

Trabajo de Fin de Grado

Ingeniería de las Tecnologías Industriales

Análisis y modelado del envenenamiento por xenón en un reactor nuclear. El caso de Chernóbil.

Autor: Carmen María Tomás Viñals

Tutor: Antonio González Fernández

Dpto. Física Aplicada III
Escuela Técnica Superior de Ingeniería
Universidad de Sevilla

Sevilla, 2023



Trabajo de Fin de Grado
Ingeniería de las Tecnologías Industriales

Análisis y modelado del envenenamiento por xenón en un reactor nuclear. El caso de Chernóbil.

Autor:

Carmen María Tomás Viñals

Tutor:

Antonio González Fernández

Profesor titular

Dpto. de Física Aplicada III
Escuela Técnica Superior de Ingeniería
Universidad de Sevilla
Sevilla, 2023

Trabajo de Fin de Grado: Análisis y modelado del envenenamiento por xenón en un reactor nuclear. El caso de Chernóbil.

Autor: Carmen María Tomás Viñals

Tutor: Antonio González Fernández

El tribunal nombrado para juzgar el Proyecto arriba indicado, compuesto por los siguientes miembros:

Presidente:

Vocales:

Secretario:

Acuerdan otorgarle la calificación de:

Sevilla, 2023

El Secretario del Tribunal

A mis profesores

A mis amigos

A mi familia

Agradecimientos

Me gustaría agradecer profundamente a todas las personas que me han apoyado y acompañado durante la elaboración de mi trabajo de fin de grado.

En primer lugar, quisiera expresar el más sincero agradecimiento a mi tutor, por su atención y dedicación. Siempre dispuesto a resolver mis dudas, aclarar conceptos y orientarme. Estoy muy agradecida por su tiempo e interés. Ha sido un gran placer para mí la realización de este trabajo con su ayuda.

Gracias también a mi familia y amigos, por estar ahí en todo momento con palabras de ánimo y gestos de cariño, desde el día en que comencé mi etapa universitaria. Gracias a mis compañeros de clase por haber hecho esta etapa divertida y llevadera.

Finalmente, agradecer a todas aquellas personas que han contribuido en mi formación, principalmente a los profesores, pero también a todos aquellos que de alguna forma u otra han compartido conmigo su conocimiento y buenos consejos, y que han despertado en mí el interés por aprender sobre nuevos temas.

Gracias de todo corazón.

Resumen

Los reactores nucleares de fisión son hoy en día una de las principales fuentes de electricidad. Son dispositivos muy poderosos que utilizando unas cantidades de combustible relativamente pequeñas permiten obtener grandes cantidades de energía.

En el interior de un reactor en funcionamiento pueden encontrarse diferentes isótopos, y todos ellos interactúan de una manera u otra con los neutrones en circulación. Teniendo en cuenta que para que se lleve a cabo la fisión es necesario el impacto de neutrones en los núcleos del combustible, todo aquello que modifique el número de neutrones en el interior del reactor afectará a la reactividad. Es por esto por lo que, para un funcionamiento del reactor controlado, deberán considerarse las interacciones entre los neutrones y cada uno de los isótopos presentes en el núcleo, en sus correspondientes concentraciones.

En este trabajo se analizará la interacción entre neutrones y núcleos de diferentes isótopos, centrándose en aquellos isótopos con alta tendencia a absorber neutrones (venenos nucleares), particularmente en el xenón 135, cuya capacidad de captura de neutrones es muy elevada en comparación con la del combustible. Se observará mediante simulaciones como la concentración de este isótopo (y por consiguiente la medida en la que afecta a la reactividad) tiene un comportamiento importante a tener en cuenta cuando se producen variaciones de potencia. Al detener el reactor, la concentración de xenón 135 aumenta hasta alcanzar un pico, cuya dimensión dependerá del flujo de neutrones previo a la parada y que puede llegar a aportar niveles de reactividad negativa que impidan el reinicio del reactor, produciéndose así el envenenamiento por xenón.

El fenómeno de envenenamiento por xenón fue descubierto durante la puesta en marcha del primer reactor nuclear de tamaño industrial durante el desarrollo del proyecto Manhattan, y fue un gran influyente en el accidente del reactor nuclear de Chernóbil. Es necesario el conocer su comportamiento para garantizar un funcionamiento adecuado y seguro del reactor.

Abstract

Fission nuclear reactors are nowadays one of the main sources of electricity. They are very powerful devices that, using relatively small amounts of fuel, allow obtaining large amounts of energy.

Inside a reactor in operation, thousands of different isotopes can be found, and all of them interact in one way or another with the neutrons in motion. Considering that the impact of a neutron on the fuel nuclei is necessary for fission to occur, anything that modifies the number of neutrons inside the reactor will affect reactivity. This is why, for controlled reactor operation, interactions between neutrons and every isotope found in the core, considering their concentrations, must be taken into account.

The interaction between neutrons and nuclei of different isotopes will be analysed in this paper, focusing on those isotopes with a high tendency to absorb neutrons (nuclear poisons), particularly xenon-135, whose neutron capture tendency is very high compared to the one of the fuel. It will be observed through simulations how the concentration of this isotope (and consequently its impact on reactivity) behaves in a certain way, which is important to take in consideration, specially when power variations occur. When the reactor is shut down, the concentration of xenon-135 increases until it reaches a peak, the magnitude of which will depend on the neutron flux prior to the shutdown and may put in enough negative reactivity quantities that can prevent reactor restart, thus causing xenon poisoning.

The phenomenon of xenon poisoning was discovered during the startup of the first industrial-sized nuclear reactor during the Manhattan Project and was a major factor in the Chernobyl nuclear reactor accident. Understanding its behaviour is necessary to ensure proper and safe reactor operation.

