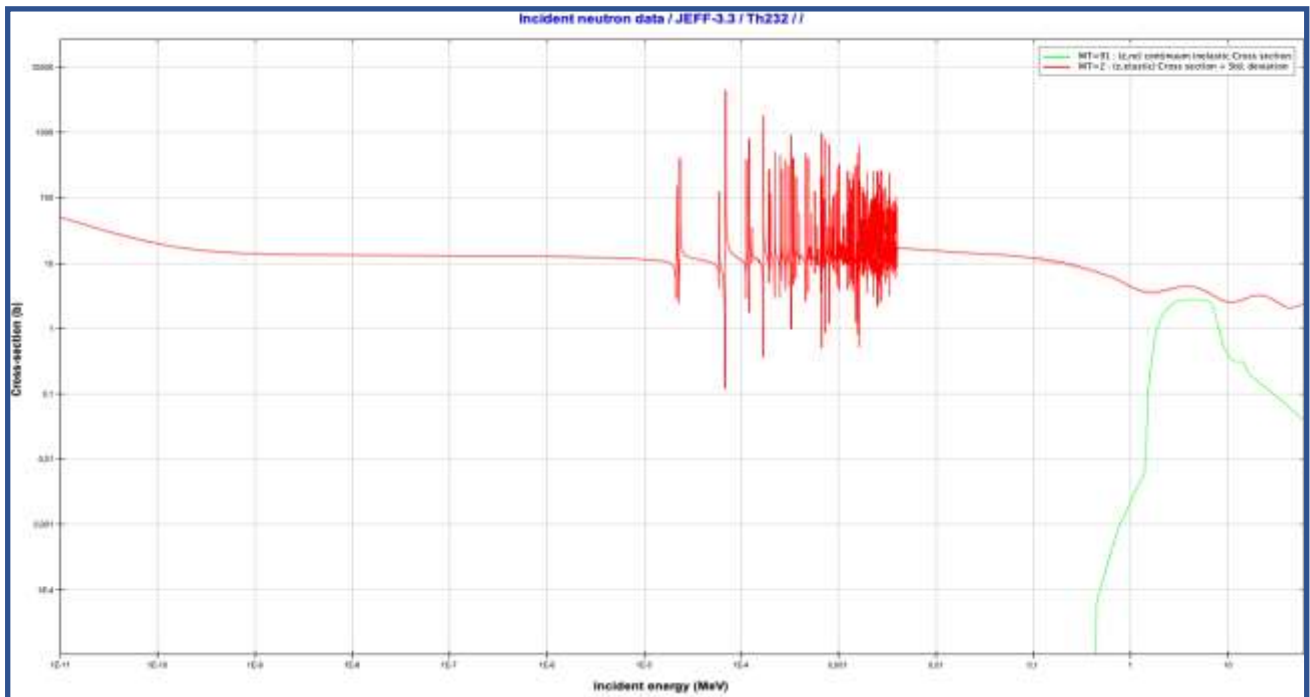


Figura 3-5 Sección eficaz de dispersión elástica (rojo) y dispersión inelástica (verde) para el Torio-232.

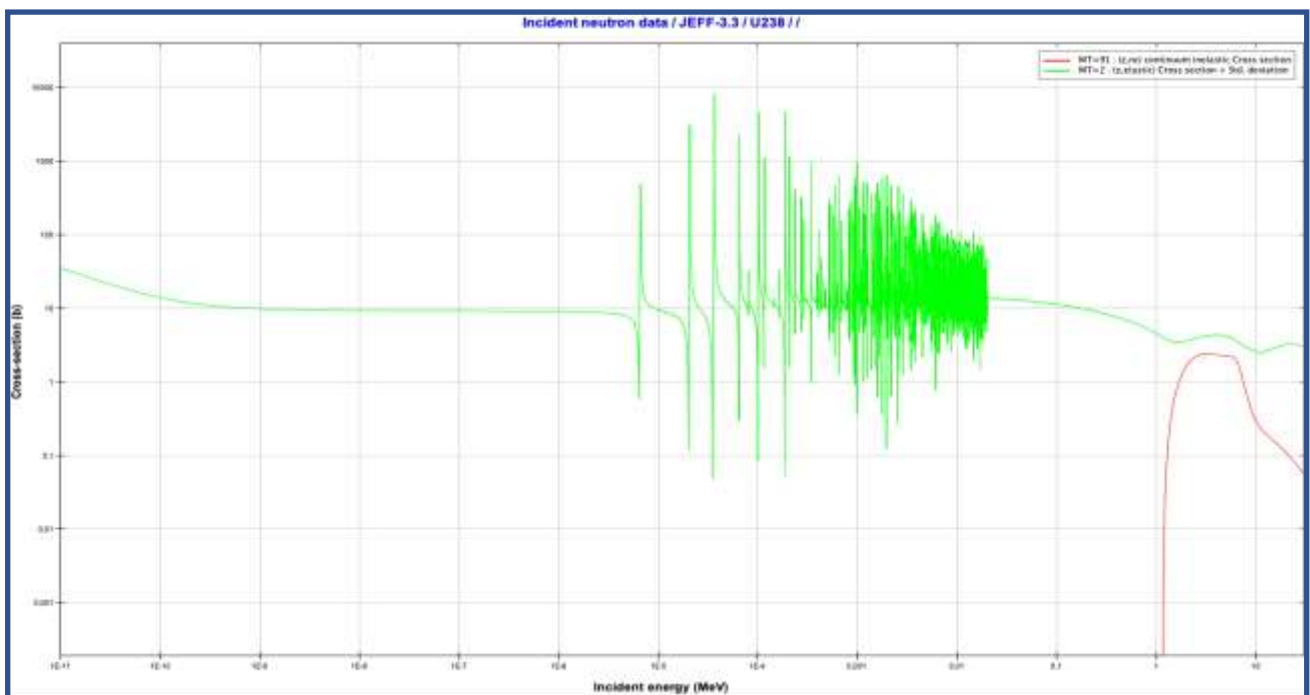


Figura 3-6 Sección eficaz de dispersión elástica (verde) y dispersión inelástica (rojo) para el Uranio-238.

Finalizando con este planteamiento, se considerará que la partícula en cuestión posee una energía de choque T_0 y que colisiona con una partícula blanco, la cual estará en completo reposo inicial y con una masa A .

Así, la partícula con energía T_0 colisionará elásticamente con un núcleo de masa A , restándole una energía T_1 en un ángulo θ^* en el centro de masas de la reacción, por lo tanto, habrá de cumplirse (5):

$$\frac{T_0}{T_1} = \frac{A^2 + 1 + 2A \cos \theta^*}{(A + 1)^2}$$

3-11

De esta forma se deduce que cuando A es muy pequeño, es cuando se maximiza la pérdida de energía (por ejemplo, hidrógeno, $A = 1$) siempre que $\cos \theta^* = -\pi$.

Por lo que se concluye que (5):

$$T_1^{min} = T_0 \cdot \frac{(A - 1)^2}{(A + 1)^2}$$

3-12

Y asumiendo que el segundo término es una constante llamada α , nos queda que (5):

$$T_1^{min} = \alpha T_0$$

3-13

Se puede calcular la fracción de energía media de los neutrones tras cada choque de la forma (5):

$$x = \left\langle \frac{T_1}{T_0} \right\rangle = \frac{(A^2 + 1)}{(A + 1)^2}$$

3-14

Y esto ya permite el cálculo del número de choques medio necesario para reducir la energía del neutrón, llamado q . Es debido a que después de un número de choques n nos encontraremos con que (5):

$$\left(\frac{T_n}{T_0} \right) = \prod_{i=1}^n \left(\frac{T_i}{T_{i-1}} \right)$$

3-15

Y el valor medio del logaritmo vale (5):

$$\left\langle \ln \frac{T_0}{T_1} \right\rangle = n \cdot \left\langle \ln \frac{T_0}{T_1} \right\rangle$$

3-16

Con lo que deriva en (5):

$$q = \frac{1}{\xi} \cdot \ln \left(\frac{T_r}{T_t} \right)$$

3-17

Siendo T_r la energía cinética de un neutrón rápido y T_t la correspondiente para un neutrón térmico. Y (5):

$$\xi = \left\langle \ln \frac{T_0}{T_1} \right\rangle$$

3-18

El valor que corresponde al poder de frenado logarítmico del material, este valor es intrínseco al mismo y su valor medio se calcula (5):

$$\xi = -\frac{1}{2} \int_{-1}^1 \ln \left(\frac{T_0}{T_1} \right) d \cos \theta^* = 1 - \frac{(A-1)^2}{2A} \cdot \ln \frac{A+1}{A-1}$$

3-19

Y finalmente la probabilidad de que una partícula sea emitida con una energía comprendida entre T_1 y $T_1 + dT_1$ adquiere la última expresión (5):

$$P(T_1)dT_1 = -p(\theta)d\theta$$

3-20

Asumiendo una distribución angular uniforme, $p(\theta)d\theta = d\Omega/(4\pi) = \frac{1}{2} \sin \theta d\theta$. Lo cual nos permite deducir que: $dT_1/d\theta$ con lo cual la función de probabilidad adquiere la forma definitiva (5):

$$P(T_1)dT_1 = \frac{(A+1)^2}{4AT_0} = \frac{dT_1}{(1-\alpha)T_0}$$

3-21 Probabilidad de obtener una energía después de un choque elástico.

Lo cual demuestra que entre αT_0 y T_0 los neutrones poseen una energía uniforme y la pérdida media de energía es: $\frac{1}{2}(1 - \alpha)T_0$ con lo cual la energía que posee tras el choque es: $\langle T_1 \rangle = \frac{1}{2}(1 + \alpha)T_0$. Algunos ejemplos de cálculos pueden verse en la siguiente tabla (5):

Moderador	α	ξ	ρ
${}^1_1\text{H}$	0.5	1	18
${}^2_1\text{H}$	0.56	0.725	25
${}^{12}_6\text{C}$	0.86	0.158	115

Tabla 18 Características de algunos moderadores.

Colisión o dispersión inelástica

En comparación a las colisiones elásticas, las dispersiones inelásticas son notablemente diferentes y sumamente complejas. En la colisión inelástica, el núcleo blanco sufre una excitación de su estado de energía y, al contrario de lo que ocurre con la colisión elástica, en este caso no es posible asegurar que el neutrón que emerge de la colisión es el mismo que el que sale eyectado, pudiendo tratarse de cualquiera de los demás que hay en el núcleo. Podría asimilarse este efecto al efecto Compton (9). La colisión inelástica tiene posibilidades de tener lugar en núcleos más masivos, debido a la compleja composición que tienen estos. En elementos ligeros, como hidrógeno o deuterio, la colisión inelástica es imposible (9).

Una característica fundamental de este tipo de dispersión es que presenta un umbral energético del neutrón incidente, por debajo del cual es imposible que esta suceda. Este umbral será ligeramente superior al valor del primer nivel de excitación del núcleo, el cual disminuye conforme aumenta el número másico del mismo. Como ejemplo, para el Carbono-12 el umbral energético se sitúa en 4.8 MeV mientras que para el Uranio-238 este está en 44 keV y en el Plutonio-239 este es de 6.5 keV (9). Este hecho nos lleva a plantear que la moderación por colisión inelástica es incompleta, teniendo en cuenta que, por ejemplo, en el caso del Uranio-238 estos dejarán de perder energía por ese método una vez alcanzado el umbral expuesto. Además, debido a que la zona de resonancias del Uranio-238 está situada por debajo de los 4.5 keV, es lógico pensar que por este método los neutrones tenderán a caer en la zona de resonancias del Uranio-238 antes de finalizar su moderación (9).

Sin embargo, este tipo de colisión es muy eficaz para reducir energía en los neutrones rápidos de altas energías. Según el modelo más simple y fiable para la fase final de la colisión inelástica, también conocido como evaporación, considera que debido a la colisión el núcleo queda altamente excitado, dándole la posibilidad de evaporar (expulsar) una partícula, en concreto, un neutrón.

Siguiendo este modelo, podemos ver que la probabilidad de que un neutrón incidente en la colisión inelástica con una energía E_0 que provoque un neutrón emergente de dicha colisión inelástica con energía E_1 viene dada por la expresión (9):

$$p(E_0 \rightarrow E_1)dE_1 = \frac{E_1}{T_2} e^{-\frac{E_1}{T}} dE_1$$

Ecuación 3-22 Probabilidad de obtener determinada energía tras un choque inelástico.

En la cual T es el parámetro de temperatura nuclear de la colisión, que es directamente dependiente de la energía cinética del neutrón incidente e inversamente proporcional al tamaño del núcleo blanco. Así la relación que expresan es (9):

$$T = 3.2 \sqrt{\frac{E_0}{A}}$$

3-23

Y como se puede observar la temperatura no depende intrínsecamente del núcleo blanco, sino que es dependiente de la energía del neutrón incidente. Por lo tanto, esta temperatura lo que mide es una colisión determinada.

La consecuencia notable es que la energía está directamente ligada a dicha temperatura, por lo tanto, el valor medio de esta distribución estadística ocurre (9):

$$\langle E_1 \rangle = \int_0^{\infty} E_1 p(E_0 \rightarrow E_1) dE_1 = 2T$$

Ecuación 3-24 Dependencia entre temperatura y energía obtenida de la colisión inelástica.

La cual permitirá una aproximación muy simple de la importancia de la colisión inelástica.

3.4 Ecuación del transporte neutrónico

Se puede asumir que los neutrones libres no son sensibles a la atracción gravitatoria y campos electromagnéticos por lo que tenderán a seguir una trayectoria rectilínea y uniforme hasta que interaccionen directamente con otro elemento nuclear.

Se pueden despreciar también las interacciones con los neutrones, que además se producen en forma de fuerza débil, por su enorme diferencia de masas y los choques entre neutrones, debido a que la densidad de población neutrónica es muy baja comparada con la densidad de los núcleos atómicos (9) (5). Como también se ha manifestado previamente, no se considerará la desintegración de los neutrones, pues la diferencia de semividas es abismal (9) (12).

Gracias a estos planteamientos, los cuales son suficientes para representar de manera notablemente fidedigna el comportamiento neutrónico, permitirán establecer una ecuación, llamada ecuación del transporte neutrónico ("T.N.") que permite evaluar la evolución temporal de la población de neutrones en un espacio fásico hexadimensional, basado en las variables (r, v) (9).

La variable r es la correspondiente a la variable geométrica en forma de vector tridimensional. Posteriormente nos encontramos con la variable v que representa la velocidad del neutrón, subdividida en dos partes, el módulo v y su dirección, la cual es representada por el vector unitario Ω o por sus cosenos directores (μ, η). Finalmente, la última variable será la variable t , que representa el tiempo (9).

De todas las variables que rigen esta ecuación se seleccionará como incógnita aquella que reúna más información sobre el problema concreto que estemos tratando, la incógnita bien puede ser la densidad neutrónica $N(r, v, t)$ o bien el flujo angular $\Psi(r, v, t)$ el cual se define (9):

$$\Psi(r, v, t) = v N(r, v, t)$$

Ecuación 3-25 Ecuación de flujo neutrónico.

Aunque normalmente se suele sustituir la velocidad v por la energía cinética E , debido a que gracias a sus unidades (eV), resulta más sencilla y cómoda de manejar.

Para plantear la ecuación es necesario recurrir a un balance de neutrones en el volumen de control genérico (r, v). Así, la derivada total de la densidad neutrónica en dicho volumen representará la diferencia entre la tasa de fuente y la tasa de sumidero o desapariciones. El planteamiento genera es tal que (9):

$$\frac{DN(r, v, t)}{Dt} = \text{ritmo de fuente} - \text{ritmo de sumidero}$$

Ecuación 3-26 Planteamiento inicial de la ecuación de transporte neutrónico.

Términos fuente

Teniendo en cuenta la forma genérica expresada anteriormente, resulta imperativo calcular los términos fuente para poder concluir en los términos de la ecuación. Así los procesos que concurren en los términos fuente son los siguientes (9):

- Tasa de fisiones: asumiendo que en el punto r la Σ_f no es nula, habrá una generación de neutrones, cuya tasa total viene definida por:

$$\int_0^{v_0} \int_0^{4\pi} v \Sigma_f(r, v') \Psi(r, v', t) dv'$$

3-27

Es importante asumir el hecho de que no todos los neutrones nacerán en el seno del volumen de control (r, v) y, aunque todos nazcan en r , la velocidad de los neutrones de fisión sigue la ley del espectro de fisión, $\mathcal{X}(v)$. Es posible asumir que la emisión promedio de neutrones será prácticamente isótropa, distribuyéndose por igual en los 4π estereorradianes. Por lo tanto, teniendo en cuenta la ley del espectro de fisión y multiplicada por la constante geométrica debido a las direcciones de aparición, la ecuación final queda (9):

$$\frac{\mathcal{X}(v)}{4\pi} \int_0^{4\pi} \int_0^{v_0} v \Sigma_f(r, v') \Psi(r, v', t) dv'$$

Ecuación 3-28 Ecuación tasa de fisiones.

Esta tasa es general y no diferencia entre neutrones inmediatos y diferidos, lo cual requiere una complejidad mucho mayor y no se va a mencionar. Con esta fórmula la aproximación a la ecuación es suficientemente fiable.

- Tasa de dispersiones: Las dispersiones producen un cambio de un espacio fásico a otro $(r, v') \rightarrow (r, v)$ (9). Por lo tanto, debido a este hecho, debe ser contabilizada tanto en los términos fuente como sumidero, puesto que los neutrones que desaparecen en un espacio aparecerán en otro. El efecto total de las dispersiones es nulo a consecuencia de esto, pero no por ello son despreciables, ya que tienen un efecto decisivo a la hora de describir el flujo neutrónico del reactor.

Por lo tanto, el número de dispersiones que tendrán lugar en un punto r del espacio es (9):

$$\int_0^{v_0} \int_0^{4\pi} v \Sigma_s(r, v') \Psi(r, v', t) dv'$$

3-29

Se observa la similitud con el término fuente de los neutrones de fisión, excepto por el término Σ_s que al ser producto de las secciones de dispersión cambiará notablemente.

De hecho, al contrario que la anterior, no se puede considerar como isótropo debido a que se habla normalmente de dispersión elástica, que es el tipo de dispersión que más se produce, y debido a las peculiaridades de ésta, dependiente del ángulo. Como ya se ha analizado esto en la moderación, aquí se utilizará una notación simplificada.

Así la sección eficaz diferencial de dispersión, que es la tasa de transferencia desde una velocidad a otra, se puede representar:

$$\Sigma_s(r, v' \rightarrow v) = \Sigma_s(r, v')p(v' \rightarrow v)$$

3-30

Siendo el término $p(v' \rightarrow v)$ el denominado núcleo de dispersión, una función de densidad normalizada a la unidad, pues el neutrón de velocidad v' aparecerá tras la dispersión con una velocidad v comprendida en módulo entre 0 y v_0 y en algunas de las 4π direcciones (9).

Con estas consideraciones la fórmula queda de la forma:

$$\int_0^{v_0} \int_0^{4\pi} v \Sigma_s(r, v') p(v' \rightarrow v) \Psi(r, v', t) dv'$$

Ecuación 3-31 Ecuación de tasa de dispersión.

- Otros términos fuente: Se pueden añadir otros términos que también generan neutrones como las reacciones $(n,2n)$ y $(n,3n)$. La estructura de estos términos sería notoriamente parecida a la de fisión, cambiando el subíndice de sección eficaz. Ocurre que estos procesos son marginales (9) en el reactor y, por lo tanto, no se incluirán para plantear la ecuación con la mayor sencillez posible.
- Fuente externa (no homogénea): Para todas las expresiones anteriores, la dependencia del flujo neutrónico, con carácter lineal, además, provocan que sean denominados como términos homogéneos.

Excepcionalmente los reactores pueden incorporar fuentes de neutrones externas, se las denomina fuentes no homogéneas porque no dependen del flujo neutrónico. El término se representa generalmente por $S(r, v, t)$ (9), y siendo en la mayoría de los casos fuentes isótropas, se puede representar como (9):

$$\frac{1}{4\pi} S(\bar{r}, v, t)$$

Ecuación 3-32 Ecuación fuente no homogénea.

O en caso de ser monoenergética:

$$\frac{1}{4\pi} S(\bar{r}, t) \delta(v - v_s)$$

Ecuación 3-33 Ecuación fuente no homogénea en caso de ser monoenergética.

Donde v_s es la velocidad de los neutrones emergentes de la fuente. Estas fuentes suelen estar basadas en reacciones gamma-neutrón (γ, n) o alfa-neutrón (α, n) (9) Un ejemplo son las conocidas como “cerillas neutrónicas”, en caso de el Cf-252 o fuentes de Am-Be.

Término sumidero

Dentro del punto fásico (r, v) todas las reacciones que experimentan los neutrones hacen que estos desaparezcan en el volumen de control. Para las dispersiones, estos aparecerán con otras velocidades, en el caso de las fisiones la desaparición de los neutrones comporta su apareamiento en otros puntos fásicos, por la multiplicación neutrónica inherente.