Agradecimientos	ix
Resumen	x
Abstract	xi
Índice	xii
1 Introducción y motivación	1
2 Sección Eficaz	3
2.1 <i>Sección eficaz microscópica</i>	3
2.1.1 Energía del neutrón incidente	3
2.1.2 El tipo de interacción que se produce entre el núcleo y el neutrón	5
2.1.3 Isótopo que interacciona con el neutrón	7
2.2 <i>Sección eficaz macroscópica</i>	10
3 Venenos Nucleares	11
3.1 <i>Reactividad</i>	11
3.2 <i>Venenos nucleares involuntarios</i>	12
3.3 <i>Venenos nucleares voluntarios</i>	14
3.3.1 Venenos combustibles	15
3.3.2 Venenos no combustibles	16
3.3.3 Venenos solubles	16
3.4 <i>Varillas de control</i>	16
3.5 <i>Exceso de reactividad</i>	17
4 Xenón 135	19
4.1 <i>Isótopos del xenón</i>	19
4.2 <i>Xenón 135</i>	19
4.2.1 Producción de Xe-135 en un reactor	19
4.2.2 Eliminación de Xe-135 en el núcleo del reactor	20
4.2.3 Ecuación de concentración de yodo 135	20
4.2.4 Ecuación de concentración de xenón 135	21
4.2.5 Concentración de xenón 135 en equilibrio	22
4.2.6 Efectos del envenenamiento por xenón en el funcionamiento del reactor	23
5 Simulaciones	31
5.1 <i>Modelo empleado en la simulación</i>	31
5.2 <i>Valor máximo de concentración de equilibrio del xenón 135</i>	32
5.2.1 En términos de reactividad	32
5.3 <i>Simulaciones ante cambios de potencia del reactor</i>	33
5.3.1 Arranque del reactor	33
5.3.2 Parada del reactor	38
5.3.3 Aumento de potencia en el reactor	43
5.3.4 Disminución de potencia en el reactor	45
6 Envenenamiento por xenón en la historia	47
6.1 <i>Proyecto Manhattan</i>	47
6.1.1 Inicio del proyecto	47
6.1.2 Primer reactor nuclear a escala industrial: Reactor B	48
6.1.3 Descubrimiento del fenómeno de envenenamiento por xenón	49
6.2 <i>Accidente en Chernóbil</i>	50

6.2.1	RBMK-1000	50
6.2.2	Accidente	52
7	Conclusiones	56
	Referencias	58
	Notas	60

1 INTRODUCCIÓN Y MOTIVACIÓN

La fisión nuclear es un fenómeno basado en la división de un núcleo atómico pesado en dos o más fragmentos, y es una de las principales fuentes de energía utilizadas en el mundo actual. Esta forma de obtención de energía se fundamenta en la teoría de la relatividad de Einstein, que establece la famosa ecuación $E = mc^2$, donde la energía (E) está relacionada con la masa (m) y la velocidad de la luz (c) y ha sido posible gracias a los avances en la física nuclear a lo largo de la historia.

La teoría de la relatividad de Einstein confirma que la masa puede ser transformada en energía y viceversa. En un contexto de fisión nuclear, esto implica que una pequeña cantidad de masa puede dar lugar a una gran cantidad de energía. Este descubrimiento planteó a la posibilidad de utilizar la energía nuclear como una fuente alternativa para satisfacer la demanda energética de la humanidad.

En un reactor nuclear, un núcleo pesado (generalmente de uranio 235, debido a sus propiedades adecuadas para sufrir fisión) es bombardeado por neutrones, ya que son partículas sin carga eléctrica que logran penetrar más fácilmente en el núcleo atómico al no sufrir el efecto de las fuerzas eléctricas. Cuando se produce la fisión, con el impacto del neutrón, cierta cantidad de energía extra es aportada al núcleo, inestabilizándolo y provocando la división de este en dos fragmentos más ligeros. Además, se libera también gran cantidad de energía en forma de calor, radiación y varios neutrones que servirán para sostener una reacción en cadena de generación en generación que mantenga la producción continua de energía.

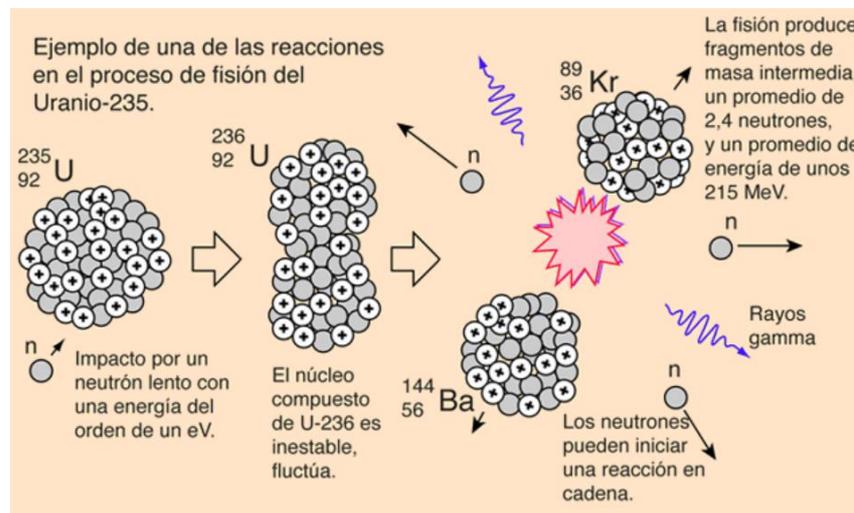


Figura 1.1: Fisión del Uranio 235 [1]

Los reactores nucleares emplean comúnmente uranio 235 como combustible, aunque los pellets que son directamente introducidos en el reactor no están puramente compuestos por dicho isótopo. El U-235 puede encontrarse en una proporción del 0.7% del uranio natural, y será necesario llevar a cabo un proceso de enriquecimiento para aumentar las proporciones del isótopo en el combustible. Además de uranio 235 pueden utilizarse otros isótopos apropiados como combustible, dependiendo del modelo de reactor, como el plutonio 239 o uranio 233.

Los productos de fisión que van a obtenerse son a priori desconocidos. Sin embargo, es posible conocer los rendimientos de los productos de fisión del combustible, es decir, la probabilidad de obtención de isótopos en función de su masa. Se observa que hay una mayor posibilidad de obtención de dos isótopos cuyas masas sean valores cercanos a 95 y 135, siendo muy poco probable la obtención de dos isótopos con masas muy similares. Así, los isótopos que se obtienen con más probabilidad son Cs-137, Sr-90, Kr-89, Xe-140 y similares.