Teniendo en cuenta la sección eficaz total (9):

$$\Sigma_t(r, v) = \Sigma_s(r, v) + \Sigma_a(r, v)$$

Ecuación 3-34 Sumatorio de secciones eficaces de captura o absorción.

Y la tasa sumidero comprenderá:

$$\Sigma_t(r, v) \Psi(r, v, t)$$

Ecuación 3-35 Tasa sumidero de neutrones.

Mientras que los términos fuente homogéneos dependen del flujo de todas sus energías, puesto que desde todas estas se pueden originar reacciones que hagan aparecer neutrones en el volumen de control. En el término sumidero sólo interviene el flujo de la energía del volumen, que es hexadimensional (9).

Derivada total

La evolución temporal de la población neutrónica se mide a través de su derivada total, en el espacio hexadimensional (r, v) (9).

Habiéndose establecido el valor de esta para un punto (r, v) en dependencia del tiempo t , es importante aclarar que las variables independientes escogidas para resolver el problema no son realmente independientes entre sí. Así el flujo neutrónico (Ψ) o la densidad de neutrones (N) sólo se pueden describir en función de r, v además de t (9).

Esto no evita necesariamente que las variables r, v y t estén elementalmente relacionadas entre sí para cada neutrón al experimentar este un movimiento rectilíneo y uniforme, así (9):

$$r(t) = r(t_0) + v(t - t_0)$$

3-36

Y el valor de la derivada total es (9):

$$\frac{DN(v, r, t)}{Dt} = \frac{\partial N(v, r, t)}{\partial t} + \frac{\partial N \partial x}{\partial x \partial t} + \frac{\partial N \partial y}{\partial y \partial t} + \frac{\partial N \partial z}{\partial z \partial t}$$

Ecuación 3-37 Derivada total de la ecuación de transporte neutrónico.

Se han empleado coordenadas cartesianas por simplicidad, pero el término general adquiere la forma (9):

$$\frac{DN}{Dt} = \frac{\partial N}{\partial t} + \frac{\partial N}{\partial r} \cdot \frac{\partial r}{\partial t}$$

Ecuación 3-38 Derivada total de la ecuación de transporte neutrónico en coordenadas polares.

Aquí hay dos términos que conviene comentar. El primero de ellos ($\partial N / \partial t$) es la derivada local, esto es, la variación temporal de la densidad neutrónica en un punto fijo del espacio (r, v), de otra manera: evalúa la variación temporal en el sistema. En el caso de que la neutrónica del reactor sea estacionaria, este valor, debe ser nulo en todo el reactor (9).

El segundo término, que se comprende mejor con la ecuación en coordenadas cartesianas consiste en el producto de la velocidad v por la variación espacial de la densidad neutrónica, que vendrá determinada por la función gradiente (9).

La función finalmente puede escribirse como (9):

$$\frac{DN(v, r, t)}{Dt} = \frac{\partial N}{\partial t} + v \text{ grad } N$$

Ecuación 3-39 Ecuación de transporte neutrónico diferencial.

Dado que los términos colisionales están en función de Ψ , por comodidad es posible expresarla en función del mismo, quedando (9):

$$\frac{DN}{Dt} = \frac{1}{v} \frac{\partial \Psi(r, v, t)}{\partial t} + \Omega \text{ grad } \Psi$$

Ecuación 3-40 Ecuación de transporte neutrónico diferencial en función del flujo neutrónico.

En el último término el módulo de la velocidad se ha incluido en el gradiente, quedando el vector unitario Ω representativo de la dirección del neutrón, que multiplica al gradiente del flujo.

($\partial N / \partial t$) corresponde a la derivada temporal local, mientras que ($v \text{ grad } N$) corresponde a la derivada convectiva, al depender esta de la velocidad del neutrón. Físicamente viene a ser lo que se denomina término de fugas, independientemente de su signo (positivo o negativo) en un punto (r, v) (9).

Expresión Integro-diferencial de la Ecuación de transporte neutrónico.

Asumiendo un volumen arbitrario V, si se integra la ecuación original [Ecuación 3-26] y desglosa en sus términos en dos instantes determinados t_1 y t_2 se obtiene (9):

$$\int_{t_1}^{t_2} \int_V \frac{DN}{Dt} dV dt = \int_{t_1}^{t_2} \int_V (Tasa de fuentes - sumideros) dV \cdot dt$$

Ecuación 3-41 Expresión integro-diferencial de la ecuación de transporte neutrónico.

El término de la izquierda es posible descomponerlo en los dos conocidos de la ecuación diferencial (9):

$$\int_{t_1}^{t_2} \int_V \frac{DN}{Dt} dV dt = NT_2(v) - NT_1(v)$$

3-42

Siendo NT el número total de neutrones de velocidad v existente en el total del volumen V en los instantes dados (t_1 y t_2). El término de la derecha, integrado representa el número neto total de neutrones aparecidos en V en el lapso de tiempo. Y este balance puede expresarse como (9):

$$NT_2(v) = NT_1(v) + \text{Neutrones } (v) \text{ producidos} - \\ - \text{Neutrones } (v) \text{ destruidos} - \text{neutrones } (v) \text{ fugados}$$

3-43

Si se iguala esta última ecuación con [Ecuación 3-41] y teniendo en cuenta [Ecuación 3-39] que corresponde al desglose de la derivada total, se tiene la expresión que afecta a la derivada convectiva:

$$- \int_{t_1}^{t_2} \int_V (\mathbf{v} \cdot \text{grad } N) dV dt = \text{neutrones } (v) \text{ fugados}$$

Ecuación 3-44 Expresión integro diferencial de la derivada convectiva.

Que indica que el significado de la derivada convectiva es coincidente con las fugas.

Así la expresión completa de la ecuación integro-diferencial, tras haber planteado todas estas expresiones resulta ser (9):

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \Psi(r, v, t)}{\partial t} + \Omega \text{ grad } \Psi(r, v, t) = \frac{\chi(v)}{4\pi} \int_0^{v_0} \int_0^{4\pi} v \Sigma_f(r, v') \Psi(r, v', t) dv' + \\ + \int_0^{v_0} \int_0^{4\pi} v \Sigma_s(r, v') p(v' \rightarrow v) \Psi(r, v', t) dv' + S(r, v, t) - \Sigma_t(r, v) \Psi(r, v, t)$$

Ecuación 3-45 Expresión integro-diferencial de la ecuación del transporte neutrónico.

4 CÁLCULO SIMPLIFICADO

4.1 Planteamientos previos.

En esta sección se va a simular por medio de un programa informático un reactor de combustible líquido disuelto en sales fundidas, el último tipo visto en el bloque II [- 82 -] de teoría, para comparar los resultados que se obtengan entre Uranio-238 y Torio-232.

La idea general de este apartado es realizar la simulación basándonos en la teoría previa. Esto sería lo ideal, pero es inabordable en el ámbito de este trabajo. Los cálculos y complejidad del núcleo hacen casi imposible programar un reactor nuclear aplicando siquiera ya las fórmulas vistas, por no mencionar ya toda la formulación habida. En cualquier caso, existen programas comerciales y de investigación, llamados códigos de cálculo, que abordan el problema con mayor complejidad.

Para esto se hará un cálculo lo más simplificado posible. Esto restará en cierta medida fiabilidad al modelo, pero asumiendo condiciones ideales, básicamente las que se darían en un reactor operando en condiciones estacionarias nominales (no diferirá mucho), se considera que el modelo es lo suficientemente fiable como para realizar la simulación con un mínimo de confianza.

El modelo empleado (53), consiste en la realización de un algoritmo analizando por ciclos los nucleidos presentes y posteriormente operando según interaccionen o según las variables que presenten en el momento. Para ello se requiere de las condiciones ideales previamente planteadas.

Se plantearán las siguientes hipótesis al modelo (53):

- Un flujo neutrónico corregido, asumiendo que el reactor ya está en estacionario.
- Una cantidad de combustible estable y sin eliminación de residuos, lo cual no es realista para un reactor comercial. Pero permite establecer una base sólida en la que trabajar.
- No habrá envenenamiento neutrónico: esto permite mantener constante el número de neutrones. Esto no tendrá finalmente gran efecto en los resultados pues se asume todo en estacionario, donde los venenos neutrónicos se mantienen estables. Esto se ha hecho así para mantener el factor de multiplicidad neutrónico estable.
- Cálculos en largos periodos de tiempo: cada ciclo de cálculo será de un día lo cual afecta notablemente a aquellos nucleidos con semividas sensiblemente inferiores.
- Un volumen del reactor limitado: se asume que todo el reactor comprende a 1 cm^3 de Torio y Uranio, el resto de reacciones se asumen también en el mismo espacio.

4.2 Datos a emplear

Los datos que se requieren para una correcta implementación del cálculo son los referentes a la sección eficaz, los cuales se obtienen de un conjunto de librerías ya diseñadas y disponibles en internet.

Utilizando el software JANIS (versión 4.0), creado por la Agencia de la Energía Nuclear⁵ (12), se recopilan todas estas librerías, obteniendo los datos de secciones eficaces de la librería concreta creada por la JEFF⁶, en su versión 3.3, donde se pueden encontrar todas las secciones eficaces que se necesitan, de captura, fisión (si la hubiere) y dispersión (tanto elástica como inelástica).

Además, utilizando el mismo JANIS se puede obtener otro dato que se necesita, esto es, las semividas de todos los nucleidos que intervienen o intervendrán en el proceso. Se pueden hallar, accediendo a las librerías de la nubase 2012 (12).

Finalmente, el último requisito para poder proceder en cuanto a todos los datos disponibles, son las tablas de fisión de aquellos nucleidos que se van a fisionar, estos son, el Uranio-233 y el Uranio-235.

Para esto es necesario obtener las tablas de fisión de los elementos. Debido a la complejidad de su cálculo manual, la mejor opción son las tablas experimentales ya realizadas. En este caso se obtienen de la JAEA⁷, que ya tiene unas excelentes tablas independientes de estos elementos.

Acto seguido hay que organizar los datos. Para ello se dispondrá de un archivo de texto plano donde se incluirán los datos relevantes de cada nucleido en cuestión.

Adquirirá la forma:

90 232 D:A:1400000000;N:C:7.337866

Figura 4-1 Disposición de los datos a utilizar.

El primer número hace referencia al número atómico A. El siguiente, al número másico M. A continuación, se coloca una D, si decae o un E si es estable, en este último caso no hace falta añadir nada más.

En el caso de que decaiga, D (decae): A (A si decae en modo alfa, B-, si decae en forma de beta negativo, B+ si es beta positivo, CE si es captura electrónica, o A:B- si tiene varias formas de decaimiento posibles). El número siguiente es su semivida expresada en años y separado con punto y coma (;), si hay otro tipo de interacciones aparte de decaer (captura neutrónica o fisión, con el número final siendo la sección eficaz).

⁵ N.E.A. (Nuclear Energy Agency, en inglés)

⁶ Siglas en inglés de: *The Joint Evaluated Fission and Fusion File.*

⁷ Siglas en inglés de: *Japan Atomic Energy Agency.*

La tabla para fisiones adquiere la forma:

24 42 2.4466300e-14

Figura 4-2 Disposición de la información referente a las tablas de fisión.

Donde el primer número es el número atómico, el segundo el número de neutrones y el tercero es la cantidad de elementos que se generan en la fisión si fisiona un átomo.

4.3 Fórmulas y cálculos

En el caso de reacciones nucleares hay dos fórmulas fundamentales a emplear:

- Tasa de reacción (53): Mide la cantidad de nucleidos que interactúan con neutrones de un número inicial dado en un tiempo determinado. Servirá para el cálculo de los factores referentes a captura neutrónica y fisión.

$$\mathcal{RR} = \Phi \cdot N \cdot \sigma$$

Ecuación 4-1 Tasa de reacción.

Donde:

- **RR** = tasa de reacción por unidad de volumen.
- ϕ = flujo neutrónico (neutrones*cm⁻²*s⁻¹).
- **N** = densidad atómica (átomos*cm⁻³).
- σ = sección eficaz (cm²).
- Tasa de decaimiento (53): Cuantos nucleidos decaerán en un periodo determinado. Su uso se dará en el cálculo del factor de decaimiento.

$$D = S \cdot 0.5^{\frac{\Delta t}{t_{1/2}}}$$

Ecuación 4-2 Tasa de decaimiento.

Donde:

- **D** = Número de átomos que han decaído.
- **S** = Número de átomos iniciales.
- Δt = tiempo transcurrido (s).
- $t_{1/2}$ = semivida del elemento (s).

En el caso de la tasa de reacción es asimilable tanto para capturas como para fisiones. Pero también es necesario plantear qué ocurre en caso de que se den causas múltiples: que decaiga, capture, fisione o haga todo a la vez. En este caso se puede simplificar el cálculo mediante la creación de factores dependientes de cada mecanismo.

Para eso se ha desarrollado una fórmula (53) que permite el cálculo para determinar en múltiples reacciones cuantos átomos permanecen intactos en un periodo determinado:

$$U = S \cdot \prod_{i=1}^n f_i$$

Ecuación 4-3 Cálculo de átomos intactos.

Donde:

- **U** = número de átomos intactos.
- **S** = número de átomos iniciales.
- **f_n** = lista de factores dados en la reacción.
- **n** = cantidad total de factores.

Esto también se puede expresar como: **U = S · P**, siendo P el factor producto de todos los factores. Para el cálculo del número de átomos afectados por cada mecanismo de reacción, se deriva la siguiente fórmula de la anterior:

$$M = (S - U) \cdot \frac{1 - f}{n - s}$$

Ecuación 4-4 Número de átomos afectados por cada factor que interviene.

Donde:

- **M** = número de átomos intactos (para cada mecanismo concreto).
- **S** = Número de átomos iniciales.
- **U** = Número de átomos intactos (totales).
- **s** = sumatorio de todos los factores.
- **n** = número total de factores.
- **f** = factor que interviene en ese mecanismo.

Ejemplo de cálculo: (53)

Un ejemplo de todo esto sintetizado para el cálculo se puede llevar a cabo con el Uranio-233:

Consideraciones previas:

- Núcleo a examinar: Z =90, A =233 (U₂₃₃)
- Número de átomos presentes: 2.418*10¹⁷
- Periodo de tiempo: 1 día (86400 segundos)
- Flujo de neutrones: 10¹⁰
- El Uranio-233 decae en forma de alfa, con una semivida de 159.200 años, y unas secciones eficaces de captura de 45.256 barnios y 531.3016 barnios de fisión.

Cálculo:

Teniendo en cuenta los factores que actúan sobre el elemento: decaimiento, captura neutrónica y fisión, habrá un total de 3 factores, cuyo valor será:

$$(1)f_{decaimiento,\alpha} = 0.5^{\frac{\Delta t}{t_{1/2}}} = 0.5^{\frac{86400}{159200 \cdot 365 \cdot 86400}} = 0.99999998807$$

$$(2)f_n = 1 - (\Delta t \cdot \phi \cdot \sigma)$$

$$(2.1)f_{n,captura} = 1 - (86400 \cdot 10^{10} \cdot 45.256 \cdot 10^{-24}) = 0.99999996089$$

$$(2.1)f_{n,fisión} = 1 - (86400 \cdot 10^{10} \cdot 531.3016 \cdot 10^{-24}) = 0.99999954095$$

Una vez calculados los factores, se procede al cálculo de cuántos átomos han sido alterados y cuántos por cada factor:

$$(3)U = S \cdot \prod_{i=1}^n f_i$$

$$(3)U = 2.418 \cdot 10^{17} \cdot 0.99999998807 \cdot 0.99999996089 \cdot 0.99999954095 \\ = 2.4179988 \cdot 10^{17}$$

Y para cada factor:

$$(4)M = (S - U) \cdot \frac{1 - f}{n - s}$$

$$(4.1)s = 0.99999998807 + 0.99999996089 + 0.99999954095 \\ = 2.99999948991$$

$$(4.2)M_{decaimiento,\alpha} = (2.418 \cdot 10^{17} - 2.4179988 \cdot 10^{17}) \cdot \frac{1 - 0.99999998807}{3 - 2.99999948991}$$

$$(4.2)M_{decaimiento,\alpha} = 2.80656354 \cdot 10^9$$

$$(4.2)M_{n,captura} = 9.20073 \cdot 10^9$$

$$(4.2)M_{n,fisión} = 1.0799 \cdot 10^{11}$$

Y con esto estarían todos los datos que se necesitan, átomos intactos, átomos que interaccionan y cuántos interaccionan con cada factor.

Estos cálculos han sido hechos para un único elemento en un único periodo de tiempo. Cabe preguntar si es viable realizarlos a mano para aproximadamente mil isotopos distintos posibles durante 20 años en periodos de un día.

La respuesta, es que resulta imposible realizar todo esto por una única persona en un intervalo de tiempo reducido. Por lo tanto, la respuesta al problema de la realización de los cálculos radica en la automatización de los mismos.

Esta automatización se realizará programando un código que realice todo lo aquí ya mencionado y que debido a la potencia de cálculo de los ordenadores lo que puede costar varias horas, un ordenador lo hace en menos de un segundo. Para esto se utilizará el lenguaje de programación Python.

Mediante Python se implementará un algoritmo que permita ir por todos los elementos del sistema, durante el periodo establecido hasta la consecución de los objetivos. El flujograma adquiere la forma de la Figura 4-3.

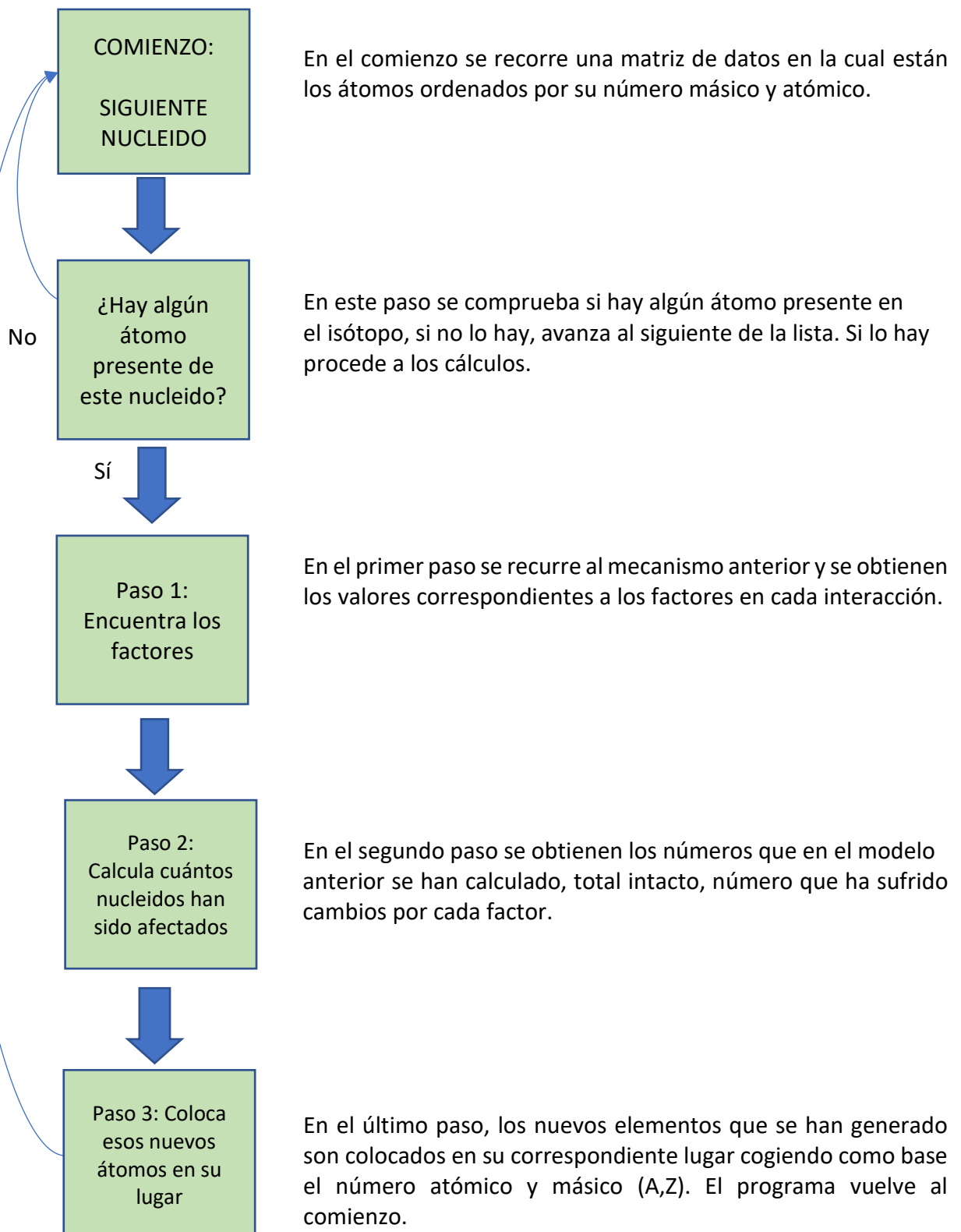


Figura 4-3 Flujograma correspondiente al algoritmo de la simulación.