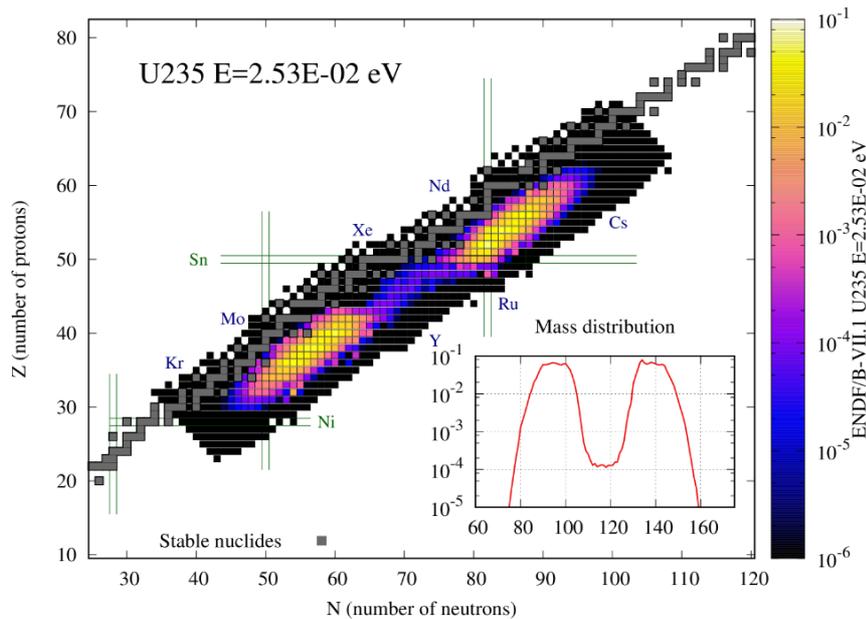


Figura 1.2: Rendimientos de producto de fisión en masa para neutrones térmicos de U-235 [2]

Los reactores nucleares son dispositivos diseñados para controlar y aprovechar la energía liberada durante la fisión nuclear. En su interior tratan de establecerse las condiciones más apropiadas para mantener una reacción en cadena sostenida, controlada y segura, haciendo uso de herramientas como el moderador de neutrones para lograr una velocidad de impacto del neutrón que sea favorable a producir fisión, el refrigerante o las varillas de control. Mediante la producción de vapor con el calor generado por la fisión se pondrán en movimiento turbinas que permitirán obtener electricidad gracias a generadores.

Ante el panorama energético en el que nos encontramos, con un consumo de energía en indiscutible ascenso, los sistemas de producción de electricidad tienen un papel crucial. Además, las fuentes de energía más contaminantes van desapareciendo, y se opta por formas de producción limpias. Sin embargo, el abastecimiento de electricidad a todo el mundo con las fuentes de energía hoy conocidas como verdes es insostenible. La nuclear, a diferencia de energías verdes como son la solar o la eólica, es capaz de proporcionar gran cantidad de energía de manera continuada y confiable. Las emisiones de carbono con esta forma de producción energética son bajas y, con los reactores nucleares de nueva generación, van en descenso.

Como otras formas de producción de energía, las centrales nucleares tienen riesgos, ante lo que se toman extremas medidas de seguridad que lo minimizan. En estos lugares, se generan residuos, sin embargo, las cantidades de estos son relativamente pequeñas en comparación con la energía que se produce y es posible mantenerlos bajo control en instalaciones preparadas para ello.

En conclusión, la fisión nuclear, es una fuente de energía poderosa que puede ser aprovechada en los reactores nucleares, grandes dispositivos de funcionamiento complejo que se fundamentan en la física nuclear. A pesar de los debates a los que se enfrenta hoy en día, las centrales nucleares como fuente de energía, al igual que las energías verdes, están más cerca de mejorar y desarrollarse que de desaparecer.

2 SECCIÓN EFICAZ

Las distintas posibilidades en el número de neutrones que un núcleo atómico pueda presentar hacen posible que para cada elemento se tengan diferentes isótopos. En la producción de energía mediante fisión nuclear, distintos isótopos de cada uno de los elementos químicos se hallan presentes dentro del reactor durante el funcionamiento de este y, cada uno de ellos, tendrá un nivel de interacción distinto con los neutrones que circulan por el reactor. Para dar valor a esta interacción con los neutrones se emplea el término de sección eficaz.

La sección eficaz será microscópica si considera la interacción entre un núcleo atómico y un neutrón incidente y, será macroscópica cuando la interacción considerada sea la de la incidencia de un haz de neutrones sobre un volumen determinado de material.

2.1 Sección eficaz microscópica

El núcleo de cada isótopo tiene distinta composición, por lo tanto, es diferente su probabilidad de interacción con los neutrones que circulan por el reactor. Esta probabilidad de interacción de un neutrón con el núcleo de un determinado isótopo se conoce como sección eficaz microscópica (σ) y se mide en dimensiones de superficie (m^2), siendo el valor de esta superficie el que tendría la sección transversal efectiva del núcleo que el neutrón en movimiento observaría al aproximarse a él.

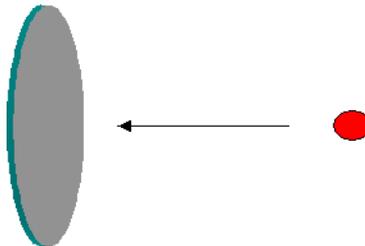


Figura 2.1: Sección eficaz microscópica [3]

Los valores de la sección eficaz microscópica dependerán de distintos parámetros: la energía que lleve el neutrón al impactar con el núcleo, el tipo de interacción que se produzca entre núcleo y neutrón, y de qué isótopo se trata.

2.1.1 Energía del neutrón incidente

El valor de la sección eficaz microscópica de un determinado isótopo dependerá de la energía que posea el neutrón que colisiona con el núcleo, lo que significa que tomará valores diferentes si sucede una colisión de neutrón térmico o rápido.

Para los isótopos que se pueden encontrar en el reactor nuclear, quedan definidas tres zonas según la energía del neutrón que incide sobre ellos: la zona de bajas energías o neutrones térmicos (energías inferiores a 1 eV), la zona de energías intermedias, y la zona de neutrones rápidos (energías superiores a 0.1 MeV) [4].

Ciertos isótopos, como el caso del U-235 o el Cd-115, en la zona de energías intermedias presentan una zona de resonancia. Sin embargo, otros isótopos no presentan esta zona de resonancia y sus secciones eficaces microscópicas varían con la energía del neutrón incidente de una forma más gradual, como el H-1 o el Xe-135.

Generalmente, a menores energías, cuando el neutrón sea térmico, la sección eficaz tomará valores mayores, es decir, la probabilidad de interacción del neutrón y el núcleo será mayor. En los reactores nucleares se tratará de operar con neutrones térmicos, pues la probabilidad de fisión del combustible será mayor.

Por otro lado, con el impacto de neutrones rápidos, es decir, de energías más elevadas, esta probabilidad de interacción se ve disminuida y, por lo general, se ve mayormente favorecido el fenómeno de dispersión que de absorción del neutrón.

En la representación la sección eficaz microscópica de fisión para el uranio 235 en función de la energía que lleva el neutrón que interacciona con el núcleo (figura 2.2), pueden verse claramente diferenciadas las tres zonas de energía. Además, se aprecia que para neutrones con energías superiores a 1 eV e inferiores a 0.01 MeV, existe la zona de resonancia. La estructura de la zona de resonancia y los rangos de energía en los que tiene lugar, son diferentes para cada uno de los isótopos y, de manera habitual, aquellos isótopos que sean más pesados presentarán más picos de energía en la zona de resonancia, y estos se hallarán más pegados unos a otros.

Si se representa la sección eficaz microscópica de absorción con emisión de partícula alfa para el boro 10 en función de la energía que posee el neutrón incidente (figura 2.3), no se observa zona de resonancia. En este otro ejemplo, se puede ver una tendencia más clara al aumento de la sección eficaz microscópica conforme la energía del neutrón incidente disminuye en el rango que incluye todas las energías posibles.

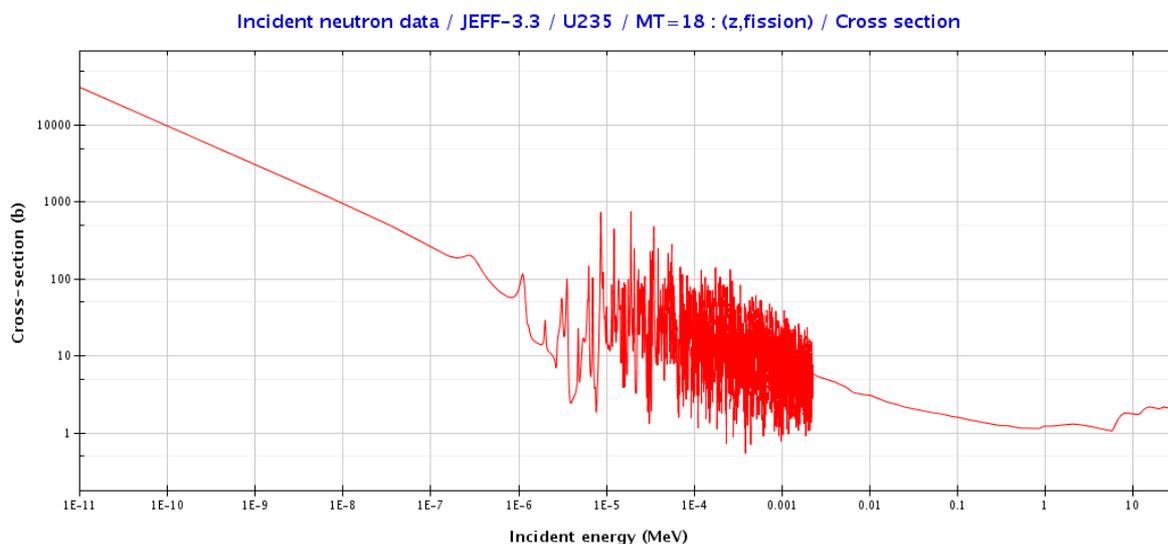


Figura 2.2: Sección eficaz de fisión del U-235 en función de la energía del neutrón incidente [5]

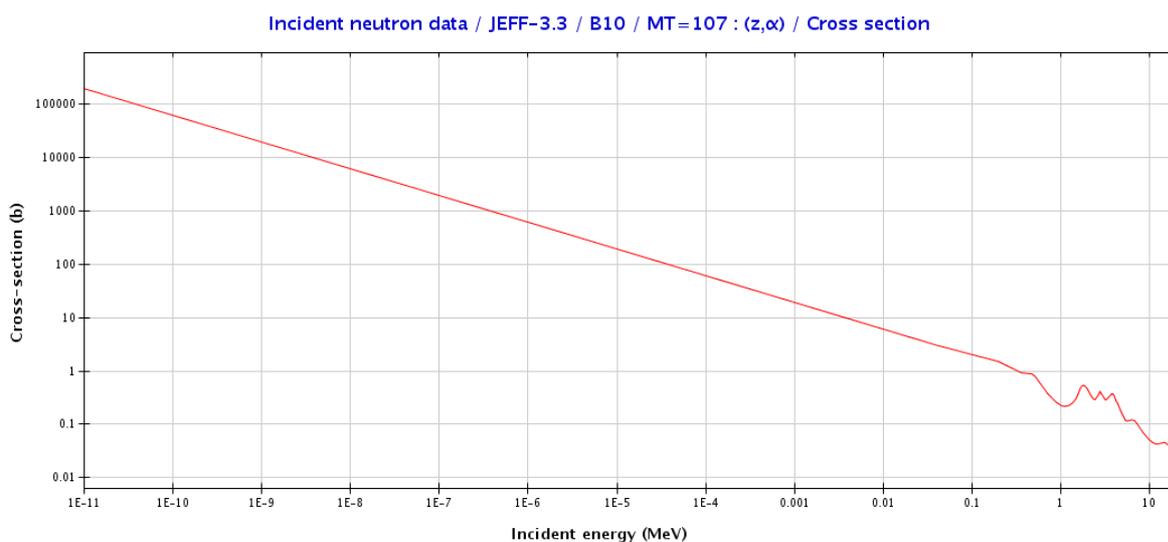


Figura 2.3: Sección eficaz de absorción con emisión de partícula alfa del B-10 en función de la energía del neutrón incidente [5]