4.4 Programa

A continuación, se van a desgranar algunos aspectos destacables del programa para su comprensión, el propio código incluye comentarios utilizando los signos que dispone Python para ellos, los cuales son: `""" [comentario] """` y `#[comentario]` los cuales indican al compilador que se trata de un comentario y no debe ser ejecutado.

```

"""En este primer paso procedemos a inicializar las matrices con las que vamos a trabajar, para ello, es imprescindible
declararlas, así como mediante un bucle, generar matrices vacías, de lo contrario, dará lectura(compilación) errónea"""
datos_brutos, numeros, numeros_nuevos, datos, factor, matriz_datos, fisión_233, c= [], [], [], [], [], [], [], []:[]
suma,sumfactor, j, mulfactor, ciclos = 0, 0, 0, 0, 0
for i in range(len(open("datos.txt").readlines())):
    datos_brutos.append(3 * [""])
    numeros.append(3 * [0])
    datos.append(3 * [""])
    numeros_nuevos.append(3 * [0])
for i in range(3):
    factor.append([0.0])
    c.append([""])
""" El siguiente paso es trasladar los datos, que se han recopilado en un archivo .txt a una matriz para poder trabajar
dinámicamente con estos."""
for i in open("datos.txt").readlines():
    i = i.split()
    datos_brutos[j] = i
    j += 1
"""En el siguiente paso, crearemos la matriz de datos para la fisión. En la cual estableceremos una matriz de dos
dimensiones en la cual el primer lugar será el número atómico, el segundo lugar será el número másico, el tercero
corresponderá a la base y el cuarto al exponente, estos dos últimos serán la incidencia de ese elemento en la
desintegración. El quinto punto será el número de elementos que resultarán de la fisión"""
for t in open("U-233.txt").readlines():
    t = t.split()
    if t[0] is not '#' and t[2] != '0.000000e+00':
        fisión_233.append(5 * [""])
t=-5
for i in open("U-233.txt").readlines():
    i = i.split()
    b = i[2].split("e-")
    if i[0] is not '#' and i[2] != '0.000000e+00':
        for h in range(5):
            if h < 2:
                fisión_233[t][h] = i[h]
            elif h > 1 and h < 4:
                fisión_233[t][h] = b[(h-2)]
            else:
                fisión_233[t][h] = 0.0
    elif i[2] == '0.000000e+00':
        t -= 1
    t += 1
"""En el paso anterior hemos obtenido una matriz 2D, pero todos sus datos están en formato caracter y no podemos
trabajar sobre ellos directamente, por lo tanto necesitamos dividirlos, una matriz donde en función de los numeros
A y Z vayamos custabilizando los núcleidos que se vayan formando, toda en formato int y una segunda matriz, 1D que
contendrá datos en formato caracter sobre las propiedades de los núcleidos."""
for i in range(len(datos_brutos)):
    numeros[i][2] = 0.0
    for j in range(2):
        numeros[i][j] = int(datos_brutos[i][j])
        numeros_nuevos[i][j] = int(datos_brutos[i][j])
for i in range(len(datos_brutos)):
    datos[i] = datos_brutos[i][2]

```

Figura 4-4 Código programa.

En esta parte del código, lo que se hace es importar los archivos de datos, generar la matrices y variables globales que se van a necesitar y acto seguido se trasladan los datos de estos respectivos archivos a sus correspondientes matrices en Python. Así, se crea una matriz de números, cuya función será almacenar el número de átomos de cada elemento e isótopo en función de su número atómico y másico.

Otra matriz será la matriz de datos, cuya función es incorporar exclusivamente los datos referentes a la estabilidad del átomo, si decae, en que forma decae y su semivida, esta será de capital importancia para el cálculo de los factores. Acto seguido se importan los datos referentes a la fisión en una matriz que albergará los mismos y que será utilizada para calcular los productos de fisión más tarde.

```
#Acto seguido vamos a introducir los datos y constantes de partida
flujo_neutrones = pow(10, 15) # Asumimos un flujo de neutrones de 10^15 neutrones por segundo.
tiempo = 86400 # lapso de tiempo que corresponde a cada ciclo, cuando más pequeño, más precisa será la medida.
k_eff = 1 # Factor de criticidad del núcleo, asumimos estadio ideal: n° neutrones emitidos = n° neutrones absorbidos
ciclos_limite = 20*365 # Número de ciclos totales que corresponden a un periodo total de 10 años.
numeros[0][2] = 3.026 * pow(10,22) #Cantidad de átomos presentes en un cm3 de Torio-232 puro.

evolucion = open ("evolucion_u233.txt", 'w')#Se abre el archivo de texto que registrará la tasa de evolución del uranio-233
evolucion.truncate() # A continuación se limpia completamente el archivo para que los datos sean nuevos.
maximo = 0 #La variable máximo se encargará de registrar el valor más alto de uranio-233 en el reactor.
```

Figura 4-5 Código programa.

En esta parte se definen algunas constantes que van a regular el desarrollo del programa. Además, se importa el primer archivo donde se grabarán los resultados, en este caso, la evolución que mostrará el elemento físil.

Se ha establecido un lapso de tiempo de un día, es decir 86400 segundos, porque es un dato lo suficientemente grande para captar el decaimiento de partículas con semividas muy altas, pero lo suficientemente pequeño para no desvirtuar mucho los resultados.

Se ha asumido que todo ocurre en 1 cm³ de Torio-232 puro, y se introduce aquí el número de átomos del mismo en la matriz de datos para que el programa pueda comenzar la simulación.

```
*** A continuación comienza el algoritmo a funcionar, con un bucle incremental que comienza en 0 y acaba el número de
ciclos determinados que se han puesto como condición inicial en el apartado anterior, el programa comenzará a analizar
la matriz de números***
while ciclos < ciclos_limite:
    for i in range (len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0.0: # En el caso de encontrar un número de átomos superior a 0 procederá a ejecutarse el
            # código, si no es así, pasa al siguiente.
```

Figura 4-6 Código programa.

Comienza la simulación, donde, hasta que se agoten los ciclos pertinentes, que previamente se han establecido en veinte años, se recorre la matriz de números, y si se hallan átomos, se procede al cálculo.

```
*** El siguiente paso a aplicar consiste en la identificación de los factores propiamente dichos. Como se
ha observado en la tipología de los mismos, presentan la forma D:A:90;N:C:10. Como no todos presentan esta
disposición, lo que se hace es desde la matriz de datos, trocear estos en función de los caracteres
involucrados, es decir ; y : y en función de la longitud de la cadena se analizan.***
if (len(datos[i].split(";")) == 1) and (len(datos[i].split(":")) == 3): #En este caso si al dividir la
    # cadena la longitud del vector es 1
    a = datos[i].split(":") # y la subdivisión es 3, se aplica el mecanismo para decaimientos
    if (a[1] == 'A'): #Se analiza el vector y según lo que indique la segunda posición del mismo, se aplica
        # un mecanismo de decaimiento.
```

Figura 4-7 Código programa.

En el siguiente apartado se comparan las matrices de números con la equivalente de datos para obtener las características del elemento y se analizan según las características que pueda presentar la matriz de datos, dándose cuatro situaciones:

- Longitud de la cadena primera de valor uno, longitud de la subdivisión valor tres.
- Longitud de la cadena primera de valor uno, longitud de la subdivisión valor seis. Para casos de decaimiento múltiple.
- Longitud de la cadena primera de valor dos. Para casos de decaimiento más una interacción con neutrones.
- Longitud de la cadena primera de valor tres. Para casos de decaimiento más dos interacciones con neutrones.

```

"""En esta parte se procede al cálculo del valor de los factores que están involucrados según las
correspondientes fórmulas después se calculan tanto el número de elementos intactos, como el número
de elementos que han interactuado por ese factor, como es posible que se produzca un número de
decaimiento inferior a 1 se aplica un factor de corrección que hace que el número total de átomos
decaídos sea 1 y evitar que se sitúe entre 0 y 1, lo cual es irreal."""
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[2]) * 365 * 24 * 3600))) #En un vector del tamaño de
# la cantidad de factores se
sumfactor, mulfactor = factor[0], factor[0] #Se calculan el sumatorio de los factores así como su
# van guardando los mismos.
# producto.
numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * mulfactor) #Aplicando el producto de los número por el
# producto de los factores se obtiene la
# cantidad de átomos intactos.
decaídos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(sumfactor))
# En este caso se obtiene la cantidad de átomos que han interactuado y cambiado.
if decaídos <= 1.0:
    decaídos = 1

```

Figura 4-8 Código programa.

Para continuar, en cada uno de los cuatro supuestos anteriores se procede al cálculo de los factores que actúan en cada elemento. Las fórmulas empleadas son las ya vistas previamente en este capítulo [- 111 -].

Fórmula para el factor de decaimiento:

$$D = S \cdot 0.5^{\frac{\Delta t}{t_1}} \cdot \frac{1}{2}$$

Fórmula para el factor de interacción neutrónica, exactamente idéntica para capturas y fisiones:

$$f_n = 1 - (\Delta t \cdot \phi \cdot \sigma)$$

Fórmula para el cálculo de elementos intactos:

$$U = S \cdot \prod_{i=1}^n f_i$$

Fórmula para el cálculo de elementos afectados por cada factor:

$$M = (S - U) \cdot \frac{1 - f}{n - s}$$

```

"""Finalmente con los números obtenidos se procede a situarlos en lugar que les corresponde,
en función del tipo de decaimiento que presente el elemento, irán a un lugar u otro de la matriz
de trabajo de números"""
for j in range(len(numeros)): #Mediante un bucle se recorre la matriz
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 2 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]) - 4:
#Hasta que se encuentra un lugar que cumpla con los parámetros requeridos.
    numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaídos
    #Se sustituye el valor en el lugar de la matriz de trabajo números.
    break

```

Figura 4-9 Código programa.

En este paso los átomos afectados por cada factor son recolocados en su correspondiente lugar en la matriz de números, actualizando los átomos presentes.

```

""" Aquí se actualiza el número de átomos del elemento o isótopo que quedan intactos tras las
interacciones si el número de átomos resulta ser inferior a i se aplica un factor de corrección para
igualarlo a 0, esto es debido a que es imposible que exista menos de 1 átomo"""
numeros [i][2] = numeros[i][2] - decaidos
if numeros[i][2] <= 1.0:
    numeros[i][2] = 0

```

Figura 4-10 Código programa.

Y para finalizar, se actualiza el número de átomos del elemento que se ha analizado, reduciendo así su número debido a que, al interactuar, será inferior.

```

if (len(datos[i].split(';'))== 1) and (len(datos[i].split(':')) == 6:
    a = datos[i].split(':')
    if (a[1] == 'B-') and a[2] == 'A':
        factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
        numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * factor[0])
        decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
        if decaidos <= 1.0:
            decaidos = 1
        for j in range(len(numeros)):
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[4])
                continue
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 2 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]) - 4:
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[5])
                continue
    if (a[1] == 'B-') and (a[2] == 'B+' or a[2] == 'CE'):
        factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
        numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]
        decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
        if decaidos <= 1.0:
            decaidos = 1
        for j in range(len(numeros)):
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[4])
                continue
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[5])
                continue
    if a[1] == 'B+' and a[2] == 'CE':
        factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
        numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]
        decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
        if decaidos <= 1.0:
            decaidos = 1
        for j in range(len(numeros)):
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
                continue
    numeros [i][2] = numeros[i][2] - decaidos
    if numeros[i][2] <= 1.0:
        numeros[i][2] = 0

```

Figura 4-11 Código programa.

El mismo procedimiento, pero en el supuesto segundo:

- Longitud de la cadena primera de valor 1, longitud de la subdivisión valor 6. Para casos de decaimiento múltiple.


```

''' Ejemplo de cálculo en el caso de que la matriz de datos tenga más valores separados por el signo ; el
procedimiento sigue análogo al anterior pero se añaden factores'''
if (len(datos[i].split(';'))== 2):
    a = datos[i].split(';')
    c[0] = a[0].split(':') #Factor 1
    c[1] = a[1].split(':') #Factor 2
    if c[0][1] == 'A':
        factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
        factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10, -24)))
        numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]*factor[1]
        decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (2 - (factor[0]+factor[1]))
        if decaidos <= 1.0:
            decaidos = 1
        capturados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[1]) / (2 - (factor[0]+factor[1]))
        if capturados <= 1.0:
            capturados = 1
        for j in range(len(numeros)):
            if numeros[j][0] == ((numeros[i][0]) - 2) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) - 4):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
                continue
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1])+1):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
                continue
        numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados
        if numeros[i][2] <= 1.0:
            numeros[i][2] = 0
    if c[0][1] == 'B-':
        factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
        factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10, -24)))
        numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]* factor [1]
        decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[0]) / (2 - float(factor[0]+factor[1]))
        if decaidos <= 1.0:
            decaidos = 1
        capturados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[1])/(2-float(factor[0] + factor[1]))
        if capturados <= 1.0:
            capturados = 1
        for j in range(len(numeros)):
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
                continue
            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
                numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
                continue
        numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados
        if numeros[i][2] <= 1.0:
            numeros[i][2] = 0

```

Figura 4-12 Código programa.

El mismo procedimiento, pero en el supuesto tercero:

- Longitud de la cadena primera de valor 2. Para casos de decaimiento más una interacción con neutrones.


```

""" Ejemplo de cálculo en el caso de que la matriz de datos tenga más valores separados por el signo ;
el procedimiento sigue análogo al anterior pero se añaden factores"""
if(len(datos[i].split(';')) == 3):
    """ Al tratarse de uranio-235 se calcula una tasa de cantidad de uranio sobre el total de torio-232
    inicial acto seguido se registra cada ciclo para poder medir su evolución"""
    porcentaje = (numeros[i][2]/(3.026*pow(10,22)))
    evolucion.write(str(porcentaje))
    """ En este caso se registra también la cantidad máxima de uranio en el reactor y el ciclo en el que se
    alcanza ese pico."""
    if (numeros[i][2]> máximo):
        máximo = numeros[i][2]
        día = ciclos
    evolucion.write('\n')

a = datos[i].split(';')
c[0] = a[0].split(',') #Factor 1
c[1] = a[1].split(',') #Factor 2
c[2] = a[2].split(',') #Factor 3
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10,-24)))
factor[2] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[2][2]) * pow(10,-24)))
numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]* factor[1]* factor[2]
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[0]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
if decaidos <= 1.0:
    decaidos = 1
capturados = (numeros[i][2]-numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[1]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
if capturados <= 1.0:
    capturados = 1
fisionados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[2])/(3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
if fisionados <= 1.0:
    fisionados = 1
for j in range(len(numeros)):
    if numeros[j][0] == ((numeros[i][0]) - 2) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) - 4):
        numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
        continue
    if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
        numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
        continue
""" En el caso de fisión, se aplica un mecanismo muy distinto a los observados. Como se ha apreciado al
comienzo del programa, se ha generado una matriz con los datos de fisión de la tabla correspondiente,
lo que se hace a continuación es multiplicar el número de elementos fisionados (que interaccionan,
medida por el correspondiente factor) por cada elemento de la matriz que se generó al comienzo y acto
seguido recorrer la matriz de números para incorporar los nuevos átomos a la matriz de trabajo números."""
for h in range(len(fision_233)):
    for t in range(len(numeros)):
        if((int(fision_233[h][0])+int(fision_233[h][1])==numeros[t][1])and(int(fision_233[h][0])==numeros[t][0])):
            numeros[t][2] = numeros[t][2] + fisionados *float(fision_233[h][2])* pow(10,-int(fision_233[h][3]))
            break
numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados - fisionados
if numeros[i][2] <= 1.0:
    numeros[i][2] = 0

```

Figura 4-13 Código programa.

Idéntico procedimiento, pero en el supuesto cuarto:

- Longitud de la cadena primera de valor 3. Para casos de decaimiento más dos interacciones con neutrones.

En este caso hay una interacción de fisión, en la cual, utilizando la matriz de fisión, multiplicaremos cada elemento de esta por el número de elementos fisionados ya calculados y se colocarán los nuevos átomos en el correspondiente lugar en la matriz de números.

```

""" Una vez finalizado el algoritmo, a través de un bucle que recorra toda la matriz de números, se realiza un
sumatorio de todos para obtener el número total de átomos presentes en la finalización. Un número cercano al doble del
número inicial (2*3.026*1022) indica un buen resultado."""
for i in range(len(numeros)):
    if numeros[i][2] > 0.0:
        suma = suma + numeros[i][2]
print (suma)

""" A continuación se abre el archivo donde se guardarán los resultados de toda la simulación, se limpia el archivo para
que esté en blanco y se van escribiendo los elementos que presenten más de 0 átomos, estarán ordenados por su número
atómico primero, su número másico a continuación y finalmente la cantidad de átomos presentes."""
resultados = open("resultados.txt", 'w')
resultados.truncate()
for i in range(len(numeros)):
    if numeros[i][2] > 0:
        resultados.write(str(numeros[i][0])) #Número atómico
        resultados.write(",") #Cada elemento va espaciado entre sí por una coma.
        resultados.write(str(numeros[i][1])) #Número másico
        resultados.write(",")
        resultados.write(str(numeros[i][2])) #Número de átomos
        resultados.write("\n") #Al finalizar la escritura, se pasa a la siguiente línea para facilitar su lectura.
"""Por comodidad el máximo de elementos del uranio-233 y el ciclo en el que se alcanza ese máximo van incluidos al
finalizar este archivo"""
resultados.write("\n")
resultados.write(str(maximo))
resultados.write("\n")
resultados.write(str(día))
resultados.close()

```

Figura 4-14 Código programa.

Una vez finalizados todos los ciclos, se procesan algunos datos interesantes, como son la suma de todos los elementos resultantes para comprobar que la simulación se ha ejecutado correctamente. Si todos los átomos de torio fisionaran en forma de Uranio-233, obtendríamos un total de $6.052 \cdot 10^{22}$ átomos. Este resultado obviamente no se va a obtener, pero un número cercano, dependiente de la cantidad restante de Torio-232 y Uranio-233 nos indicará la validez de la simulación. Además, este sumatorio nos permitirá calcular tasas de elementos resultantes, otro dato útil para analizar residuos.

Además, se guardan todos los resultados obtenidos en la matriz de átomos en un archivo de tipo texto⁸, que contendrá todos los átomos resultantes de la simulación, además del número de átomos máximos de material fisible alcanzando y el ciclo (día desde el comienzo), en que se alcanzó ese máximo.

⁸ Formato tipo .txt

```

"""Para finalizar el programa, el último paso a seguir consiste en grabar en un correspondiente archivo los elementos
radioactivos que presentan una semivida considerada como media (entre 30 y 200.000 años) y larga (superior a 200.000
años). Para esto se aplica un mecanismo similar al que se ha utilizado para calcular los factores que actúan en cada
isótopo como se ha visto previamente."""
media = open("vida_media.txt", 'w')
larga = open("vida_larga.txt", 'w')
media.truncate()
larga.truncate()
media.truncate()
for i in range(len(numero)):
    if numero[i][2] > 0: #Si no hay átomos analizar si cumple con las propiedades es estéril.
        if (len(datos[i].split(":")) == 1) and (len(datos[i].split(":")) == 3):
            a = datos[i].split(":")
            """ Si el elemento se halla presente en una parte por cada 10.000.000.000 entonces es se considera que
            abunda lo suficiente para ser tenido en cuenta"""
            if ((numero[i][2]/suma)>=(1/pow(10,10)))and(a[0]!="E")and(float(a[2]) > 30.0) and (float(a[2]) < 200000):
                print(a[1])
                media.write(str(numero[i][0])) #Número atómico
                media.write(" ")
                media.write(str(numero[i][1])) #Número másico
                media.write(" ")
                media.write(str(numero[i][2])) #Cantidad de átomos presentes
                media.write(" ")
                media.write(str(numero[i][2]/suma))#Proporción del elemento en relación al número total de átomos finales.
                media.write(" ")
                media.write(a[1]) #Forma de decaimiento
                media.write(" ")
                media.write(a[2]) #Semivida de decaimiento
                media.write("\n")
            """ Mismo procedimiento para los elementos de larga semivida media"""
            if ((numero[i][2]/suma) >= (1/1000000000)) and (a[0] != "E") and (float(a[2]) > 200000.0):
                print(a[1])
                larga.write(str(numero[i][0]))
                larga.write(" ")
                larga.write(str(numero[i][1]))
                larga.write(" ")
                larga.write(str(numero[i][2]))
                larga.write(" ")
                larga.write(str(numero[i][2]/suma))
                larga.write(" ")
                larga.write(a[1])
                larga.write(" ")
                larga.write(a[2])
                larga.write("\n")

```

Figura 4-15 Código programa.

El último paso consiste en seleccionar y aislar los elementos que resulten particularmente interesantes como subproducto de fisión. Estos serán los productos de semivida de media duración y de larga duración.

Los de media duración se han considerado con la premisa de que el número de átomos en proporción al total sea superior a una por cada diez millones de átomos totales y su semivida esté comprendida entre 30 y 200.000 años.