2.1.2 El tipo de interacción que se produce entre el núcleo y el neutrón

Hay distintos canales de reacción cuando un neutrón y un núcleo interactúan, los más frecuentes son:

- **Dispersión elástica:** En este tipo de interacción, el neutrón impacta con el núcleo atómico transfiriéndole así energía cinética y cambiando su dirección. La energía cinética total y el momento antes y después de la colisión se mantienen constantes. El núcleo no sufre cambios nucleares significativos y el neutrón es dispersado y puede continuar interactuando con otros núcleos.

Este tipo de interacción es el empleado en los reactores nucleares para moderar los neutrones rápidos. Para ello, se utilizan moderadores compuestos por isótopos en los que predomine la dispersión elástica cuando un neutrón colisione con ellos, como son el H-1, H-2 o C-12, presentes en agua ligera, agua pesada y grafito, respectivamente.

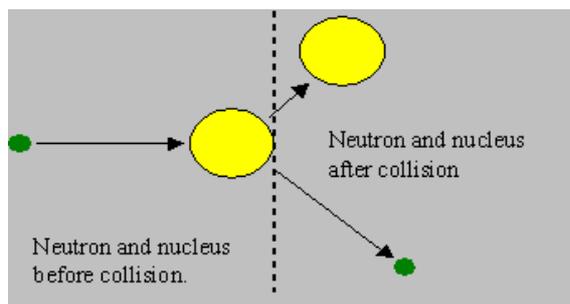


Figura 2.4: Dispersión elástica [3]

- **Dispersión inelástica:** En este caso, el neutrón impacta con el núcleo provocando la excitación de este sin llegar a fragmentarlo. Aunque el momento se mantiene constante tras la colisión, no sucede lo mismo con la energía cinética, pues el núcleo absorbe parte de la energía cinética del neutrón aumentando su estado de excitación. Por tanto, la energía cinética total tras el impacto se verá disminuida. Acto seguido, el núcleo emitirá radiación gamma con la finalidad de establecerse de nuevo en un estado no excitado.

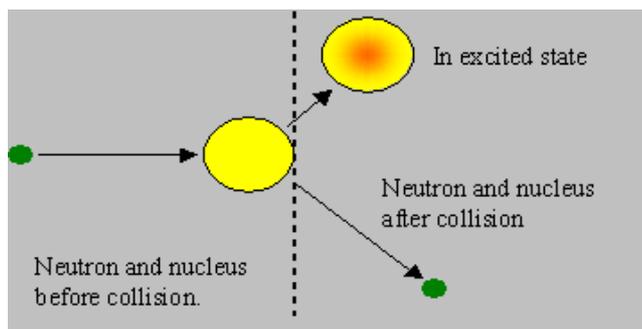


Figura 2.5: Dispersión inelástica [3]

- **Captura radiativa:** El neutrón que impacta es absorbido por el núcleo atómico, formando un nuevo núcleo en un estado excitado, que trata de estabilizarse liberando energía en forma de radiación gamma.

Esta interacción es fundamental en la cadena de reacciones nucleares y toma gran importancia a la hora de determinar el número de neutrones disponibles para continuar la reacción en cadena. Particularmente, durante la operación de un reactor nuclear, gran parte de los neutrones serán absorbidos de esta forma por los isótopos de xenón 135 existentes en el núcleo del reactor.

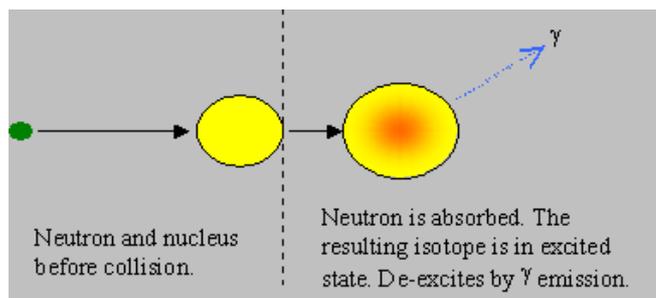


Figura 2.6: Captura radiativa [3]

- Fisión nuclear: Cuando el neutrón que colisiona con el núcleo atómico es absorbido y provoca su división en dos o más fragmentos, tiene lugar la fisión nuclear. Además, una gran cantidad de energía es liberada junto con varios neutrones adicionales.

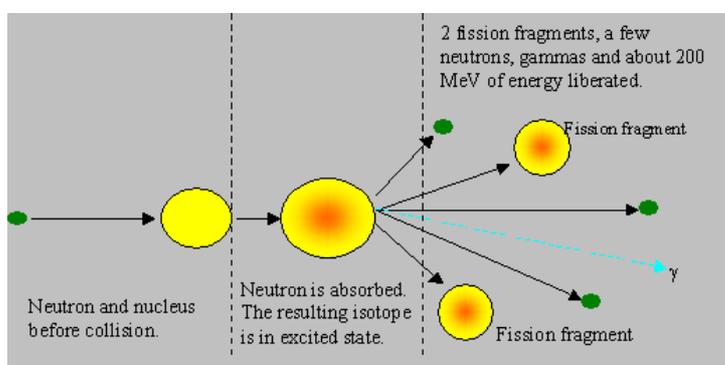


Figura 2.7: Fisión nuclear [3]

- Emisión de partículas: Tras el impacto de un neutrón, el núcleo puede emitir partículas como protones o núcleos de helio (partículas alfa). Por ejemplo, el knockout es un fenómeno específico en el cual un neutrón interactúa con un nucleón dentro del núcleo y, mediante transferencia de energía y momento al nucleón, lo expulsa del núcleo.