En el caso de subproductos de larga semivida, su proporción habrá de ser de una parte cada 100.000.000 de átomos totales y una semivida superior a 200.000 años.

El procedimiento para deslazar los datos es idéntico al mismo para el cálculo de los factores de cada elemento, en función de los elementos de la matriz de datos.

Finalmente, los datos son registrados en dos archivos de texto para elementos de media semivida y de larga, respectivamente.

El código íntegro del programa se halla en el Anexo I [- 131 -].

4.5 Resultados

Las simulaciones una vez hayan tenido lugar reflejarán datos respectivamente para los elementos del Torio-232 y Uranio-238. Así se obtiene un archivo de texto para su evolución, sus resultados totales, sus elementos de vida media y larga, respectivamente.

Así, un ejemplo de datos obtenidos es el siguiente, para los resultados brutos:

```
90,232,2.952951668865378e+20
23,66,0.5568837167527869
24,66,26379.916782394743
24,67,4422.220854351384
24,69,10.962205724879011
25,66,10412186.999160973
25,67,6008274.225188114
25,68,1011068.5908687096
25,69,171192.41189750566
25,70,16904.999990032513
25,72,88.41951033456927
26,66,878629360.6534703
26,67,1119811903.3879063
26,68,797872180.896638
26,69,304720638.6488056
26,70,133517444.60737857
26,71,35102132.10760461
26,72,4188474.756279532
26,73,239037.97430847125
26,75,751.498179890732
27,66,1227493174.7308457
27,67,5674480613.669667
27,68,13152059155.313679
27,69,12274931747.308456
27,70,11768656179.47951
27,71,13567063874.848047
27,72,3790160795.535477
27,73,963692928.6925064
27,74,90877839.14864658
27,75,11735824.551238868
```

Figura 4-16 Ejemplo de archivo de resultados.

Ejemplo de datos brutos para subproductos en función de su semivida:

```
90,232,2.952951668865378e+20,0.005073568788430943,A,14000000000;N
34,79,4.003419860314612e+19,0.0006878414660298582,B-,335000
37,87,1.1136764855256976e+21,0.01913446236505348,B-,49230000000
40,93,1.9387517412072203e+21,0.03331036679812834,B-,1610000
43,99,1.373930384412723e+21,0.023605974961695544,B-,211100
46,107,3.1958501365615706e+19,0.0005490901079187539,B-,6500000
50,126,6.25435853575642e+19,0.0010745830550915477,B-,230000
53,129,4.394603837366959e+20,0.007550521433136371,B-,15700000
55,135,1.7475193731469953e+21,0.03002473708682023,B-,2300000
```

Figura 4-17 Ejemplo de resultados para el caso de isótopo radioactivos relevantes.

Todos los datos estarán tabulados en su correspondiente anexo II para el Torio-232 [- 138 -] y anexo III para el Uranio-238 [- 150 -].

Evolución del Uranio-233 y del Plutonio-239

Aquí se analizará la evolución de ambos elementos, en forma de tasa. Esto es, se divide en cada ciclo el número de elementos físiiles presentes de cada uno respecto el número de átomos totales de 1 cm^3 de Torio-232. Esto se ha hecho así para poder compararlos completamente. Los resultados obtenidos se han expresado gráficamente para su comparación:

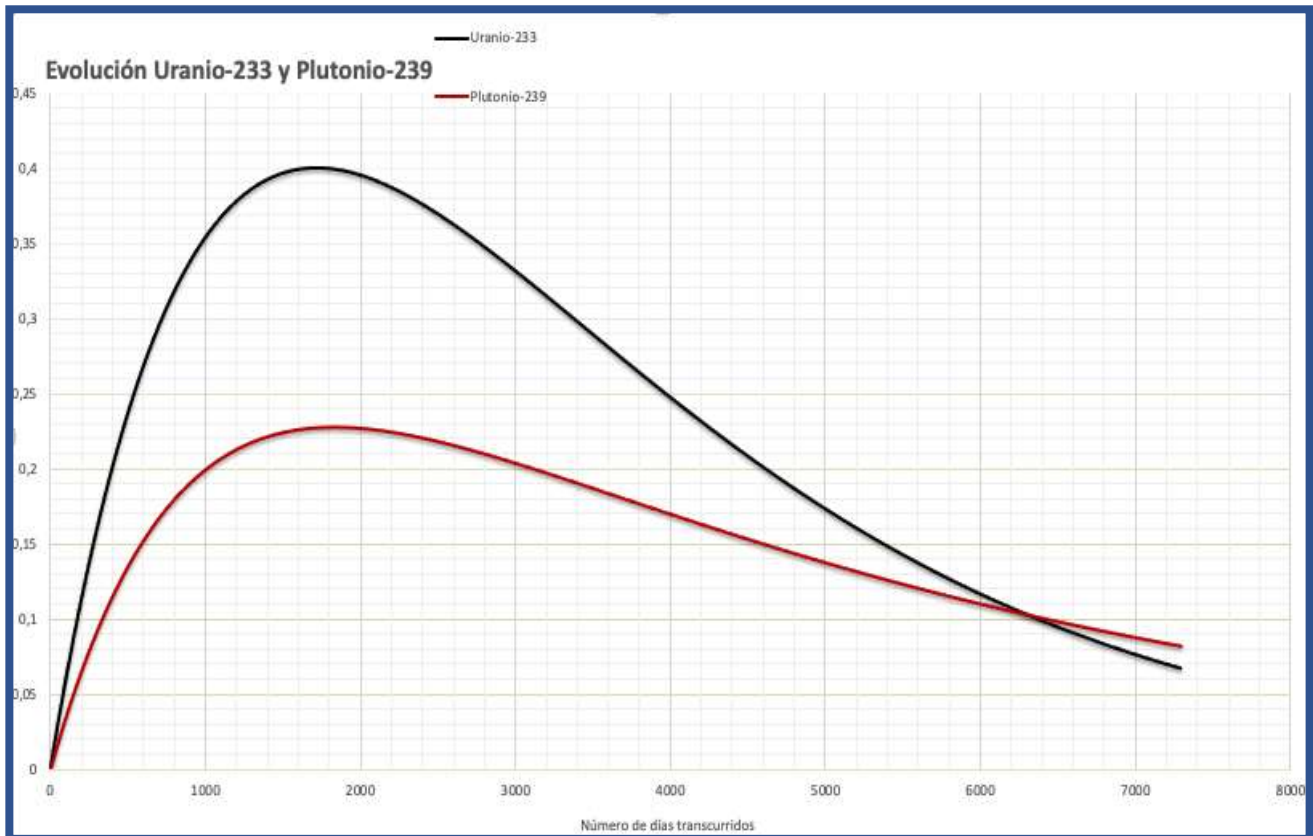


Figura 4-18 Gráfica de evolución del Uranio-233 y Plutonio-239. Eje horizontal corresponde al tiempo (en días) y eje vertical a la proporción de cada elemento respecto a 1 cm^3 de torio.

Se aprecia en la gráfica cómo la evolución del Uranio-233 es más acusada, llegando a su máximo el día 1717 donde se obtiene un total de $1.2115 \cdot 10^{22}$ átomos totales, siendo una proporción de 0.400360379, es decir aproximadamente el 40% del Torio-232 original.

Además, una vez han transcurrido los veinte años de simulación, la cantidad restante de Uranio-233 es de $2.02214 \cdot 10^{21}$ elementos, en una proporción de 0.0668611258529, esto es aproximadamente el 6.7% del total del Torio original.

En el caso del Plutonio-239, llega a su máximo el día 1831 con una cantidad obtenida de $6.8864 \cdot 10^{21}$ átomos, una proporción del 0,227575786 aproximadamente el 23,76% si el origen fuese Torio-232. En este caso el origen es Uranio-238, el cual, al ser más denso tiene, en un centímetro cúbico, $4.87 \cdot 10^{22}$ átomos, más de un 50% más que el torio, y aun así su proporción respecto al torio es más baja que el Uranio-233. Además, a los 20 años la cantidad de Plutonio-239 restante es de $2.46898 \cdot 10^{21}$ átomos, una proporción del 0.081679168, aproximadamente el 8.17%.

Subproductos radioactivos

Como ya se ha indicado antes, se han obtenido dos tipos de subproductos, aquellos de vida media y aquellos de vida larga para cada simulación.

Para el Torio-232 se han obtenido los siguientes resultados:

Elementos de vida larga:

A	Z	Cantidad	Proporción respecto al total	Decaimiento	semivida (años)
90	232	2.952951668865378e+20	0.005073568788430943	A	1400000000 0
34	79	4.003419860314612e+19	0.0006878414660298582	B-	335000
37	87	1.1136764855256976e+21	0.01913446236505348	B-	4923000000 0
40	93	1.9387517412072203e+21	0.03331036679812834	B-	1610000
43	99	1.373930384412723e+21	0.023605974961695544	B-	211100
46	107	3.1958501365615706e+19	0.0005490901079187539	B-	6500000
50	126	6.25435853575642e+19	0.0010745830550915477	B-	230000
53	129	4.394603837366959e+20	0.007550521433136371	B-	15700000
55	135	1.7475193731469953e+21	0.03002473708682023	B-	2300000

Tabla 19 Subproductos de vida larga para Uranio-233.

Elementos de vida media:

A	Z	Cantidad	Proporción	Decaimiento	Semivida (años)
41	94	1442083290145569.2	2.4776933697704605e-08	B-	20300
55	137	1.4593873177165187e+21	0.025074240203340203	B-	30,08
57	137	224053041225173.72	3.8495330922562955e-09	CE	60000
62	151	7.94757635637175e+19	0.0013655006876848984	B-	90
90	229	7253537102257564.0	1.2462553937389733e-07	A	7932
92	233	2.022139453637778e+21	0.03474308003751871	A	159200

Tabla 20 Subproductos de vida media para Uranio-233.

Se han incluido aquí los elementos del Torio-232 y el Uranio-233 como subproductos al igual que los demás, pero estos pueden ser reprocesados. Además, se aprecia una gran cantidad de Torio-229 como producto de decaimiento del Uranio-233. Este emisor alfa con una semivida de 7932 años representa un peligro por su potencial cancerígeno.

Para los subproductos de vida larga, este lapso de tiempo garantiza que su actividad estará por debajo de la actividad de fondo natural, por lo tanto, su radiación no es en sí peligrosa, además siendo esta en forma de beta negativo.

Para los subproductos de vida media, exceptuando el Cesio-137 y el Estroncio-90, cuyas semividas son relativamente bajas y potentes cancerígenos por se o debido a elementos de sus cadenas de desintegración, el resto son bastante duraderos y con una actividad presumiblemente baja.

En el caso del Uranio-238 los resultados obtenidos son para los átomos de vida larga:

A	Z	Cantidad	Proporción respecto al total	Decaimiento	Semivida(años)
92	238	8.89614010287701e+21	0.104281285886694	A	4468000000
34	79	1.6123372097954992e+19	0.00018899949368610285	B-	335000
36	81	87523662161950.16	1.0259595656333077e-09	B+	229000
37	87	3.6591353577192325e+20	0.004289268558315835	B-	4923000000
40	93	1.384302795291799e+21	0.016226911208703735	B-	1610000
43	98	154127085713077.8	1.8066903738319714e-09	B-	4200000
43	99	2.305104208445815e+21	0.027020621098561716	B-	211100
46	107	1.2307343871385828e+21	0.014426769699172984	B-	6500000
50	126	7.334652268773092e+19	0.0008597739708169138	B-	230000
53	129	4.8835287387761764e+20	0.005724512548757071	B-	15700000
55	135	2.818479065352561e+21	0.033038443390144064	B-	2300000
92	235	4.497942917131157e+16	5.272525677644099e-07	A	704000000

Tabla 21 Subproductos de vida larga para Plutonio-239.

Y para los de vida media:

A	Z	Cantidad	Proporción respecto al total	Decaimiento	Semivida (años)
41	94	5992823584808315.0	7.024837089894897e-08	B-	20300
55	137	1.9398121215619254e+21	0.022738637215218124	B-	30.08
57	137	1042162221093449.2	1.221631126099414e-08	CE	60000
62	151	2.4843034468051455e+20	0.002912120930759675	B-	90
65	158	46437606816313.7	5.443454460367381e-10	B-, B+	180

Tabla 22 Subproductos de vida media para Plutonio-239.

Para los resultados del uranio se aprecia el mismo patrón en cuanto a los desechos por parte de materiales combustibles que no son tenidos en cuenta por este hecho. Es importante reseñar que después de 20 años, sólo queda el 0.5 % del Torio y, sin embargo, aquí resta aún más del 10 % del Uranio.

En cuanto a los materiales de larga duración son esencialmente los mismos, excepto con la inclusión de Uranio-235 que puede ser reprocesado como combustible. Además de los comunes con el Torio, hay un emisor beta positivo, el Kriptón-81, y otro beta negativo, Tecnecio-98.

Aun no pudiéndose considerar problemas serios, el tener que gestionar más tipos de residuo resulta una complicación añadida.

En el caso de los elementos de vida media, en este caso no hay producción importante de Torio-229, pero es sustituido por Terbio-158, un emisor tanto beta positivo como negativo cuya semivida es muy inferior al de este, 180 años. Además, excepto para el caso del Torio-229, en el resto de elementos la proporción de estos sobre el total es mayor, indicando mayor producción de estos residuos potencialmente dañinos con la utilización de Uranio-238.

5 CONCLUSIONES

Una vez finalizado completamente el desarrollo del grueso del trabajo el último paso a seguir consiste en sintetizar todo lo aquí previamente mencionado.

Para ello, el patrón a seguir será ir analizando el cumplimiento de cada uno de los objetivos secundarios propuestos y una vez respondidos estos, se procederá a evaluar en qué estado se halla el objetivo principal.

- **Comparación del torio con el uranio en propiedades y rendimiento:** Este objetivo ha sido completamente satisfecho, el torio y el uranio se han comparado en sus propiedades más elementales, en el Bloque I [- 25 -] obteniendo la [Tabla 9] como corolario en este aspecto. Además, en cuanto al rendimiento del mismo, se ha elaborado una comparativa del rendimiento de los mismos en la [Figura 4-18].
- **Analizar las tecnologías actuales de generación de energía eléctrica mediante reactores nucleares de fisión: sistemas de refrigeración, moderador (si lo hubiere) y control de seguridad del reactor:** Este objetivo ha sido también satisfecho en su totalidad. Todos los elementos de este objetivo han sido analizados y comentados en el Bloque II [- 57 -] donde se han mencionado, desgranado y comentado las principales tecnologías en uso y prometedoras en el futuro.
- **Analizar los procesos físicos que ocurren durante las reacciones nucleares de una manera simplificada:** Entendiendo los procesos físicos como un conjunto de procesos que gobiernan el reactor, este objetivo no ha sido totalmente satisfecho. Si por el contrario, se interpretan los procesos físicos como una serie de sucesos que pueden ser plasmados de manera discreta, entonces este objetivo si ha sido plasmado, describiendo algunos sucesos como son el decaimiento en el Bloque 0 [- 4 -], en las ecuaciones [Ecuación 0-1] y [Ecuación 0-2]. Y además se han comentado algunas propiedades básicas de los neutrones como son el flujo neutrónico escalar [Ecuación 0-5] y la sección eficaz [- 22 -]. En el bloque III, se han desarrollado otros conceptos importantísimos como son el ciclo neutrónico [- 86 -], la fórmula de los cuatro factores [- 91 -],[Ecuación 3-7] y la fórmula de los seis factores [Ecuación 3-10]. Otro suceso de absoluta relevancia tratado, la moderación de neutrones ha sido tratada también [- 97 -] para moderación elástica e inelástica. Finalmente se ha planteado y explicado la fórmula del transporte neutrónico que gobierna la evolución de la población de neutrones del reactor [- 103 -] y planteada finalmente en su forma integro-diferencial [Ecuación 3-45].
- **Valorar la posible sustitución del uranio por torio a medio-largo plazo:** Este objetivo está mayormente comprendido dentro del objetivo general. Aun así, es importante remarcar que se ha analizado en parte su viabilidad minera en el Bloque I [- 25 -] concretamente en [- 49 -]. También se han expresado reservas, precios y residuos potenciales en este bloque, [Figura 1-17] y en el Bloque IV [- 109 -] concretamente en el apartado 4.5[- 124 -] donde se analizan los resultados de la simulación entre ellos los residuos producidos por uranio y torio. Por lo tanto, se puede dar el objetivo por cumplimentado.

- **Realizar e implementar un algoritmo funcional para simulación de reactores de manera funcional:** Este objetivo se ha cumplimentado en su totalidad. En el Bloque IV [- 109 -] se ha planteado un algoritmo, explicado en la [Figura 4-3] y desarrollado en el apartado 4.4 [- 116 -] donde se explica el funcionamiento del código principal de la simulación.

Así una vez planteados los objetivos secundarios y resueltos, el último paso a realizar es responder el objetivo principal del trabajo:

- **Estudio del Torio-232 como combustible alternativo al uranio:** Aunque desde el punto de vista estricto no se pueda ofrecer una respuesta absoluta y contundente, hilando los objetivos secundarios hasta ahora expuestos, así como sus componentes que les han dado cuerpo, se puede concluir que el Torio-232 es un combustible alternativo al uranio.

Esto queda corroborado si se analizan las diferencias básicas entre torio y uranio, que se ha visto en el objetivo secundario ya expuesto previamente. Además, en el Bloque IV se ha desarrollado una simulación con parámetros suficientemente fiables como para tener en consideración sus resultados, los cuales, han demostrado ser notablemente mejores en desempeño que los correspondientes al Uranio-238 [- 124 -]

Aunque escapa al alcance de este documento, cabe añadir que, al simularse periodos muy largos de tiempo no se han tenido en cuenta la degradación física y química de los elementos constitutivos del reactor. Esto, aun así, no afecta a los resultados del programa.

ANEXOS

ANEXO I CÓDIGO COMPLETO PROGRAMA

```

"""En este primer paso procedemos a inicializar las matrices con las que vamos a trabajar, para ello, es imprescindible
declararlas, así como mediante un bucle, generar matrices vacías, de lo contrario, dará lectura(compilación) errónea"""
datos_brutos, numeros, numeros_nuevos, datos, factor, matriz_datos, fision_233, c= [], [], [], [], [], [], [], []
suma,sumfactor, j, mulfactor, ciclos = 0, 0, 0, 0, 0
for i in range(len(open("datos.txt").readlines())):
    datos_brutos.append(3 * [""])
    numeros.append(3 * [0])
    datos.append(3 * [""])
    numeros_nuevos.append(3 * [0])
for i in range(3):
    factor.append([0.0])
    c.append([""])
""" El siguiente paso es trasladar los datos, que se han recopilado en un archivo .txt a una matriz para poder trabajar
dinámicamente con estos. """
for i in open("datos.txt").readlines():
    i = i.split()
    datos_brutos[j] = i
    j += 1
"""En el siguiente paso, crearemos la matriz de datos para la fisión. En la cual estableceremos una matriz de dos
dimensiones en la cual el primer lugar será el número atómico, el segundo lugar será el número másico, el tercero
corresponderá a la base y el cuarto al exponente, estos dos últimos serán la incidencia de ese elemento en la
desintegración. El quinto punto será el número de elementos que resultarán de la fisión"""
for t in open("U-233.txt").readlines():
    t = t.split()
    if t[0] is not '#' and t[2] != '0.0000000e+00':
        fision_233.append(5 * [""])
t=-5
for i in open("U-233.txt").readlines():
    i = i.split()
    b = i[2].split("e-")
    if i[0] is not '#' and i[2] != '0.0000000e+00':
        for h in range(5):
            if h < 2:
                fision_233[t][h] = i[h]
            elif h > 1 and h < 4:
                fision_233[t][h] = b[(h-2)]
            else:
                fision_233[t][h] = 0.0
        elif i[2] == '0.0000000e+00':
            t -= 1
    t += 1
"""En el paso anterior hemos obtenido una matriz 2D, pero todos sus datos están en formato caracter y no podemos
trabajar sobre ellos directamente, por lo tanto necesitamos dividirlos, una matriz donde en funcion de los numeros
A y I vayamos contabilizando los núcléidos que se vayan formando, todo en formato int y una segunda matriz, ID que
contendrá datos en formato caracter sobre las propiedades de los núcléidos."""
for i in range(len(datos_brutos)):
    numeros[i][2] = 0.0
    for j in range(2):
        numeros[i][j] = int(datos_brutos[i][j])
        numeros_nuevos[i][j] = int(datos_brutos[i][j])
for i in range(len(datos_brutos)):
    datos[i] = datos_brutos[i][2]
#Acto seguido vamos a introducir los datos y constantes de partida
flujo_neutrones = pow(10, 15) # Asumimos un flujo de neutrones de 10^15 neutrones por segundo.
tiempo = 86400 # lapso de tiempo que corresponde a cada ciclo, cuando más pequeño, más precisa será la medida.
k_eff = 1 # Factor de criticidad del núcleo, asumimos estadio ideal: n° neutrones emitidos = n° neutrones absorbidos
ciclos_limite = 20*365 # Número de ciclos totales que corresponden a un periodo total de 10 años.
numeros[0][2] = 3.026 * pow(10,22) #Cantidad de átomos presentes en un cm3 de Torio-232 puro.

evolucion = open ("evolucion_u233.txt", 'w')#Se abre el archivo de texto que registrará la tasa de evolución del uranio-233
evolucion.truncate() # A continuación se limpia completamente el archivo para que los datos sean nuevos.
maximo = 0 #La variable máximo se encargará de registrar el valor más alto de uranio-233 en el reactor.