Finalmente, la sección eficaz microscópica total de un determinado núcleo quedaría definida por la suma de todas las secciones eficaces independientes para cada tipo de interacción posible entre el neutrón y el núcleo.

$$\sigma_T = \sigma_{el} + \sigma_{inel} + \sigma_{cr} + \sigma_f + \sigma_p \quad (2.1)$$

Donde:

σ_T : Sección eficaz microscópica total.

σ_{el} : Sección eficaz microscópica por dispersión elástica.

σ_{inel} : Sección eficaz microscópica por dispersión inelástica.

σ_{cr} : Sección eficaz microscópica por captura radiativa.

σ_f : Sección eficaz microscópica por fisión.

σ_p : Sección eficaz microscópica por emisión de partículas.

Como caso importante, se considera a continuación el isótopo de xenón 135 y se representa su sección eficaz microscópica total como la suma de su sección eficaz microscópica de dispersión elástica, dispersión inelástica y captura radiativa, en función de la energía que posee el neutrón que impacta con el núcleo.

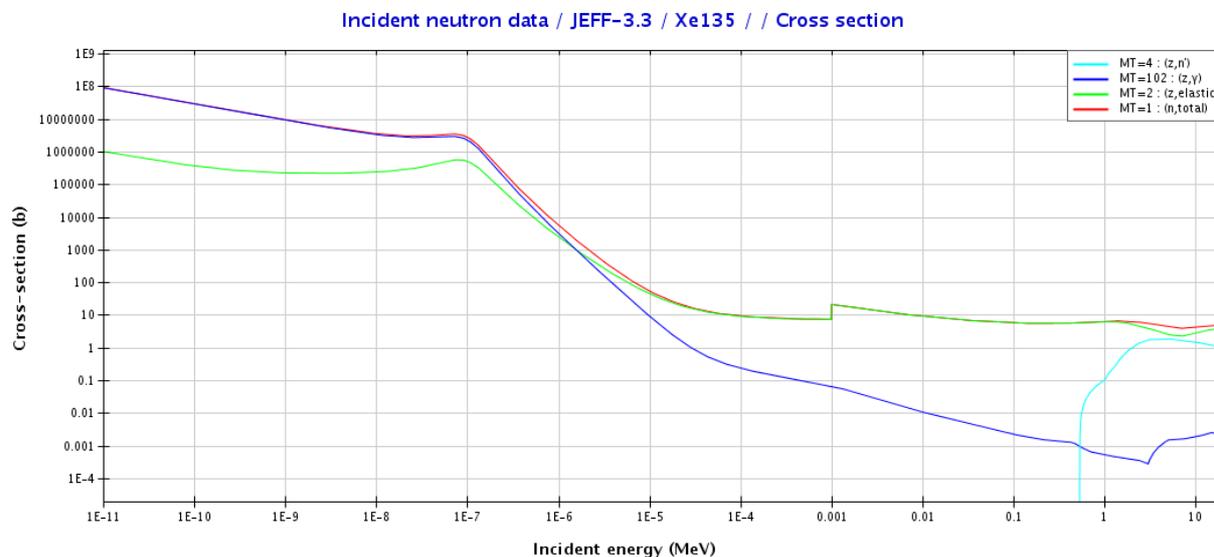


Figura 2.8: Sección eficaz del Xe-135 frente a la energía del neutrón incidente [5]

En la zona de neutrones térmicos, para el Xe-135, podemos observar el predominio de la captura radiativa, representado por la línea de color azul oscuro, frente a la dispersión elástica, representada por la línea verde. Sin embargo, cuando los neutrones no son térmicos y tienen una mayor energía, la captura radiativa disminuye su probabilidad y toma a tener preferencia el fenómeno de dispersión elástica.

A niveles elevados de energía de los neutrones, superiores a 0.5 MeV, vemos como aparece la probabilidad de dispersión inelástica, pues para que tenga lugar este tipo de interacción se necesita generalmente que los neutrones tengan bastante energía. En este caso, la dispersión inelástica llega a tomar valores aproximados a los de dispersión elástica. Por su parte, la captura radiativa para esos elevados niveles de energía, ha disminuido su probabilidad en gran medida.

2.1.3 Isótopo que interacciona con el neutrón

Durante su periodo de operación, distintos isótopos se encuentran presentes en un reactor nuclear, ya sea porque forman parte del combustible nuclear o sean productos de la fisión y reacción en cadena, o bien porque se hallen presentes en el moderador o en las varillas de control, entre otras posibilidades.

La composición del núcleo de cada isótopo tiene unas características diferentes. Esto provoca que los distintos isótopos tiendan a sufrir cada tipo de interacción con los neutrones con una probabilidad diferente, haciendo que se vea más favorecido a sufrir una u otra.

Para neutrones térmicos, cierta clase de núcleos tendrá una mayor tendencia a la absorción de neutrones, como el del xenón 135, y los habrá con menor tendencia a este tipo de interacción. Otros, estarán más inclinados a sufrir dispersión elástica o inelástica cuando un neutrón térmico colisiona con ellos.

Los valores de sección eficaz para los distintos isótopos y para cada canal de reacción se han estudiado, modelado y son conocidos, están en una base de datos.

Debido a los pequeños valores de la sección eficaz microscópica, por comodidad, la unidad de medida comúnmente empleada para referirse a ella son los barns (denotado b). De esta manera, 1 barn equivaldría a 10^{-28} m^2 o 10^{-24} cm^2 .

En la siguiente tabla se observan distintos valores de sección eficaz microscópica (en barns) para distintos tipos de interacción neutrón-núcleo y para una serie de isótopos escogidos por su importante participación en los procesos de reacción nuclear. Además, las probabilidades de interacción serán diferentes si los neutrones son térmicos o rápidos.

		Neutrones térmicos (0.0253 eV)			Neutrones rápidos (2 MeV)		
		Dispersión	Absorción	Fisión	Dispersión	Absorción	Fisión
Moderador	H-1	30	0.3	-	2.9	4×10^{-5}	-
	H-2	4.2	5×10^{-4}	-	2.5	8×10^{-6}	-
	C-12	4.9	0.004	-	1.7	2×10^{-5}	-
Materiales dentro del reactor, otros	Zr-90	5.5	0.01	-	4.4	0.019	-
	Fe-56	13	8.1	-	1.9	0.002	-
	Cr-52	3	0.9	-	2.4	0.002	-
	Ni-58	25	4.6	-	1.6	0.006	-
	O-16	4	2×10^{-4}	-	1.6	1×10^{-4}	-
	I-135	10.2	80	-	5.1	6×10^{-4}	-
Absorbente	B-10	2.3	3840	-	1.5	0.46	-
	Cd-113	21.9	2.3×10^4	-	3.5	0.035	-
	Xe-135	3×10^5	2.65×10^6	-	5.3	4×10^{-4}	-
	In-115	2.5	201	-	3.7	0.15	-
	Sm-149	186	4.05×10^4	-	7.3	0.7	-
	Ga-155	-	6.07×10^4	-	2.4	0.24	-
	Ga-157	1760	2.53×10^5	-	4.8	0.17	-
	Ag-107	7.4	36.2	-	3.2	0.035	-
Combustible	Ag-109	2.3	90.7	-	3.1	0.08	-
	U-235	15.1	98.7	585	3.8	0.059	1.3
	U-238	9.2	2.7	2×10^{-5}	9.6	0.12	6×10^{-5}
	Pu-239	7.8	271.4	749.3	3.7	0.008	2

Tabla 2.1: Valores de sección eficaz microscópica para varios isótopos (elaboración propia)

Se puede ver en la tabla que la sección eficaz microscópica de fisión para combustibles nucleares, como el uranio 235 y el plutonio 239, es mucho mayor cuando se trata de interacción con neutrones térmicos que rápidos, siendo esa la razón por la que se hace necesaria la utilización de un moderador en el reactor que frene los neutrones rápidos producidos tras la fisión del combustible.

Por otro lado, las varillas de control tienen como finalidad controlar la reacción mediante la inserción de materiales con alta capacidad de absorción de neutrones. Para su fabricación suelen utilizarse aleaciones de plata, indio y cadmio o carburo de boro, pues en ellos se hallan presentes boro 10, cadmio 113 o indio 115, isótopos con una elevada sección eficaz microscópica de absorción de neutrones. El gadolinio es un elemento que presenta isótopos que absorben bien los neutrones, y también se usa con este fin.

Como moderadores comúnmente empleados tenemos el agua ligera (con isótopo H-1) en reactores PWR, agua pesada (con isótopo H-2) en los reactores CANDU y grafito (con isótopo C-12) en los RBMK. Vemos en la tabla que, en estos isótopos, la probabilidad de que se dé la dispersión ante el impacto un neutrón es mayor que la probabilidad de que sufra absorción. Además, la sección eficaz de absorción del isótopo H-1, que compone la mayor parte del agua ligera, es mayor que la del deuterio, H-2, principal componente del agua pesada.

Sería evidente que, de esta forma, el uso de agua pesada en lugar de agua ligera daría lugar a una mayor eficiencia de moderación de neutrones, pues menor cantidad de neutrones serían absorbidos por el

moderador y sería innecesario el enriquecimiento del combustible. Sin embargo, a pesar de que en los reactores canadienses utilizan agua pesada como moderador, en la mayor parte de reactores nucleares sigue empleándose agua ligera debido a su fácil obtención en comparación con el agua pesada.

El xenón 135, isótopo que se trata en profundidad en este documento, posee una sección eficaz microscópica de absorción particularmente elevada, y es producto de la reacción en cadena del uranio 235. Se trata de un veneno nuclear que absorberá gran cantidad de los neutrones presentes en el reactor disminuyendo así su reactividad.

A continuación, se comparan las secciones eficaces de absorción de algunos isótopos, considerado para cada uno de ellos la forma más probable de interacción por la absorción del neutrón. Generalmente, el H-1, H-2, Xe-135 y Cd-113, sufrirán captura radiativa, el U-235 sufrirá fisión y el B-10 emitirá una partícula alfa.

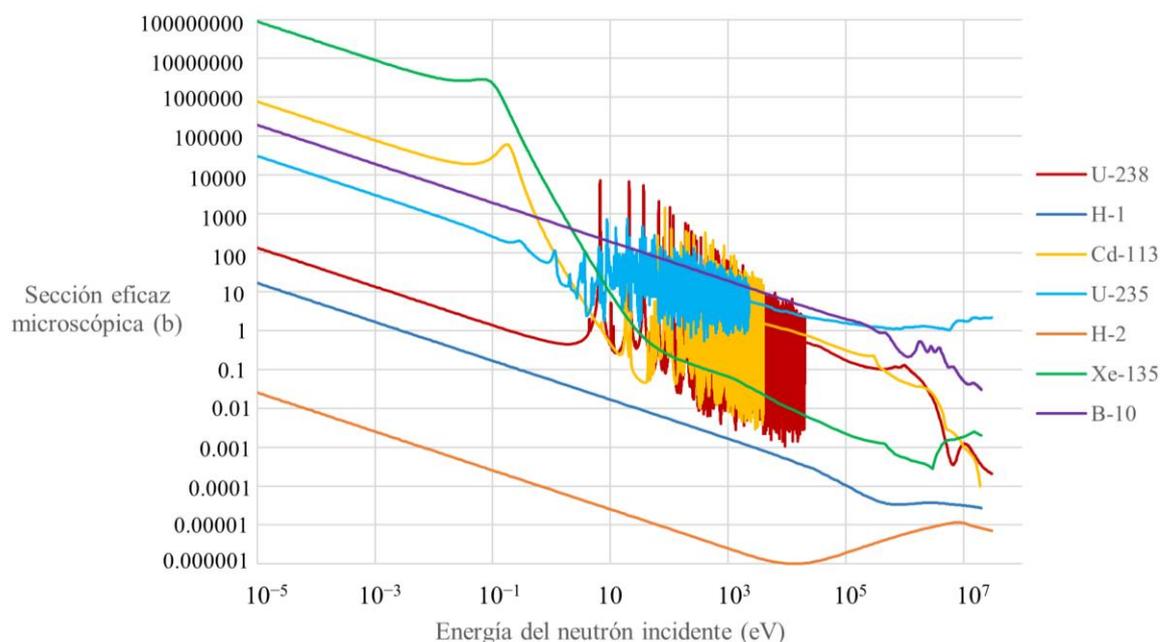


Figura 2.9: Sección eficaz microscópica de absorción frente a energía de neutrón incidente para distintos isótopos [5]