```



```

""" A continuación comienza el algoritmo a funcionar, con un bucle incremental que comienza en 0 y acaba el número de
ciclos determinados que se han puesto como condición inicial en el apartado anterior, el programa comenzará a analizar
la matriz de números"""
while ciclos < ciclos_limite:
    for i in range(len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0.0: # En el caso de encontrar un número de átomos superior a 0 procederá a ejecutarse el
            # código, si no es así, pasa al siguiente.
            """ El siguiente paso a aplicar consiste en la identificación de los factores propiamente dichos. Como se
            ha observado en la tipología de los mismos, presentan la forma D:A:90;N:C:10. Como no todos presentan esta
            disposición, lo que se hace es desde la matriz de datos, trocear estos en función de los caracteres
            involucrados, es decir ; y : y en función de la longitud de la cadena se analizan."""
            if (len(datos[i].split(';')) == 1) and (len(datos[i].split(':')) == 3): #En este caso si al dividir la
                # cadena la longitud del vector es 1
                a = datos[i].split(':') # y la subdivisión es 3, se aplica el mecanismo para decaimientos
                if (a[1] == 'A'): #Se analiza el vector y según lo que indique la segunda posición del mismo, se aplica
                    # un mecanismo de decaimiento.
                    """En esta parte se procede al cálculo del valor de los factores que están involucrados según las
                    correspondientes fórmulas después se calculan tanto el número de elementos intactos, como el número
                    de elementos que han interactuado por ese factor, como es posible que se produzca un número de
                    decaimiento inferior a 1 se aplica un factor de corrección que hace que el número total de átomos
                    decaídos sea 1 y evitar que se sitúe entre 0 y 1, lo cual es irreal."""
                    factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[2]) * 365 * 24 * 3600))) #En un vector del tamaño de
                    # la cantidad de factores se
                    #van guardando los mismos.
                    sumfactor, mulfactor = factor[0], factor[0] #Se calculan el sumatorio de los factores así como su
                    # producto.
                    numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * mulfactor) #Aplicando el producto de los número por el
                    # producto de los factores se obtiene la
                    #cantidad de átomos intactos.
                    decaídos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(sumfactor))
                    # En este caso se obtiene la cantidad de átomos que han interactuado y cambiado.
                    if decaídos <= 1.0:
                        decaídos = 1
                        """Finalmente con los números obtenidos se procede a situarlos en lugar que les corresponde,
                        en función del tipo de decaimiento que presente el elemento, irán a un lugar u otro de la matriz
                        de trabajo de números"""
                        for j in range(len(numeros)): #Mediante un bucle se recorre la matriz
                            if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 2 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]) - 4:
                                #Hasta que se encuentra un lugar que cumpla con los parámetros requeridos.
                                numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaídos
                                #Se sustituye el valor en el lugar de la matriz de trabajo números.
                                break
                        if (a[1] == 'B-'):
                            factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[2]) * 365 * 24 * 3600)))
                            sumfactor, mulfactor = factor[0], factor[0]
                            numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * mulfactor)
                            decaídos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(sumfactor))
                            if decaídos <= 1.0:
                                decaídos = 1
                            for j in range(len(numeros)):
                                if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                                    numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaídos
                                    break
                        if (a[1] == ('B+' or 'CE')):
                            factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[2]) * 365 * 24 * 3600)))
                            sumfactor, mulfactor = factor[0], factor[0]
                            numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * mulfactor)
                            decaídos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(sumfactor))
                            if decaídos <= 1.0:
                                decaídos = 1
                            for j in range(len(numeros)):
                                if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                                    numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaídos
                                    continue
                                if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
                                    numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaídos
                                    continue
                        if (a[0] == 'E'):
                            continue
                    """ Aquí se actualiza el número de átomos del elemento o isótopo que quedan intactos tras las
                    interacciones si el número de átomos resulta ser inferior a 1 se aplica un factor de corrección para
                    igualarlo a 0, esto es debido a que es imposible que exista menos de 1 átomo"""
                    numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaídos
                    if numeros[i][2] <= 1.0:
                        numeros[i][2] = 0

```



```

if (len(datos[i].split(';'))== 1) and (len(datos[i].split(':')) == 6:
a = datos[i].split(':')
if (a[1] == 'B-') and a[2] == 'A':
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
numeros_nuevos[i][2] = int(numeros[i][2] * factor[0])
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
if decaidos <= 1.0:
decaidos = 1
for j in range(len(numeros)):
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[4])
continue
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 2 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]) - 4:
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[5])
continue
if (a[1] == 'B-') and (a[2] == 'B+' or a[2] == 'CE'):
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
if decaidos <= 1.0:
decaidos = 1
for j in range(len(numeros)):
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[4])
continue
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) - 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos * float(a[5])
continue
if a[1] == 'B+' and a[2] == 'CE':
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(a[5]) * 365 * 24 * 3600)))
numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (1 - float(factor[0]))
if decaidos <= 1.0:
decaidos = 1
for j in range(len(numeros)):
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
continue
numeros [i][2] = numeros[i][2] - decaidos
if numeros[i][2] <= 1.0:
numeros[i][2] = 0
''' Ejemplo de cálculo en el caso de que la matriz de datos tenga más valores separados por el signo ; el
procedimiento sigue análogo al anterior pero se añaden factores'''
if (len(datos[i].split(';'))== 2):
a = datos[i].split(';')
c[0] = a[0].split(':') #Factor 1
c[1] = a[1].split(':') #Factor 2
if c[0][1] == 'A':
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10, -24)))
numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]*factor[1]
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[0]) / (2 - (factor[0]+factor[1]))
if decaidos <= 1.0:
decaidos = 1
capturados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2]) * (1 - factor[1]) / (2 - (factor[0]+factor[1]))
if capturados <= 1.0:
capturados = 1
for j in range(len(numeros)):
if numeros[j][0] == ((numeros[i][0]) - 2) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) - 4):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
continue
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1])+1):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
continue
numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados
if numeros[i][2] <= 1.0:
numeros[i][2] = 0
if c[0][1] == 'B-':
factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10, -24)))
numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]* factor [1]
decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[0]) / (2 - float(factor[0]+factor[1]))
if decaidos <= 1.0:
decaidos = 1
capturados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[1])/(2-float(factor[0] + factor[1]))
if capturados <= 1.0:
capturados = 1
for j in range(len(numeros)):
if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) + 1 and numeros[j][1] == (numeros[i][1]):
numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos

```

```

        continue
        if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
        continue
        numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados
        if numeros[i][2] <= 1.0:
            numeros[i][2] = 0
    """ Ejemplo de cálculo en el caso de que la matriz de datos tenga más valores separados por el signo ;
    el procedimiento sigue análogo al anterior pero se añaden factores"""
    if(len(datos[i].split(';')) == 3):
        """ Al tratarse de uranio-233 se calcula una tasa de cantidad de uranio sobre el total de torio-232
        inicial acto seguido se registra cada ciclo para poder medir su evolución"""
        porcentaje = (numeros[i][2]/(3.026*pow(10,22)))
        evolucion.write(str(porcentaje))
        """ En este caso se registra también la cantidad máxima de uranio en el reactor y el ciclo en el que se
        alcanza ese pico."""
        if (numeros[i][2]> maximo):
            maximo = numeros[i][2]
            dia = ciclos
        evolucion.write("\n")

    a = datos[i].split(';')
    c[0] = a[0].split(',') #Factor 1
    c[1] = a[1].split(',') #Factor 2
    c[2] = a[2].split(',') #Factor 3
    factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
    factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10,-24)))
    factor[2] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[2][2]) * pow(10,-24)))
    numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]* factor[1]* factor[2]
    decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[0]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if decaidos <= 1.0:
        decaidos = 1
    capturados = (numeros[i][2]-numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[1]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if capturados <= 1.0:
        capturados = 1
    fisionados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[2])/(3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if fisionados <= 1.0:
        fisionados = 1
    for j in range(len(numeros)):
        if numeros[j][0] == ((numeros[i][0]) - 2) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) - 4):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
            continue
        if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
            continue
    """ En el caso de fisión, se aplica un mecanismo muy distinto a los observados. Como se ha apreciado al
    comienzo del programa, se ha generado una matriz con los datos de fisión de la tabla correspondiente,
    lo que se hace a continuación es multiplicar el número de elementos fisionados (que interaccionan,
    medido por el correspondiente factor) por cada elemento de la matriz que se generó al comienzo y acto
    seguido recorrer la matriz de números para incorporar los nuevos átomos a la matriz de trabajo números."""
    for h in range(len(fision_233)):
        for t in range(len(numeros)):
            if((int(fision_233[h][0])+int(fision_233[h][1])==numeros[t][1])and(int(fision_233[h][0])==numeros[t][0])):
                numeros[t][2] = numeros[t][2] + fisionados *float(fision_233[h][2])* pow(10,-int(fision_233[h][3]))
            break
    numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados - fisionados
    if numeros[i][2] <= 1.0:
        numeros[i][2] = 0
    ciclos = ciclos + 1 #Una vez ejecutado todo el código anterior se incrementa el número de ciclos para poder finalizar el mismo.
    evolucion.close()

    """ Una vez finalizado el algoritmo, a través de un bucle que recorrer toda la matriz de números, se realiza un
    sumatorio de todos para obtener el número total de átomos presentes en la finalización. Un número cercano al doble del
    número inicial (2*3.026*10^22) indica un buen resultado."""
    for i in range(len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0.0:
            suma = suma + numeros[i][2]
    print (suma)

    """ A continuación se abre el archivo donde se guardarán los resultados de toda la simulación, se limpia el archivo para
    que esté en blanco y se van escribiendo los elementos que presenten más de 0 átomos, estarán ordenados por su número
    atómico primero, su número másico a continuación y finalmente la cantidad de átomos presentes."""
    resultados = open("resultados.txt",'w')
    resultados.truncate()
    for i in range(len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0:
            resultados.write(str(numeros[i][0])) #Número atómico
            resultados.write(",") #Cada elemento va espaciado entre sí por una coma.
            resultados.write(str(numeros[i][1])) #Número másico
            resultados.write(",")

```



```

        continue
        if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
        continue
        numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados
        if numeros[i][2] <= 1.0:
            numeros[i][2] = 0
    """ Ejemplo de cálculo en el caso de que la matriz de datos tenga más valores separados por el signo ;
    el procedimiento sigue análogo al anterior pero se añaden factores"""
    if(len(datos[i].split(';')) == 3):
        """ Al tratarse de uranio-233 se calcula una tasa de cantidad de uranio sobre el total de torio-232
        inicial acto seguido se registra cada ciclo para poder medir su evolución"""
        porcentaje = (numeros[i][2]/(3.026*pow(10,22)))
        evolucion.write(str(porcentaje))
        """ En este caso se registra también la cantidad máxima de uranio en el reactor y el ciclo en el que se
        alcanza ese pico."""
        if (numeros[i][2]> maximo):
            maximo = numeros[i][2]
            dia = ciclos
        evolucion.write("\n")

    a = datos[i].split(';')
    c[0] = a[0].split(',') #Factor 1
    c[1] = a[1].split(',') #Factor 2
    c[2] = a[2].split(',') #Factor 3
    factor[0] = (0.5 ** (float(tiempo) / (float(c[0][2]) * 365 * 24 * 3600)))
    factor[1] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[1][2]) * pow(10,-24)))
    factor[2] = 1.0 - (tiempo * flujo_neutrones * (float(c[2][2]) * pow(10,-24)))
    numeros_nuevos[i][2] = numeros[i][2] * factor[0]* factor[1]* factor[2]
    decaidos = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[0]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if decaidos <= 1.0:
        decaidos = 1
    capturados = (numeros[i][2]-numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[1]) / (3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if capturados <= 1.0:
        capturados = 1
    fisionados = (numeros[i][2] - numeros_nuevos[i][2])*(1 - factor[2])/(3 - factor[0]+factor[1]+factor[2])
    if fisionados <= 1.0:
        fisionados = 1
    for j in range(len(numeros)):
        if numeros[j][0] == ((numeros[i][0]) - 2) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) - 4):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + decaidos
            continue
        if numeros[j][0] == (numeros[i][0]) and numeros[j][1] == ((numeros[i][1]) + 1):
            numeros[j][2] = numeros[j][2] + capturados
            continue
    """ En el caso de fisión, se aplica un mecanismo muy distinto a los observados. Como se ha apreciado al
    comienzo del programa, se ha generado una matriz con los datos de fisión de la tabla correspondiente,
    lo que se hace a continuación es multiplicar el número de elementos fisionados (que interaccionan,
    medido por el correspondiente factor) por cada elemento de la matriz que se generó al comienzo y acto
    seguido recorrer la matriz de números para incorporar los nuevos átomos a la matriz de trabajo números."""
    for h in range(len(fision_233)):
        for t in range(len(numeros)):
            if((int(fision_233[h][0])+int(fision_233[h][1])==numeros[t][1])and(int(fision_233[h][0])==numeros[t][0])):
                numeros[t][2] = numeros[t][2] + fisionados *float(fision_233[h][2])* pow(10,-int(fision_233[h][3]))
            break
    numeros[i][2] = numeros[i][2] - decaidos - capturados - fisionados
    if numeros[i][2] <= 1.0:
        numeros[i][2] = 0
    ciclos = ciclos + 1 #Una vez ejecutado todo el código anterior se incrementa el número de ciclos para poder finalizar el mismo.
    evolucion.close()

    """ Una vez finalizado el algoritmo, a través de un bucle que recorrer toda la matriz de números, se realiza un
    sumatorio de todos para obtener el número total de átomos presentes en la finalización. Un número cercano al doble del
    número inicial (2*3.026*10^22) indica un buen resultado."""
    for i in range(len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0.0:
            suma = suma + numeros[i][2]
    print (suma)

    """ A continuación se abre el archivo donde se guardarán los resultados de toda la simulación, se limpia el archivo para
    que esté en blanco y se van escribiendo los elementos que presenten más de 0 átomos, estarán ordenados por su número
    atómico primero, su número másico a continuación y finalmente la cantidad de átomos presentes."""
    resultados = open("resultados.txt",'w')
    resultados.truncate()
    for i in range(len(numeros)):
        if numeros[i][2] > 0:
            resultados.write(str(numeros[i][0])) #Número atómico
            resultados.write(",") #Cada elemento va espaciado entre sí por una coma.
            resultados.write(str(numeros[i][1])) #Número másico
            resultados.write(",")

```

```

    resultados.write(str( numeros[i][2] )) #Número de átomos
    resultados.write("\n") #Al finalizar la escritura, se pasa a la siguiente línea para facilitar su lectura.
    """Por comodidad el máximo de elementos del uranio-233 y el ciclo en el que se alcanza ese máximo van incluidos al
    finalizar este archivo"""
resultados.write("\n")
resultados.write(str(maximo))
resultados.write("\n")
resultados.write(str(día))
resultados.close()
"""Para finalizar el programa, el último paso a seguir consiste en grabar en un correspondiente archivo los elementos
radioactivos que presentan una semivida considerada como media (entre 30 y 200.000 años) y larga (superior a 200.000
años). Para esto se aplica un mecanismo similar al que se ha utilizado para calcular los factores que actúan en cada
isótopo como se ha visto previamente."""
media = open("vida_media.txt",'w')
larga = open("vida_larga.txt",'w')
larga.truncate()
media.truncate()
for i in range(len(numeros)):
    if numeros[i][2] > 0: #Si no hay átomos analizar si cumple con las propiedades es estéril.
        if (len(datos[i].split(';')) == 1) and (len(datos[i].split(':')) == 3):
            a = datos[i].split(':')
            """ Si el elemento se halla presente en una parte por cada 10,000,000,000 entonces es se considera que
            abunda lo suficiente para ser tenido en cuenta"""
            if ((numeros[i][2]/suma)>=(1/pow(10,10)))and(a[0]!='E')and(float(a[2]) > 30.0) and (float(a[2]) < 200000):
                print(a[1])
                media.write(str(numeros[i][0])) #Número atómico
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][1])) #Número másico
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][2])) #Cantidad de átomos presentes
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][2]/suma))#Proporción del elemento en relación al número total de átomos finales.
                media.write(" ")
                media.write(a[1]) #Forma de decaimiento
                media.write(" ")
                media.write(a[2]) #Semivida de decaimiento
                media.write("\n")
            """ Mismo procedimiento para los elementos de larga semivida media"""
            if ((numeros[i][2]/suma) >= (1/1000000000)) and (a[0] != "E") and (float(a[2]) > 200000.0):
                print(a[1])
                larga.write(str(numeros[i][0]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][1]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][2]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][2]/suma))
                larga.write(",")
                larga.write(a[1])
                larga.write(",")
                larga.write(a[2])
                larga.write("\n")
        if (len(datos[i].split(';')) == 1) and (len(datos[i].split(':')) == 6):
            a = datos[i].split(':')
            if ((numeros[i][2]/suma) >= (1/pow(10,10))) and (float(a[5]) > 30.0) and (float(a[5]) < 200000):
                print(a[1],a[2])
                media.write(str(numeros[i][0]))
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][1]))
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][2]))
                media.write(" ")
                media.write(str(numeros[i][2] / suma))
                media.write(" ")
                media.write(a[1])
                media.write(" ")
                media.write(a[2])
                media.write(" ")
                media.write(a[5])
                media.write("\n")
            if ((numeros[i][2]/suma) >= (1/1000000000)) and (float(a[5]) > 200000.0):
                print(a[1],a[2])
                larga.write(str(numeros[i][0]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][1]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][2]))
                larga.write(",")
                larga.write(str(numeros[i][2] / suma))
                larga.write(",")

```

```
        larga.write(a[1])
        larga.write(",")
        larga.write(a[2])
        larga.write(",")
        larga.write(a[5])
        larga.write("\n")
if ((numeros[i][2] / suma) >= (1 / 1000000000)) and (numeros[i][0] == 92) and (numeros[i][1] == 233):
    a = datos[i].split(":")
    print(a[1])
    media.write(str(numeros[i][0]))
    media.write(" ")
    media.write(str(numeros[i][1]))
    media.write(" ")
    media.write(str(numeros[i][2]))
    media.write(" ")
    media.write(str(numeros[i][2] / suma))
    media.write(" ")
    media.write(a[1])
    media.write(" ")
    media.write(a[2])
    media.write("\n")
if (len(datos[i].split(":")) == 2) and ((numeros[i][2] / suma) >= (1 / 1000000000)):
    a = datos[i].split(":")
    print(a[1])
    larga.write(str(numeros[i][0]))
    larga.write(",")
    larga.write(str(numeros[i][1]))
    larga.write(",")
    larga.write(str(numeros[i][2]))
    larga.write(",")
    larga.write(str(numeros[i][2] / suma))
    larga.write(",")
    larga.write(a[1])
    larga.write(",")
    larga.write(a[2])
    larga.write("\n")
media.close()
larga.close()
```

ANEXO II RESULTADOS COMPLETOS SIMULACIÓN TORIO

A	Z	Cantidad	A2	Z2	Cantidad
90	232	2.952951668865378e+20	29	67	39269701796.16498
23	66	0.5568837167527869	29	68	1583898020.266843
24	66	26379.916782394743	29	69	15612867862.49292
24	67	4422.220854351384	29	70	119304530311.63911
24	69	10.962205724879011	29	71	885088943076.776
25	66	10412186.999160973	29	72	1948915642367.2476
25	67	6008274.225188114	29	73	4199332375208.373
25	68	1011068.5908687096	29	74	3617883699959.4795
25	69	171192.41189750566	29	75	4533115204582.898
25	70	16904.999990032513	29	76	1473809096186.2563
25	72	88.41951033456927	29	77	501765397026.63226
26	66	878629360.6534703	29	78	70527297247.09413
26	67	1119811903.3879063	29	79	7698278245.570981
26	68	797872180.896638	29	80	283185462.59460986
26	69	304720638.6488056	29	81	12597964.779193353
26	70	133517444.60737857	29	82	311181.2992865036
26	71	35102132.10760461	29	83	7974.311912102532
26	72	4188474.756279532	30	66	69824424186700.05
26	73	239037.97430847125	30	67	312371239375482.0
26	75	751.498179890732	30	68	1081254507347076.4
27	66	1227493174.7308457	30	69	506397530.09079564
27	67	5674480613.669667	30	70	1.0535116691022532e+16
27	68	13152059155.313679	30	71	228594713170.52878
27	69	12274931747.308456	30	72	12189070819548.74
27	70	11768656179.47951	30	73	8476999182434.441
27	71	13567063874.848047	30	74	22536405938736.22
27	72	3790160795.535477	30	75	55463456153078.47
27	73	963692928.6925064	30	76	73208277333148.19
27	74	90877839.14864658	30	77	46091487270877.69
27	75	11735824.551238868	30	78	30504410296644.74
27	76	432854.5587962332	30	79	8161770266319.848
27	77	15917.571249711455	30	80	1399781052450.765
27	78	668.2600288175876	30	81	159359008943.77817
28	66	8139930917.004664	30	82	18950911799.1166
28	67	5103803300.198244	30	83	276717254.4561669
28	68	26165028654.0414	30	84	16474253.340372909
28	69	66320212510.406265	30	85	242686.6518114702

28	70	261650286540.414	31	68	6604.224884011279
28	71	613748743794.2072	31	69	2462395630947924.0
28	72	696658039477.7493	31	70	23688478.016736932
28	73	399475197644.3886	31	71	4.516147690350682e+16
28	74	162589339262.62714	31	72	2022907845201.1206
28	75	49638187256.668144	31	73	910796919061.0369
28	76	7946418505.777891	31	74	2756487439935.57
28	77	552357372.7345868	31	75	24162245420642.89
28	78	31655727.624570943	31	76	58715242938331.016
28	79	492955.3072284631	31	77	148516485016426.62
29	66	4220864.3166193925	31	78	183640397054752.47
36	88	4.131209714685537e+16	31	79	202881132882476.06
36	89	5.00275304736696e+16	31	80	81014765175114.27
36	90	4.251011191023604e+16	31	81	41336475544392.55
36	91	2.0583651853132956e+16	31	82	12199564561297.932
36	92	8083804583624265.0	31	83	840942533005.0295
36	93	1601957033120781.8	31	84	128132841933.03549
36	94	280277518379010.47	31	85	3789923588.369207
36	95	3432603338814.2837	31	86	131363172.25188448
36	96	1722803302191.741	31	87	1113914.070662905
36	97	96581808925.94127	31	88	24093.778806742048
36	98	93675374210.4909	32	70	614390476558.5917
36	99	11278661.648971858	32	71	22557388.5800874
36	100	302567.44450770365	32	72	1.1627048902014651e+17
37	81	5060.0	32	73	3.507479944835026e+17
37	83	5515095882196.373	32	74	7.557966724385472e+17
37	84	668549104283.7852	32	75	1720070494593.4998
37	85	3.261627481439833e+20	32	76	3.858688278393391e+18
37	86	268626494109747.56	32	77	159015545091454.28
37	87	1.1136764855256976e+21	32	78	352643211673608.7
37	88	3671255312370368.5	32	79	1228046298714013.2
37	89	1.0765097351852048e+16	32	80	1947557092233152.5
37	90	2.5047804465194628e+16	32	81	1362342214112516.5
37	91	3.680355441840024e+16	32	82	882235987795175.9
37	92	3.150553235974596e+16	32	83	266506564162608.9
37	93	1.9860385638885996e+16	32	84	185847501915461.34
37	94	6350844501858572.0	32	85	14180891328292.883
37	95	2306106506195114.0	32	86	2347326642406.5947
37	96	337528546172816.5	32	87	38654309422.50713
37	97	87733765981168.77	32	88	1141333062.6550043
37	98	13361739508152.986	32	89	10824302.10412441
37	99	176134946671.07162	32	90	2576889.268636947

37	100	7827987436.945324	33	73	75211611.7437942
37	101	69503640.5031972	33	74	970523214.4455899
37	102	2170704.3428302766	33	75	2.2268674374712742e+18
37	103	228060.6735821023	33	76	126271720035.33173
38	83	65843306953.0	33	77	515658125678518.4
38	84	353970325428900.6	33	78	12478428769194.084
38	85	10263871262.437605	33	79	102549725586431.62
38	86	2.51092269092751e+17	33	80	450006793346383.25
38	87	9953802410634720.0	33	81	2206716703527724.8
38	88	1.523256875474012e+21	33	82	3418556361713494.0
38	89	5.133649235213109e+18	33	83	4919320817703231.0
38	90	1.442436011595876e+21	33	84	1676148965443878.8
38	91	2.7078152842254416e+16	33	85	1132071201026528.8
38	92	2.8995853872730636e+16	33	86	460332852579900.2
38	93	4.787271901097945e+16	33	87	35123588574008.184
38	94	5.212282450191366e+16	33	88	2638045588959.0815
38	95	3.5180302651034708e+16	33	89	169039217756.40372
38	96	1.936764166167839e+16	33	90	29479244052.598804
38	97	6915451468302253.0	33	92	1963870.4759862178
38	98	2369559423172504.5	33	93	3715149.4202743545
38	99	271187092838885.1	34	75	99765258.70021512
38	100	36491087887558.3	34	76	1552564614193659.2
38	101	2411857773776.1245	34	77	7.127784548776669e+18
38	102	102827581435.28587	34	78	1.5015545142134884e+19
38	103	7913942688.286659	34	79	4.003419860314612e+19
39	87	2715252.904621282	34	80	6.520075573720781e+19
39	88	16710115219475.691	34	81	264881263787898.28
39	89	1.7727586080233006e+21	34	82	1.6343288790514126e+20
39	90	3.205584441157873e+17	34	83	5332313589181867.0
39	91	6.093236578812312e+18	34	84	1.333535560197734e+16
39	92	2369873358306885.5	34	85	1.2665568821580482e+16
39	93	2.352003283192657e+16	34	86	8623267590443259.0
39	94	1.4106386713796066e+16	34	87	3536586334792186.0
39	95	2.732691248301058e+16	34	88	1175512458885816.2
39	96	2.981784650030619e+16	34	89	184588147505442.8
39	97	2.8817134158673984e+16	34	90	61959158758520.95
39	98	1.3965032806986616e+16	34	91	4270343575074.6597
39	99	7640119361258993.0	34	92	93029308146.7211
39	100	3480629164268946.5	34	93	128919938439.29709
39	101	573973414868193.0	34	94	23257839.18851654
39	102	51047305645754.836	34	95	142762.05480557986
39	103	5483518062677.896	35	77	339254.3106384882

39	104	157205814.8026763	35	78	9723057.052569142
39	105	1774827.146612456	35	79	1021977135072780.4
39	106	502.5061303140319	35	80	105414002119.14932
39	107	247.85129874981683	35	81	1.00473015344426e+20
39	109	26562.242836105477	35	82	23704159893850.27
40	88	12911563624112.945	35	83	404968075044002.0
40	89	10008772.677788675	35	84	2392141545401864.0
40	90	4.6489403598820953e+20	35	85	9547275760218692.0
40	91	1.8053560601214654e+21	35	86	1.4856284823528864e+16
40	92	1.8202473347087165e+21	35	87	1.8583779798593212e+16
40	93	1.9387517412072203e+21	35	88	1.2623302817408628e+16
40	94	1.9186093130357586e+21	35	89	6452994533369838.0
40	95	6.566593527700073e+18	35	90	2376707984592387.5
40	96	1.583214432253792e+21	35	91	511909238027877.7
40	97	5.882228110885766e+16	35	92	61934791113258.6
40	98	3.703407665543959e+16	35	93	89327582495628.89
40	99	3.5567705082130308e+16	35	94	187354845635.67194
40	100	3.3743366330630824e+16	35	95	2229456245.0579405
40	101	1.4390711849003168e+16	35	96	96584504.4619216
40	102	6581399085329693.0	35	97	2783259.503292386
40	103	1455794290122395.2	35	98	1977499.1059028571
40	104	190908640272162.66	36	79	163925.25917184757
40	105	19779843023793.2	36	80	2732003860857305.5
40	106	7644928197.447934	36	81	22602735251714.754
40	107	2762223540.5017505	36	82	2.3141716696594778e+17
40	108	5782161.885012607	36	83	2.828569828276396e+20
40	109	921741763.1231552	36	84	4.568142736175547e+20
40	110	3402531.9394175215	36	85	3.119429255812467e+20
40	111	14723.772274734956	36	86	7.793218670425619e+20
41	91	3017454606.067704	36	87	2.001196263333647e+16
41	92	174032357391.19858	51	135	405558483244837.9
41	93	9965914780564128.0	51	136	35295887233872.03
41	94	1442083290145569.2	51	137	1744335243602.76
41	95	3.6502200464100936e+18	51	138	83663506650.84337
41	96	118067793232869.88	51	139	1036844384.1271888
41	97	1021809411860408.4	51	140	16092781.088434067
41	98	2177667451374711.0	51	141	770486.6135506951
41	99	8477040154581344.0	52	120	15180950607744.684
41	100	9928004044226956.0	52	121	156506403.1563162
41	101	1.6388427474758634e+16	52	122	373085503039986.3
41	102	1.0660769327268662e+16	52	123	1931001215.1429026
41	103	6898156909452340.0	52	124	1.1567664200472186e+16

41	104	1703966896761069.5	52	125	2.9021620930234483e+19
41	105	694827231439896.9	52	126	5.002760454799965e+17
41	106	41282564824785.59	52	127	1235450363250275.8
41	107	9461881180361.27	52	128	2.3316162212540934e+20
41	108	876476166512.3682	52	129	342868622327635.3
41	109	638668434825.3279	52	130	5.829366615720744e+20
41	110	13351744460.737856	52	131	1.7443147575293094e+16
41	111	229935688.4100323	52	132	2.5121231719787165e+17
41	112	215252.56481788098	52	133	4.68939159857955e+16
41	113	9167.129711982183	52	134	4.121528424856686e+16
42	92	41872.10643296259	52	135	1.816963765057255e+16
42	93	320529030.18815887	52	136	7730171827290457.0
42	94	673017261962.0851	52	137	948456681117187.5
42	95	1.765486343044433e+21	52	138	210106247524200.72
42	96	1.5588022314327306e+18	52	139	6385131719528.599
42	97	1.5702786839581177e+21	52	140	762323452387.8093
42	98	1.4400718788304204e+21	52	141	26736697924.753597
42	99	1.8633893488156483e+17	52	142	259497092.39931214
42	100	1.2980694272170346e+21	52	143	2005392.5122274978
42	101	2781706874567705.0	52	144	307955.2818252231
42	102	8497321367297481.0	53	127	1.572130654703359e+20
42	103	8084645590850133.0	53	128	800025375037.7399
42	104	8024459663480924.0	53	129	4.394603837366959e+20
42	105	3871479724990614.0	53	130	37765591853083.586
42	106	2210964868232753.5	53	131	4.33001393671632e+17
42	107	920946040901756.5	53	132	2116640779102276.5
42	108	488199303544737.2	53	133	5.9624782298047976e+16
42	109	70279631401219.766	53	134	2.249421577455192e+16
42	110	9895344930289.059	53	135	4.028332056929672e+16
42	111	354020913514.9773	53	136	2.3795307498710076e+16
42	112	10196619595.740591	53	137	1.6732593508729456e+16
42	113	318108826.7559978	53	138	6414944347471246.0
42	114	4996122.028855304	53	139	2338226512936940.5
42	115	36205.36107364141	53	140	243323876517224.47
43	97	504134109092.7977	53	141	18525664042856.91
43	98	24611840727973.24	53	142	955079073913.7064
43	99	1.373930384412723e+21	53	143	31317383948.317677
43	100	804332841534.3359	53	144	3522968487.019468
43	101	9216997127618.617	53	145	18430888.99778787
43	102	74381805877552.47	53	146	377316.8136715364
43	103	493635660509902.9	54	128	2.0742149034610184e+16
43	104	619875157970342.0	54	129	233317881150752.03

43	105	641818977279158.6	54	130	7.245263183927064e+17
43	106	339359354210668.8	54	131	1.0055462786888587e+21
43	107	301942080160263.0	54	132	1.381981797322091e+21
43	108	320839943811286.3	54	133	4.5608321506587334e+17
43	109	223210865246260.28	54	134	1.758165404791274e+21
43	110	97370522753791.1	54	135	2.624351519477389e+16
43	111	20221371817374.195	54	136	1.8604668208127746e+21
43	112	1830484573534.6804	54	137	4.827111922887489e+16
43	113	220415055327.44333	54	138	4.6322462357961736e+16
43	114	12597964779.193354	54	139	3.1279107337396732e+16
43	115	565403766.8794708	54	140	1.6919879348644032e+16
43	116	12920997.81107825	54	141	3664936976032433.0
43	117	120390.18438308408	54	142	968892078491401.5
43	118	3273.1138659290564	54	143	48217963259342.414
44	98	455692826.63814765	54	144	7404529516576.582
44	99	5.359102968304794e+16	54	145	639571978485.9406
44	100	2.0847998989130924e+16	54	146	17873667799.930347
44	101	8.848912021615806e+20	54	147	19326669.5147771
44	102	6.702854391473601e+20	54	148	1765877.967157701
44	103	9.751696303300852e+17	54	149	113672.908720057
44	104	2.7311933524491446e+20	55	131	238474245.54403743
44	105	255942878382494.38	55	132	11721218993.778194
44	106	1.8406331879965394e+18	55	133	1.6597806167713034e+21
44	107	873245836193.5193	55	134	5347151462732114.0
44	108	5556038762693.177	55	135	1.7475193731469953e+21
44	109	127573248663515.27	55	136	2.7488359362665676e+16
44	110	292682374960571.7	55	137	1.4593873177165187e+21
44	111	162449171391649.1	55	138	1.0457773903667338e+16
44	112	74478952994284.22	55	139	2.839908887455378e+16
44	113	22012415308444.42	55	140	3.1141850645277416e+16
44	114	6148248017575.621	55	141	3.565665776948179e+16
44	115	870526579496.5442	55	142	1.355056719464832e+16
44	116	79679504471.8891	55	143	4359199223130849.5
44	117	4177671048.0702977	55	144	1101255833699190.9
44	118	155048307.80400577	55	145	262146265160798.06
44	119	2519592.955838671	55	146	18347866489593.16
44	120	29718.284183336065	55	147	301817007290.7748
44	121	689.4480198375145	55	148	22181134296.52636
45	101	691346101.4978802	55	149	1775182957.3618622
45	102	1242981497.532927	55	150	4403912.7739728615
45	103	4.3800565701301895e+20	55	151	125657.26168868394
45	105	8922726059123797.0	56	132	30109964304798.598

45	106	269187652070.10214	56	133	2504002404.560754
45	107	965845.0446192161	56	134	21415847806072.29
45	108	23257720.584933404	56	135	7602196402492346.0
45	109	2261166530330.7534	56	136	3.6352376029996937e+19
45	110	16775722084415.025	56	137	4.491752985283543e+20
45	111	47398628142755.85	56	138	1.6519797523614922e+21
45	112	65465759951067.74	56	139	6075093647325428.0
45	113	76880028624138.94	56	140	1.2641520772985697e+18
45	114	49624785051773.85	56	141	2.868654083149808e+16
45	115	24937589390030.168	56	142	5.222148111879439e+16
45	116	6722664578558.982	56	143	3.950836304252057e+16
45	117	1421312993861.7842	56	144	3.4214330377117216e+16
45	118	139978105245.0765	56	145	1.256777477621346e+16
45	119	11521152065.76396	56	146	3790462695565276.0
45	120	372555418.91584975	56	147	464693151581711.06
45	121	10766822.49487947	56	148	50833387910354.43
45	122	205659.69137101874	56	149	2733176444777.5205
46	105	1.3874808557239267e+20	56	150	117365793013.13367
46	106	6.688040826901926e+19	56	151	4360428387.537889
46	107	3.1958501365615706e+19	56	152	35748198.1713744
46	108	2.11326140983532e+19	56	153	184771.44395210646
46	109	179196889615562.72	57	135	1448876.6202628748
46	110	1.080577004288343e+19	57	137	224053041225173.72
46	111	2154579646595.835	57	138	4994955802982856.0
46	112	141180887309262.34	57	139	1.764875949653728e+21
46	113	41933105478282.766	57	140	1.368399103345822e+17
46	114	87550685177383.52	57	141	2772485140230474.5
46	115	114864443444810.0	57	142	4995055888749428.0
46	116	99577951078817.61	57	143	2.004217258540066e+16
46	117	53116366717838.15	57	144	1.3836294008565202e+16
46	118	25798974867910.156	57	145	1.9063908667412784e+16
46	119	5394522246750.729	57	146	1.1739921765928998e+16
46	120	852786718102.6783	57	147	5750721153337828.0
46	121	66327867832.59046	57	148	1419436900819462.2
46	122	6449738325.905579	57	149	326200825769002.3
46	129	411730.1824254425	57	150	34326788138217.336
47	107	40510901699505.78	57	151	3021307676788.873
47	109	1.0986806026103523e+19	57	152	116288656835.38664
47	110	39193740.08289436	57	153	2885506574.0989437
47	111	2397183858746279.0	57	154	31441162.960535254
47	112	802227953736.585	57	155	156384.21543586618
47	113	7489651292489.288	57	156	2977.6292117633147

47	114	4221289133089.8955	58	137	18981.860221329844
47	115	26703413446468.26	58	138	46401412000.76854
47	116	38070855268488.86	58	139	40879855466527.43
47	117	75307873436816.88	58	140	1.7913457816837326e+21
47	118	71991620213058.34	58	141	3.3069813347095444e+18
47	119	59600349132838.07	58	142	1.859958941843593e+21
47	120	23806887521281.656	58	143	9.862533956570014e+16
47	121	8646309032003.272	58	144	2.538197452898105e+19
47	122	2185800422534.617	58	145	5182771722278516.0
47	123	747266188.4015857	58	146	1.2082147013993974e+16
47	124	77741414.10201892	58	147	1.1645362363738394e+16
47	125	9626157.925147593	58	148	1.0846621142041692e+16
47	126	800025.37503774	58	149	5067995800235301.0
47	127	79464.1850577789	58	150	2184074201292802.2
47	129	6429802141.794925	58	151	391315486767557.75
47	130	45223546.249493495	58	152	71873124451362.25
47	131	1526600.6292541747	58	153	4414684135750.331
48	110	1015689559165.5759	58	154	219657070609.7695
48	111	6.024825793639191e+18	58	155	5426674599.924319
48	112	4.007756661574137e+18	58	156	141052006.7796471
48	113	3.675429445834019e+18	58	157	1442855.717416725
48	114	3.8247343531643213e+18	58	159	83.42328048427476
48	115	461597088780171.8	59	140	1227493.1747308457
48	116	3.832128759472201e+18	59	141	1.805128406745139e+21
48	117	17693212996576.113	59	142	9805668007.99368
48	118	67006172904382.22	59	143	1.2382235143290993e+18
48	119	122771205225245.02	59	144	2966456754231.9688
48	120	181960539031799.62	59	145	2496186572869779.0
48	121	145716793525798.06	59	146	214435278308639.5
48	122	160306759394468.53	59	147	849093833809601.8
48	123	20566734669320.293	59	148	1626542477690339.2
48	124	10498325546948.973	59	149	2732702030444979.5
48	125	3246612434384.6675	59	150	2366464947867065.5
48	126	1302871142885.296	59	151	1734189246172730.8
48	127	389784206687.8417	59	152	599631682757929.0
48	128	53945222467.50729	59	153	154535077753347.5
48	129	9899679352145.459	59	154	17529501765959.525
48	130	858170242562.6293	59	155	1970447583778.267
48	131	52974613871.703606	59	156	123826453650.8316
48	132	788182268.1544832	59	157	5652948672.258649
48	133	15719503.265875487	59	158	68912024.26623042
48	134	108750.86001994165	59	159	1302784.8857339246

49	113	1702182401.019641	59	161	74.46827867180204
49	114	3613858.725633624	60	142	28281507225.559536
49	115	4.3530562220426665e+18	60	143	1.664302975028438e+21
49	116	4673095466.25676	60	144	1.2933618426930523e+21
49	117	113489625905.39333	60	145	9.618772348523126e+20
49	118	1062752797755.9011	60	146	7.216220494723752e+20
49	119	8409425330050.296	60	147	2.893410220980611e+17
49	120	27284851339573.23	60	148	3.6309856180646235e+20
49	121	85612486986074.14	60	149	252275959080575.7
49	122	197002276730776.44	60	150	1.4099430529472117e+20
49	123	452547282097141.6	60	151	1201594465031662.8
49	124	379804254274201.5	60	152	1551992578189052.8
49	125	468387329732058.3	60	153	801264243374307.9
49	126	413794962986389.0	60	154	343181624230802.2
49	127	698185114521336.0	60	155	84417286332387.88
49	128	235366654303237.34	60	156	22116441432998.01
49	129	988491859711707.4	60	157	2282720036029.615
49	130	178766113252208.88	60	158	123826453650.8316
49	131	60023483588889.164	60	159	5512964097.727219
49	132	1927394483100.1497	60	160	169049999.90032512
49	133	245483539944.6792	60	161	2584124.0872082007
49	134	4123954407.053924	60	162	6854.974423047166
49	135	29414982.47482731	61	145	14304872273.05159
49	136	311181.2992865036	61	146	837858088069.4672
50	114	468258268.81566846	61	147	4.969886227091042e+19
50	115	343226824.05699104	61	149	2.2810275743521492e+16
50	116	59106499601.899574	61	150	4714906358650.817
50	117	3.8216581586518267e+18	61	151	4250159097791508.0
50	118	4.3019080611816197e+18	61	152	75846344486395.12
50	119	5.08606488418135e+18	61	153	151939815711468.56
50	120	6.091156688309616e+18	61	154	127206979234505.61
50	121	300936295656076.8	61	155	115793756429394.75
50	122	1.1418494422416435e+19	61	156	60114980862206.1
50	123	1.3127299128828872e+17	61	157	23257839188516.543
50	124	2.081119462451932e+19	61	158	2745716078158.0986
50	125	1.7407583423059702e+16	61	159	503919669382.12634
50	126	6.25435853575642e+19	61	160	35209737903.9401
50	127	5178780659002226.0	61	161	2347326642.406595
50	128	7180369084767009.0	61	162	17874099.0856872
50	129	1.1065940731546722e+16	61	163	571755.5278635628
50	130	8372992465739912.0	61	164	9386.470865775054
50	131	5460336453246904.0	61	166	0.4977857077052466

50	132	912320325764643.1	62	146	1472876930023.0
50	133	303321116367809.0	62	147	4.3508805676801845e+20
50	134	27898581753722.773	62	148	85387986780.93973
50	135	1020730470036.6688	62	149	2.171915428734471e+20
50	136	32302440616.976025	62	150	1.2207446023112363e+17
50	137	326254736.48860925	62	151	7.94757635637175e+19
50	138	6072880.831565092	62	152	5.961298689663322e+19
50	139	66393.9623748286	62	153	2590242989472225.0
51	118	139223.89427777514	62	154	1.3030362639006925e+19
51	119	41197828.97050274	62	155	28361567013707.34
51	120	585751828.8879213	62	156	82704668735797.31
51	121	6.440166547401108e+18	62	157	39915173332674.69
51	122	2539101242965.963	62	158	17098755116299.924
51	123	1.6655762550182791e+19	62	159	6159019379353.092
51	124	40668296522319.945	62	160	1647425334037.291
51	125	3.597099655750292e+18	62	161	236884780167.3693
51	126	363992066338460.2	62	162	7515714984.6939745
51	127	3.1034929546313724e+16	62	163	553449603.9138237
51	128	3267921406507675.5	62	164	24334544.080506723
51	129	4938161041715149.0	62	165	651434.4932282558
51	130	1.1273691080834562e+16	62	166	23580.33311320537
51	131	1.5463642990620862e+16	62	167	100.48710145426936
51	132	1.1787298506319596e+16	63	151	7.558825413789789e+18
51	133	8597929552227989.0	63	152	1788042508314.4421
51	134	2164904627614960.0	63	153	2.893614275718083e+19
67	167	11410368.06899029	63	154	240662428526696.47
67	168	8133413.227806588	63	155	1.3710856776553042e+18
67	169	8635548.452369723	63	156	2981248005220667.5
67	170	5319155.060740202	63	157	36477984674068.71
67	171	2530364.317616142	63	158	2088900224835.677
67	172	674045.7272458064	63	159	2681109471781.119
68	164	4187206793.9782023	63	160	1356706387484.8044
68	165	935.7736452224544	63	161	695581981514.3943
68	166	102510134286277.77	63	162	44039127739.728615
68	167	14186541433546.377	63	163	12597964779.193354
68	168	3623759415149.837	63	164	1216721812.9533756
68	169	623400190.3301195	63	165	133517444.60737857
68	170	451845253686.60016	63	166	11198119.033879062
68	171	1371622.6075167852	63	167	184124.51531682297
68	172	4749248.2644518465	63	168	3775.3784762192495
69	168	6521.146364592767	63	169	62.99694011095491
69	169	1228441040994.5608	63	170	0.5198664602418648

69	170	553842.1327422563	64	152	390228118226.75433
69	171	8004948809.873864	64	153	4855396680.577165
69	172	5464603.777492623	64	154	230815487668.71524
70	168	1173464.8278445194	64	155	4.6085374493259494e+18
70	170	114840.48899864641	64	156	3.567241141939177e+18
70	171	116716411163.49745	64	157	1.7587795926004278e+18
70	172	42096519344.03102	64	158	5.7340992701972474e+17
81	208	55816.349408723596	64	159	6728919811405.5205
81	209	1733904238.0	64	160	8.828313226901733e+16
82	206	7294.0	64	161	368247952419.2537
82	208	1740444249249.009	64	162	82479195962.51768
82	209	10438079.0	64	163	44792907421.2731
82	210	1	64	164	15612867862.49292
82	212	612682068.2133789	64	165	3370228636.229032
82	214	1	64	166	1119811903.3879063
83	209	7468414218019.639	64	167	40916511.03865434
83	212	33.0	64	168	2250416.7328411257
83	213	1733972065.0	64	169	96261.57925147592
84	216	484224790.4260254	64	170	4602.918804329989
84	218	1	64	171	66.62653321921302
85	217	1734039863.0	64	172	0.9780493533238392
86	220	484098951.7824707	65	156	343474.58720596414
86	222	1	65	157	75131818702.61447
87	221	1734107631.0	65	158	943614931767.5353
88	224	2785564775.272461	65	159	2.4723068110231533e+17
88	225	38172661352.0	65	160	160799353604.82776
88	226	1	65	161	12432115748447.822
88	228	1080400705510.0	65	162	2842625987.723569
89	225	24160791751.0	65	163	5771390523.235137
89	228	26792521.0	65	164	3876299343.3234763
90	228	486331818334.0	65	165	2874918508.7681375
90	229	7253537102257564.0	65	166	1819713211.7572103
90	230	1	65	167	243345440.80506727
92	233	2.022139453637778e+21	65	168	27672588.0171304
66	166	18496659200.844353	65	169	4759238.326902326
66	167	254113567.93936118	65	170	414548.6348464943
66	168	101645319.35430524	65	171	26595.775303701008
66	169	33594572.74451561	65	172	1312.4995974070987
66	170	10875086.001994165	66	158	36720914650.86218
66	171	1464387.6588277444	66	159	1428165043.0149443
66	172	206735.7493343736	66	160	37819802258974.35
67	162	4075.4994522711895	66	161	3.391221272867628e+16

67	163	946903042.7101741	66	162	3548159989048882.5
67	164	269295.3656878769	66	163	1653901844175408.2
67	165	176396435772619.1	66	164	544582214798071.5
67	166	4626706700.420525	66	165	431425454.7839049

ANEXO III RESULTADOS COMPLETOS SIMULACIÓN URANIO

A	Z	Cantidad	A2	Z2	Cantidad2
92	238	8.89614010287701e+21	48	121	592782975585023.4
24	66	12438.220298528726	48	122	445564768794353.8
24	67	905.1223676211449	48	123	116729604259740.9
24	69	5.0039107743725	48	124	7210729580033.724
25	66	9710776.614741886	48	125	1662715664413.4653
25	67	1994791.6326095224	48	126	605279394053.6082
25	68	415799.73455680674	48	127	233427569351.50024
25	69	70260.2738225793	48	128	104213417891.69357
25	72	23.89399441923449	48	129	3000088028.173569
26	66	955289664.0071912	48	130	4079057358233.0796
26	67	478962253.2660551	48	131	246047701704.87125
26	68	355272058.37247735	48	132	14947769612.472612
26	69	154478106.05938014	48	133	71404232.4253064
26	70	48422404.16849494	48	134	563171.9256508808
26	71	4815918.313703449	49	114	144498.0806515574
26	72	599991.2835315678	49	115	1.4868073061923965e+19
27	66	3026410131.319613	49	116	5842269759.574017
27	67	4894884623.141583	49	117	228164040112.3857
27	68	10361011528.758625	49	118	2023740681649.5417
27	69	12263494177.845284	49	119	23526959012966.043
27	70	7934903281.787702	49	120	84528485698130.48
27	71	3394814286.9516525	49	121	318666699190367.6
27	72	1086871225.423953	49	122	578753821050244.6
27	73	178952397.56457236	49	123	631597548884180.8
27	74	19105793.280143823	49	124	913237472021070.4
27	75	1447407.7044256392	49	125	898498147143411.4
27	76	56580.41359654852	49	126	773759279660495.2
27	77	4363.520326932383	49	127	1273554687903550.0
28	66	18013360827.016514	49	128	1819683841430461.5
28	67	6026471837.390037	49	129	281474357108101.1
28	68	29737659250.275246	49	130	873598490451379.1
28	69	85295090630.15588	49	131	232893230657635.56
28	70	243954304841.66632	49	132	41395981954689.82
28	71	197110700419.8712	49	133	1002587851150.3186
28	72	223690496955.71545	49	134	23553281116.112087
28	73	91844661623.36726	49	135	180864171.91606957
28	74	35527205837.247734	49	136	742128.0083098934
28	75	6947561192.779572	50	114	10146492.295402868
28	76	1036869758.287727	50	116	26484875605.52063

28	77	90787565.96102211	50	117	1.5458007029083468e+19
28	78	6263318.121498144	50	118	1.200672659047565e+19
28	79	211775.7969666584	50	119	1.1447513468995357e+19
29	66	36316605.710597605	50	120	1.1303720570865285e+19
29	67	38709961529.13791	50	121	1190443225104429.2
29	68	4360648585.479149	50	122	1.6503865998252497e+19
29	69	43685478486.33277	50	123	2.206744646509538e+17
29	70	240606922984.58386	50	124	2.905708989122116e+19
29	71	557910137231.9862	50	125	4.056883202804991e+16
29	72	1376353819193.2065	50	126	7.334652268773092e+19
29	73	1871104069926.259	50	127	1.1341007299086282e+16
29	74	1657939782018.647	50	128	1.4347573758312718e+16
29	75	1163192163495.909	50	129	2.578221048841599e+16
29	76	373991022024.78687	50	130	2.4725720234443204e+16
29	77	142898486443.37228	50	131	1.5991862155863612e+16
29	78	25763863982.523197	50	132	1.2742187945659246e+16
29	79	2973555348.2023563	50	133	902550698143776.2
29	80	190268269.70705688	50	134	101107936162523.25
29	81	7368635.876806845	50	135	3763060509964.8145
29	82	88423.57787747587	50	136	50790867009.57602
30	66	81607470232129.4	50	137	1144769323.5039926
30	67	165895474358589.97	50	138	9973945.001996038
30	68	630721682056714.6	51	118	136056.055730558
30	69	2276380554.434963	51	119	65833320.52256584
30	70	7471598340459588.0	51	120	1100029644.7866607
30	71	202637025975.3832	51	121	1.3971702928450568e+19
30	72	8820400384436.094	51	122	4875817573872.978
30	73	4589997544948.17	51	123	1.5877750174434398e+19
30	74	11631921634959.09	51	124	234532693523105.75
30	75	18000501846938.266	51	125	5.972676964507269e+18
30	76	22684835967014.637	51	126	1808423883670110.8
30	77	16064563804752.982	51	127	6.843196769060446e+16
30	78	11579277428667.0	51	128	6765760009825219.0
30	79	3394814286951.6523	51	129	9503517317558102.0
30	80	868445149097.4464	51	130	3.103020612586282e+16
30	81	93423724591.09846	51	131	4.993197678392059e+16
30	82	4605394132.741385	51	132	6.316804635090907e+16
30	83	129214151.45980665	51	133	3.0886355831568624e+16
30	84	2710597.537773371	51	134	1.0498728772418728e+16
30	85	53599.698636290435	51	135	1753575879379170.5
31	67	767.3866984888377	51	136	76923187791937.55
31	68	53422.2876610861	51	137	7237051683179.77

31	69	2017805309308869.0	51	138	171320566978.4082
31	70	204479309.97457483	51	139	4579072029.595341
31	71	1.3547215396178526e+16	51	140	147765443.31507587
31	72	1481989511555.4734	51	141	12891328.982084734
31	73	822197699865.7972	52	120	15449499682842.506
31	74	3263237989955.5195	52	121	274424318.8913815
31	75	15342548515456.982	52	122	382993457754343.3
31	76	40527352550870.35	52	123	464272295515843.9
31	77	99607839504230.19	52	124	3.672653480235021e+16
31	78	145056635680316.47	52	125	3.5253561763856036e+19
31	79	144556515720541.62	52	126	1.373399677463133e+18
31	80	95423941209166.4	52	127	2711961104118789.0
31	81	39764274780666.52	52	128	2.712413876550158e+20
31	82	5315959307168.856	52	129	17784221403562.156
31	83	602647183739.0035	52	130	8.711703594339383e+20
31	84	35527205837.247734	52	131	3.4741491058338304e+16
31	85	752598940.9413899	52	132	6.199869509429718e+17
31	86	31053501.18654601	52	133	1.2255676513210907e+17
31	87	1181307.034881017	52	134	1.1572302071871782e+17
32	70	2873343039212.9775	52	135	5.771200081079697e+16
32	71	89780573.10087676	52	136	1.3320721450706162e+16
32	72	4.487506399718955e+16	52	137	3403105749442656.5
32	73	1.0030768868446632e+17	52	138	308063366380046.56
32	74	2.3503950635408576e+17	52	139	21395342455993.066
32	75	1594466609389.2327	52	140	3710495269982.1646
32	76	1.0822448597142e+18	52	141	268219598847.87894
32	77	124817476249922.81	52	142	14921473831.429712
32	78	310988034835433.8	52	143	21575096.0983774
32	79	783205492816516.2	52	144	1361613.4414314218
32	80	1444459628873282.5	53	123	4265256.234465657
32	81	1265966815229640.0	53	127	1.87233482626717e+20
32	82	713231603476165.9	53	128	2415855787795.538
32	83	211558376394672.1	53	129	4.8835287387761764e+20
32	84	48817235715685.62	53	130	166906600944030.75
32	85	2842181731400.4473	53	131	1.1288998740979543e+18
32	86	460539413274.1385	53	132	7096214388222790.0
32	87	24578448067.34108	53	133	1.7930378323555706e+17
32	88	715811169.5844783	53	134	6.895259281953066e+16
32	89	8527255.890986286	53	135	1.2777754078856557e+17
32	90	2228426.6201338135	53	136	7.60993849297758e+16
33	72	91899.25745487234	53	137	6.051372546966195e+16
33	73	449771309.7646868	53	138	3.3468554150195596e+16

33	74	4677321835.43873	53	139	8389696579945058.0
33	75	5.071839547773415e+17	53	140	1564491051429560.0
33	76	306879572795.9138	53	141	184973578659230.03
33	77	355153561531212.75	53	142	65080873586532.13
33	78	26008944151571.45	53	143	302935820687.197
33	79	210926909140198.47	53	144	15841168115.352507
33	80	840680594698998.9	53	145	71713517.13727242
33	81	2699542254452032.5	53	146	1603410.9131413014
33	82	2987292853834277.0	54	128	3.3928447233315428e+16
33	83	3034622627501179.0	54	129	236431536139722.1
33	84	1728522501604765.5	54	130	1.734756476450157e+18
33	85	376771952222166.5	54	131	1.424358697908563e+21
33	86	157978156114709.72	54	132	1.9976650280137602e+21
33	87	33342997718188.96	54	133	1.3112845887144817e+18
33	88	2684301756730.4727	54	134	2.833319877748052e+21
33	89	119731613801.4441	54	135	6.681359560960218e+16
33	90	25925744916.871372	54	136	2.5428217444838896e+21
33	92	2368439.151188253	54	137	9.694825420235382e+16
34	75	428870416.1606512	54	138	1.033116226379101e+17
34	76	2046240986946892.5	54	139	7.34744658377428e+16
34	77	2.649157413511204e+18	54	140	4.05402503814119e+16
34	78	6.936963452992859e+18	54	141	1.245796187588826e+16
34	79	1.6123372097954992e+19	54	142	3709995150022389.5
34	80	3.464368769634972e+19	54	143	309574255100629.44
34	81	639517606499794.0	54	144	19537344161223.22
34	82	8.442443245589012e+19	54	145	1492076313464.4766
34	83	4107124616817706.5	54	146	40262552193.22114
34	84	8613645033511605.0	54	147	64633661.05408083
34	85	1.0680509216745312e+16	54	148	2392171.159384727
34	86	7721378381066988.0	55	131	1001786140.0859063
34	87	3601390152441810.0	55	132	77463885291.5685
34	88	1106031084303958.9	55	133	2.5914524798550776e+21
34	89	132503624689967.83	55	134	2.501262513750274e+16
34	90	31975038017689.027	55	135	2.818479065352561e+21
34	91	1519651348720.273	55	136	5.0189896421351016e+16
34	92	59472949511.26735	55	137	1.9398121215619254e+21
34	93	12350462406.639812	55	138	2.3713056282225636e+16
34	94	6000149734.243993	55	139	6.11641446384007e+16
34	95	2042992.6678905594	55	140	5.991226541277483e+16
34	96	125266.62565099433	55	141	7.545309833123096e+16
35	77	3433276.4438134944	55	142	3.675434228591633e+16
35	78	88686798.90893629	55	143	1.7890133268446902e+16

35	79	457470455081320.5	55	144	4149232085220434.0
35	80	38606523395.8909	55	145	736152890895741.4
35	81	6.533039479637573e+19	55	146	55975005224189.484
35	82	89917825437987.44	55	147	907522943428.0641
35	83	456615861002859.6	55	148	39737952677.52047
35	84	1995715538430226.8	55	149	274457937.2934915
35	85	3896908404462451.5	55	150	16684659.910667503
35	86	9952913641582350.0	55	151	877247.2603894838
35	87	1.4556017751350028e+16	56	132	108009864056587.94
35	88	1.2252886370277428e+16	56	133	13180365454.1977
35	89	9047459615461564.0	56	134	75329327196707.52
35	90	5616689335612416.0	56	135	1.3823447848019126e+16
35	91	522041007274871.5	56	136	3.614570219934032e+19
35	92	64843974658217.734	56	137	5.425738626094175e+20
35	93	173413437399550.22	56	138	2.277695860955232e+21
35	94	71344218030133.42	56	139	5956669682104519.0
35	95	28685564787.527843	56	140	2.5734127254631716e+18
35	96	16316229432.93232	56	141	4.810364349939634e+16
35	97	2032508574.2074897	56	142	8.097521235023965e+16
36	79	1358237.774619812	56	143	7.595611372235187e+16
36	80	543297529629019.2	56	144	5.675203370906072e+16
36	81	87523662161950.16	56	145	2.1130147266796668e+16
36	82	4.761484668909777e+17	56	146	6252499737105120.0
36	83	1.096392272421522e+20	56	147	927409292354900.9
36	84	1.7492120536348606e+20	56	148	69554578237233.85
36	85	1.1205767016296425e+20	56	149	5710422344915.4795
36	86	2.7650998653922476e+20	56	150	315799432494.669
36	87	7478610460427004.0	56	151	18252141153.014454
36	88	1.9670843525524292e+16	56	152	141056465.66521206
36	89	2.895510312374334e+16	56	153	1594879.9195116684
36	90	2.8867187299235548e+16	57	135	17702969.401915204
36	91	1.8340320198553704e+16	57	137	1042162221093449.2
36	92	8123369540313380.0	57	138	2.276793806088088e+16
36	93	1676257333597979.2	57	139	2.0929792830487092e+21
36	94	566593799059866.5	57	140	2.7785704008648323e+17
36	95	29314399831686.848	57	141	3909770706873282.0
36	96	214663858123842.4	57	142	7879173341515301.0
36	97	42288564472372.19	57	143	2.1452171876685372e+16
36	98	5894887643.76296	57	144	3.4455369797140804e+16
36	99	68723326.21988176	57	145	4.465518476623305e+16
36	100	1715837.8800986866	57	146	3.0562962472316324e+16
37	81	29717.36416724266	57	147	1.6068380509709162e+16

37	83	18299319372477.95	57	148	3080502053284735.0
37	84	2549078359447.289	57	149	956184615514156.8
37	85	1.0258772377908553e+20	57	150	137161847283723.34
37	86	132751615019923.08	57	151	12587361334954.213
37	87	3.6591353577192325e+20	57	152	634228443093.6278
37	88	1508224923744575.0	57	153	22393766150.425682
37	89	6708345919388320.0	57	154	478962253.2660551
37	90	1.9603860115873276e+16	57	155	4376154.936442483
37	91	3.640662730335708e+16	57	156	128901.70809546312
37	92	4.230567383941711e+16	58	137	238401.12296145214
37	93	3.567171418351952e+16	58	138	254764941823.42633
37	94	1.8530286816958708e+16	58	139	124926418822361.95
37	95	1.1375175840872574e+16	58	140	1.9807612451456725e+21
37	96	1028370351181869.1	58	141	6.478777453408903e+18
37	97	140924855149481.88	58	142	1.8183238682529964e+21
37	98	17305077146240.4	58	143	1.7850692920212746e+17
37	99	964947243651.4749	58	144	4.461662297955176e+19
37	100	54211950755.46743	58	145	1.2006748383758764e+16
37	101	365521885.33754706	58	146	2.731128778227286e+16
37	102	8415281.664203012	58	147	3.2011099298999108e+16
37	103	1853391.926719286	58	148	2.343148874485534e+16
38	83	218453161477.00412	58	149	1.4790021248318364e+16
38	84	737655565194041.5	58	150	7315860059999026.0
38	85	28583789704.502754	58	151	1463888762868472.0
38	86	6.7879116254915704e+16	58	152	310745588690628.5
38	87	1.1225134189983144e+16	58	153	27921960575261.098
38	88	4.851935915247442e+20	58	154	2255325177338.7563
38	89	3.3320702739933635e+18	58	155	91050786992.48256
38	90	6.158892667169657e+20	58	156	3236802701.765947
38	91	2.4307507702907064e+16	58	157	47106562.232224174
38	92	2.7107556642679096e+16	58	158	489488.46231415827
38	93	5.642642929314414e+16	58	159	7740.119718506971
38	94	7.697504233513525e+16	59	139	95622.72459109846
38	95	6.873832981867501e+16	59	140	9921327.117807096
38	96	4.794834309083468e+16	59	141	1.9330235922326513e+21
38	97	2.0703676551624456e+16	59	142	49373710087.45352
38	98	8613855610336773.0	59	143	2.2304767566983793e+18
38	99	986089156898377.8	59	144	9621328843830.996
38	100	177899776659762.06	59	145	5357452086992845.0
38	101	7605113651470.909	59	146	512436071836879.9
38	102	211313054393.35092	59	147	3661904667574566.0
38	103	38561881108.95521	59	148	1.626158474680113e+16

38	104	248427746.27133656	59	149	1.4955666243416424e+16
39	87	14250001.115069803	59	150	1.340576816597103e+16
39	88	33865362601535.992	59	151	9792138235566310.0
39	89	6.320261368548029e+20	59	152	4223434093989133.5
39	90	1.3687183705572216e+17	59	153	1297719168254713.5
39	91	5.605715432031504e+18	59	154	255270176984150.84
39	92	1908801219372290.2	59	155	37606125543722.33
39	93	2.847277524810564e+16	59	156	3421136390097.697
39	94	1.776605087421645e+16	59	157	189215648802.24658
39	95	4.4153748701300904e+16	59	158	5158053010.395737
39	96	6.54310628467871e+16	59	159	108679225.91145147
39	97	7.90499874040348e+16	59	160	1252666.2565099434
39	98	6.248925195497888e+16	59	161	14292.059701001495
39	99	3.8004905406384904e+16	59	162	183.396884680782
39	100	1.0788460373283744e+16	60	142	78851888664.2208
39	101	2211167217100952.5	60	143	1.6310333482663493e+21
39	102	180481185315294.62	60	144	1.3379863726669774e+21
39	103	26593747250511.695	60	145	1.104985826060132e+21
39	104	1931631746110.5884	60	146	9.085948046028561e+20
39	105	164859543540.18015	60	147	8.120061255849827e+17
39	106	191780737.7538286	60	148	6.067545602346726e+20
39	107	17916744.914727554	60	149	1313383778473551.8
40	88	26064263772927.31	60	150	3.571439249599881e+20
40	89	59692424.90624244	60	151	7681947870554214.0
40	90	1.7990613192819084e+20	60	152	9740283692368602.0
40	91	9.141974160634882e+20	60	153	6327807274205953.0
40	92	1.1044164625061505e+21	60	154	3966451400974301.5
40	93	1.384302795291799e+21	60	155	1334775425063714.8
40	94	1.6108576290895495e+21	60	156	421380020423768.1
40	95	1.1982693829463097e+19	60	157	57422457676190.48
40	96	1.8083286949997807e+21	60	158	5763303450135.883
40	97	1.2503970818226995e+17	60	159	313167222180.0646
40	98	7.68981817939488e+16	60	160	13316167726.861897
40	99	9.903454409770933e+16	60	161	297360799.24086475
40	100	1.2587703522295114e+17	60	162	4605209.878019363
40	101	6.1281014776369144e+16	60	163	34474.584932437414
40	102	3.2049003127529412e+16	61	144	29474.701439846256
40	103	5880989573301848.0	61	145	73437920371.43208
40	104	1605779902424445.5	61	146	912096291647.4425
40	105	168471462533880.38	61	147	1.0078414810072673e+20
40	106	4815707736878.28	61	149	8.708827651226264e+16
40	107	372778889174.9115	61	150	30325211372124.133

40	108	11973529889.588457	61	151	2.444859649998794e+16
41	91	19713340114.135735	61	152	880235871980685.6
41	92	916962830457.7745	61	153	1797865450132705.2
41	93	6727748085322901.0	61	154	2365222590183806.5
41	94	5992823584808315.0	61	155	2423857707151935.5
41	95	6.593503172389964e+18	61	156	1635176427217947.8
41	96	186173860762352.44	61	157	721309856931687.0
41	97	2114067901296242.8	61	158	168083474733507.7
41	98	4682857450089880.0	61	159	32132444194502.37
41	99	2.5169853080826412e+16	61	160	3315874299616.665
41	100	3.949128824893889e+16	61	161	273691964091.94156
41	101	9.094365603267816e+16	61	162	10947678563.677664
41	102	8.100795704655333e+16	61	163	313167222.18006456
41	103	7.112363880576957e+16	61	164	4526454.145406398
41	104	3.0615869899639876e+16	61	166	455.8725043863449
41	105	1.300622496231722e+16	62	146	1322719725058.0
41	106	917314765798392.8	62	147	6.386720631886344e+20
41	107	257081664122661.66	62	148	702259330157.0508
41	108	24527014677793.707	62	149	4.496683370650339e+20
41	109	46843341.200763725	62	150	4.259609608067052e+17
41	111	273.0970845608409	62	151	2.4843034468051455e+20
41	112	5.321671203551549	62	152	2.1299729795018487e+20
41	114	570102.5354092342	62	153	2.204601599633556e+16
42	92	200996.55467409466	62	154	9.605156455173587e+19
42	93	300008.276375294	62	155	559881662757625.2
42	94	2765243381487.593	62	156	1836699292580375.5
42	95	1.7736558967638506e+21	62	157	1080714485498093.4
42	96	1.3335553634129454e+18	62	158	771071792929284.0
42	97	2.0186703296129865e+21	62	159	319063373284778.56
42	98	2.1452274260315433e+21	62	160	105055461971335.55
42	99	5.7407904563196205e+17	62	161	20526870984792.473
42	100	2.528871784173476e+21	62	162	2921148040838.581
42	101	3632634488876164.0	62	163	209216235656.73703
42	102	4.622134990342269e+16	62	164	10974000666.82371
42	103	1.0034485839231942e+17	62	165	368430477.73518497
42	104	1.1298183689170392e+17	62	166	11447219.437183298
42	105	9.24832358456903e+16	62	167	91050.78699248255
42	106	5.698893263737512e+16	63	151	2.1677806654588555e+19
42	107	1.5422093911164332e+16	63	152	29649187501534.73
42	108	5656935831322717.0	63	153	1.3346015737762526e+20
42	109	155688659583066.75	63	154	4667494000582764.0
42	110	218953571273.55328	63	155	1.6482297845657549e+19

42	111	6658070702.379374	63	156	7.02977672444944e+16
42	112	156583347.8690008	63	157	1070661370438565.2
42	113	125881.7732015174	63	158	141582644897990.5
42	114	14315617983.317204	63	159	180057662675674.78
42	115	3303608.1995506077	63	160	120792657779261.16
42	116	305273.2234465658	63	161	72817992585280.45
43	97	3033901240867.9526	63	162	22711131748057.54
43	98	154127085713077.8	63	163	5447517178692.787
43	99	2.305104208445815e+21	63	164	663177492133.6476
43	100	8079174729131.171	63	165	80002084196.93039
43	101	327349571355153.3	63	166	6289640224.64419
43	102	1771522289304143.8	63	167	182373481.31046376
43	103	6666599063798693.0	63	168	3236907.990178531
43	104	1.4266895770393876e+16	63	169	59734.327995507556
43	105	4.195453698344889e+16	63	170	498.8170156691164
43	106	4.8039944009782904e+16	64	152	5733354465966.601
43	107	4.7912545030556056e+16	64	153	80198285689.72707
43	108	1.6475451834862742e+16	64	154	4445265668693.882
43	109	1.0625838208510978e+16	64	155	4.476676217771088e+19
43	110	1057056179190428.5	64	156	4.576408064863048e+19
43	111	176320713692030.8	64	157	2.7404068742668653e+19
43	112	16026738942532.12	64	158	1.5315190063643128e+19
43	113	2071109938471.1638	64	159	384268505059207.0
43	114	6973883295925.615	64	160	3.575926993477352e+18
43	115	46386126269.116936	64	161	33027132480436.426
43	116	3842211074.124971	64	162	31422010630590.637
43	117	10826570.567102712	64	163	15763596877381.113
43	118	233700.26634009325	64	164	5842269759574.016
43	119	3933.469805732307	64	165	1568465689004.6123
44	98	3657149804.931928	64	166	418431944871.41113
44	99	8.294926831224485e+16	64	167	28421817314.004475
44	100	1.1348823936733653e+17	64	168	1839522810.5716352
44	101	2.2245829135121352e+21	64	169	86581293.87828419
44	102	2.2643134083961614e+21	64	170	2129005.4043408884
44	103	1.046825284646125e+19	64	171	63156.72784655627
44	104	2.2486142729475858e+21	64	172	962.4150573288254
44	105	4792734941679294.0	65	155	1705167281.9585998
44	106	6.9912801903314305e+19	65	156	32278555.381636035
44	107	2.203907581053273e+16	65	157	2966283525919.6777
44	108	3.3729932634435816e+16	65	158	46437606816313.7
44	109	2.6207523031049772e+16	65	159	7.632725283345932e+18
44	110	1.5114335881180778e+16	65	160	17744604817625.945

44	111	6445888228919110.0	65	161	1207356334393971.0
44	112	2424147250286542.0	65	162	1642149152341.3347
44	113	857947894362804.0	65	163	2657979653584.428
44	114	416036633485121.1	65	164	2039528679116.5398
44	115	47402422671585.71	65	165	1665833780752.1455
44	116	5131730907249.69	65	166	934237245910.9846
44	117	225258504640.1253	65	167	196058079515.06085
44	118	5868328641.688601	65	168	28685038345.46492
44	119	81840419.88065012	65	169	4631716235.88743
44	120	876339.1478309452	65	170	271059753.77733713
44	121	17035.79676663574	65	171	29474701.439846255
45	101	17187812292.950577	65	172	1071083.2279569556
45	102	34306585205.111362	66	158	1665667118557.9446
45	103	2.574628380679205e+21	66	159	80673292635.49162
45	104	185005165183.00528	66	160	2305130441133969.5
45	105	2.4784957703035578e+17	66	161	1.787934595061055e+18
45	106	11684539519148.031	66	162	8.246356580792116e+17
45	107	2004004368710638.0	66	163	3.387978738753782e+17
45	108	1043504770827750.5	66	164	1.2181374246000205e+17
45	109	1907212731022003.0	66	165	221845504944.55328
45	110	812443821770110.9	66	166	8131039564443.392
45	111	1166690371004018.5	66	167	167899220011.48535
45	112	1032476599272652.0	66	168	74475758641.41833
45	113	1145506342392081.8	66	169	25553339801.561134
45	114	793827251099039.6	66	170	4658038339.033474
45	115	469933771886961.9	66	171	1165821741.600199
45	116	175096999116771.25	66	172	147898896.37802634
45	117	37685091853160.46	67	161	70046.27512400196
45	118	3315874299616.665	67	162	1939525.7448440874
45	119	215006045464.741	67	163	379701721931.81647
45	120	7237051683.17977	67	164	185268122.99343425
45	121	239200006.5714278	67	165	4.9643002876237256e+16
45	122	3447458.4932437413	67	166	2048675089694.5374
46	103	95792.18743217955	67	167	9589751426.29284
46	104	2598317923937531.5	67	168	7138396440.588394
46	105	2.0896418239452335e+21	67	169	8210758922.758248
46	106	1.5379874040005638e+21	67	170	3068507070.8810825
46	107	1.2307343871385828e+21	67	171	2334275693.5150023
46	108	7.996236417794672e+20	67	172	634228443.0936278
46	109	1.6434752021363444e+16	68	164	1561561777017.1345
46	110	2.3852187342913467e+20	68	165	555277.9269173819
46	111	611595645924.533	68	166	2.461484216415276e+16

46	112	2886002475659344.0	68	167	5621778147322258.0
46	113	9235259924777.648	68	168	1576493164220906.5
46	114	317247148167701.44	68	169	508171940258.08386
46	115	503653965343233.7	68	170	117342003143205.89
46	116	943473671904931.9	68	171	1104129270.3201094
46	117	513602404227281.1	68	172	3709038723.676866
46	118	227058936495314.75	69	168	5783424.674256167
46	119	43527545867456.51	69	169	544039066451781.9
46	120	6394902315125.22	69	170	231614918.05467847
46	121	650019072770.9398	69	171	5356143292981.593
46	122	42632857581.52245	69	172	4369607656.657002
47	106	302903.1812792959	70	168	578140106.0679448
47	107	1439568156325528.2	70	170	31298251.726599686
47	108	1094762591.947137	70	171	52702578040082.984
47	109	5.46234055416853e+20	70	172	18250865052218.97
47	111	8.009525127941514e+16	81	207	128.63200000000006
47	112	17182240998101.85	82	206	7294.0
47	113	95280837246014.36	82	207	307969.88799996616
47	114	3808812799990.1753	82	210	1
47	115	37632710867899.836	82	211	128.63200000000006
47	116	216007206657900.8	82	214	1
47	117	497275330087852.7	84	215	128.63200000000006
47	118	519855219829624.06	84	218	1
47	119	344512372269468.7	86	219	128.63200000000006
47	120	149477696124726.12	86	222	1
47	121	62843758040149.805	87	223	130.632
47	122	12237185235750.81	88	223	2053.0
47	123	1252666256509.9434	88	226	172696.59375
47	124	16210967.342451286	89	227	58126.0
47	125	1310561.7223796684	90	230	2572501847.515625
47	126	101844.9550506125	90	231	253298.0
47	129	123.05583220775807	90	234	130641434036.0
47	130	447380993.91143095	91	231	485282950.0
47	131	11825731.280423416	91	234	347304014.0
48	108	438176070436.91156	92	234	72171665065079.0
48	111	1.0931413286055979e+20	92	235	4.497942917131157e+16
48	112	4.880122281072588e+19	92	239	256.0
48	113	2.82947488481436e+19	93	239	6.035142790897246e+18
48	114	2.1598115826035085e+19	94	239	2.4689794205876224e+21
48	115	2903582247651733.5	48	118	102687001186397.47
48	116	1.8909253755717476e+19	48	119	403223033673626.56
48	117	53068211989619.79	48	120	562566517278521.56

Bibliografía

1. Wikipedia. [En línea] https://es.wikipedia.org/wiki/Part%C3%ADcula_elemental .
2. Wikipedia. [En línea] https://es.wikipedia.org/wiki/Interacciones_fundamentales.
3. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Quark>.
4. Wikipedia. [En línea] https://es.wikipedia.org/wiki/Materia_extraña.
5. Ferrer Soria, A. *Física Nuclear y de Partículas*. Valencia : P.U.V., 2015.
6. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Protón>.
7. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Electrón>.
8. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Neutrón>.
9. Martínez-Val, J.M. y Piera, M. *Reactores Nucleares*. Madrid : E.T.S Ingenieros Industriales, 1997.
10. Glasstone, S. y Sesonske, A. *Ingeniería de Reactores Nucleares*. s.l. : Reverté S.A. , 1978.
11. A., Herráez. Biomodel. [En línea] <http://biomodel.uah.es/tecnicas/isotopos/inicio.htm>.
12. Agency, Nuclear Energy. JANIS. <https://www.oecd-nea.org/janis/>. [En línea]
13. ESCALANTE, S. y GASQUE, L. [En línea] 2011.
http://www.scielo.org.mx/scielo.php?script=sci_arttext&pid=S0187-893X2012000100011&lng=es&nrm=iso.
14. Wikipedia. [En línea] https://es.wikipedia.org/wiki/Evoluci3n_estelar.
15. Lippuner, J. *Nucleosynthesis outreach slides*. 2017.
16. Villatoro, F.R. La ciencia de la mula Francis. [En línea]
<https://francis.naukas.com/2018/04/02/la-formacion-de-los-elementos-pesados/>.
17. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Uranio>.
18. Lenntech. [En línea] <https://www.lenntech.es/periodica/elementos/u.htm>.
19. México, Gobierno de. [En línea]
https://www.sgm.gob.mx/Web/MuseoVirtual/Aplicaciones_geologicas/Caracteristicas-del-uranio.html.
20. Mulas Pérez, J. Asignatura Tecnología Nuclear. Cartagena : s.n.
21. Statista. [En línea] <https://es.statista.com/estadisticas/599071/volumen-de-produccion-de-las-principales-minas-de-uranio-a-nivel-mundial/>.
22. Statista. [En línea] <https://es.statista.com/estadisticas/635410/paises-con-las-mayores-reservas-de-uranio/>.
23. De Esteban, F. Foro nuclear. [En línea]
https://www.google.com/url?sa=t&rct=j&q=&esrc=s&source=web&cd=1&ved=2ahUKEwih1OKVrJfpAhUNkxQKHZbzCuwQFjAAegQIAhAB&url=http%3A%2F%2Fwww.foronuclear.org%2Fpdf%2Fcurso_santander_festeban.pdf&usg=AOvVaw3xe2Ce59EH0f3c58o1Cqj5.
24. Petrovskiy, Georgy. Concentración de minerales. [En línea]
<https://sites.google.com/site/mineriaservicio/testimonials-1/petrovskayanproyectomineroplantadeflotaciondeminerales>.
25. IAEA. [En línea] https://www.iaea.org/sites/default/files/23204882428_es.pdf.
26. Wikipedia. [En línea] <https://es.qwe.wiki/wiki/Yellowcake>.
27. Tuset, S. Condorchem Envitech. [En línea] <https://blog.condorchem.com/reprocesamiento-combustible-nuclear-proceso-purex/>.
28. Investing. [En línea] <https://es.investing.com/commodities/uranium-futures>.
29. Torres, F. [En línea] <https://fernandotorresmx.wordpress.com/tag/central-nucleoelectrica-laguna-verde/>.
30. IAEA. [En línea] https://www.iaea.org/sites/default/files/20205083242_es.pdf.

31. Foro Nuclear. [En línea] <https://www.foronuclear.org/es/el-experto-te-cuenta/120158-icomo-influye-la-energia-nuclear-en-el-medio-ambiente>.
32. Europea, Comisión. [En línea] https://ec.europa.eu/health/scientific_committees/opinions_layman/depleted-uranium/es/l-2/5.htm#0.
33. Wikipedia. [En línea] <https://es.wikipedia.org/wiki/Torio>.
34. GoodFellow. [En línea] <http://www.goodfellow.com/S/Torio.html>.
35. Periodni. [En línea] <https://www.periodni.com/es/th.html>.
36. ATSDR. [En línea] https://www.atsdr.cdc.gov/es/phs/es_phs147.html.
37. Barton, G. [En línea] <https://es.ripleybelieves.com/list-of-countries-by-thorium-reserves-4376>.
38. Lenntech. [En línea] <https://www.lenntech.es/periodica/elementos/th.htm>.
39. López Asensio, D. Termodinámica Aplicada. Cartagena : s.n.
40. Mulas Pérez, J. Máquinas y Centrales Térmicas. Cartagena : s.n.
41. World Nuclear Association. [En línea] <https://www.world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/generation-iv-nuclear-reactors.aspx>.
42. CANDU Fundamentals. <https://canteach.candu.org/Content%20Library/20040700.pdf>. [En línea]
43. Cameron, I.R. Springer Link. https://link.springer.com/chapter/10.1007%2F978-1-4613-3527-6_8. [En línea]
44. *Chernobyl Accident*. T., Filburn y S., Bullard. s.l. : Springer Link.
45. World Nuclear Association. <https://www.world-nuclear.org/information-library/current-and-future-generation/fast-neutron-reactors.aspx>. [En línea]
46. Regencia Química. <http://www.regenciaquimica.ucr.ac.cr/sites/default/files/0011%20-%20Sodio.pdf>. [En línea]
47. Info Metales. <https://www.infometales.com/sodio/>. [En línea]
48. Regencia Química. <http://www.regenciaquimica.ucr.ac.cr/sites/default/files/0010%20-%20Plomo.pdf>. [En línea]
49. Lázaro Chueca, A. DEVELOPMENT, ASSESSMENT AND APPLICATION OF COMPUTATIONAL TOOLS FOR DESIGN SAFETY ANALYSIS OF LIQUID METAL COOLED FAST BREEDER REACTORS . Valencia : s.n.
50. Seneda J.A., Lainettil Paulo E.O. USE OF THORIUM IN THE GENERATION IV MOLTEN SALT REACTORS AND PERSPECTIVES FOR BRAZIL.
51. España, Gobierno de. [En línea] http://www.ilo.org/dyn/icsc/showcard.display?p_card_id=1355&p_version=1&p_lang=es.
52. Lifeder. [En línea] <https://www.lifeder.com/fluoruro-de-litio/>.
53. Klazinga, R y Schroen, N. Thorium: The next reactor.