Como se ha visto, se consideran neutrones térmicos aquellos que tienen una energía entre 0.001 y 1 eV. Al tomar como temperatura de condición estándar de una sala 293.61 K, la energía de los neutrones térmicos sería concretamente de 0.0253 eV [4]. Si se observa la gráfica de la figura 2.9 para dichos valores de energía, se puede ver que, el xenón 135 tendrá una sección eficaz de absorción 10^4 veces mayor que la del uranio 235.

El boro 10 y cadmio 113, normalmente empleados como principales absorbentes de neutrones en los reactores nucleares con la finalidad de controlar la reacción en cadena, también tienen probabilidades de absorción de neutrones térmicos muy superiores al uranio 235, aunque inferiores a la del xenón 135, como se observa en la gráfica.

El hidrógeno 1 y el deuterio se hallan con gran frecuencia presentes en los moderadores de los reactores nucleares por su mayor tendencia a sufrir dispersión. A pesar de ello, también tienen una cierta probabilidad de sufrir captura radiativa aunque, como se puede ver también en la figura 2.9, esta probabilidad es bastante inferior a la del resto de isótopos representados. Otro isótopo que puede sufrir captura radiativa, aunque con menor probabilidad que otros isótopos, es el uranio 238.

La particularidad de los isótopos H-1, principal componente del moderador, y U-238, que compone en torno a un 97% del uranio del combustible es que, aunque su sección eficaz de absorción no sea demasiado elevada, la cantidad de núcleos de estos isótopos presentes en el núcleo es muy alta en comparación con la cantidad de uranio 235, por lo que su efecto total de absorción de neutrones dentro del reactor será considerable.

2.2 Sección eficaz macroscópica

El término de sección eficaz macroscópica (Σ) se emplea para referirse a la probabilidad de interacción del neutrón con un cierto volumen de material.

Siendo N la densidad de material medida en núcleos/ m^3 y siendo σ la sección eficaz microscópica que, como ha sido anteriormente explicado, lleva unidades de superficie, tendríamos que la relación entre sección eficaz microscópica y macroscópica es:

$$\Sigma = N\sigma \quad (2.2)$$

Se puede deducir entonces que la sección eficaz macroscópica se mediría en unidades de longitud inversa.

Para el cálculo de la densidad de material medida en núcleos/ m^3 (N) será necesario conocer la masa molar del material (M) y su densidad medida en g/m^3 (ρ).

$$N = \frac{N_A \rho}{M} \quad (2.3)$$

Siendo N_A es el número de Avogadro (6.022×10^{23} átomos/mol), la expresión de la sección eficaz macroscópica queda:

$$\Sigma = \frac{N_A \rho}{M} \sigma$$

Como es deducido en [4], la sección eficaz macroscópica representa la inversa de la distancia media recorrida por un neutrón entre colisiones, conocida como *mean free path*, y denotada por λ .

$$\lambda = \frac{1}{\Sigma} \quad (2.4)$$

La sección eficaz macroscópica es más conveniente de utilizar en muchos casos, pues permite trabajar con volúmenes reales de material y puede ser de mayor utilidad.

3 VENENOS NUCLEARES

Los venenos nucleares son sustancias con una elevada sección eficaz de absorción de neutrones que afectan a la reactividad del núcleo. Estos venenos pueden aparecer involuntariamente en el núcleo del reactor por ser productos de la fisión o bien pueden introducirse voluntariamente con la finalidad de controlar los excesos de reactividad y garantizar la seguridad del reactor.

Por otro lado, las varillas de control son dispositivos que contienen isótopos con alta capacidad de absorción de neutrones, empleados para controlar la reactividad y potencia del reactor.

Es indispensable tener en cuenta los venenos nucleares durante la operación de un reactor nuclear, y manipular de forma adecuada las varillas de control, pues ambos influyen de forma importante en la reactividad y son un factor fundamental mantener la seguridad del reactor.

3.1 Reactividad

La reacción en cadena que se produce en el reactor nuclear es medida por el factor de multiplicación (k), que representa la relación entre el número de neutrones en una generación respecto a los de la generación que le precede. En un reactor nuclear en funcionamiento normal, para que la reacción en cadena sea estable y controlada, el valor de k trata de mantenerse igual a 1, es decir, por cada neutrón que origina fisión debe haber de media otro neutrón que produzca fisión nuevamente, así el reactor estará operando en estado crítico.

La reactividad (ρ) mide la proporción en la que varía el factor de multiplicación, de forma que sería 0 durante su funcionamiento en estado crítico. No tiene unidades, pero suele hacerse referencia a ella en porcentaje (%) o en *per cent mille* (pcm).

$$\rho = \frac{k - 1}{k} \quad (3.1)$$

En algunos casos, como en el arranque, se necesitará que la reactividad tome valores positivos, para que la reacción en cadena se acelere, o negativos, como en el caso de la parada, para que se frene. Durante el arranque, el valor de k será mayor que 1, y el reactor estará funcionando en estado supercrítico. Por otro lado, al efectuar la parada, el factor de multiplicación será menor que 1, y el reactor operará en estado subcrítico.

Lograr mantener el valor adecuado del factor de multiplicación es la clave para controlar la potencia del reactor. El valor de k depende de una serie de factores, estos factores están relacionados con el número de neutrones que, desde que son emitidos en la fisión, finalmente llegan a producirla de nuevo y no se pierden por otra razón en el camino. Influirán, por ejemplo, los neutrones que no llegan a ser termalizados por el moderador, los que sufren fuga o aquellos que son capturados por otros isótopos o por el mismo combustible y no llegan a producir fisión.

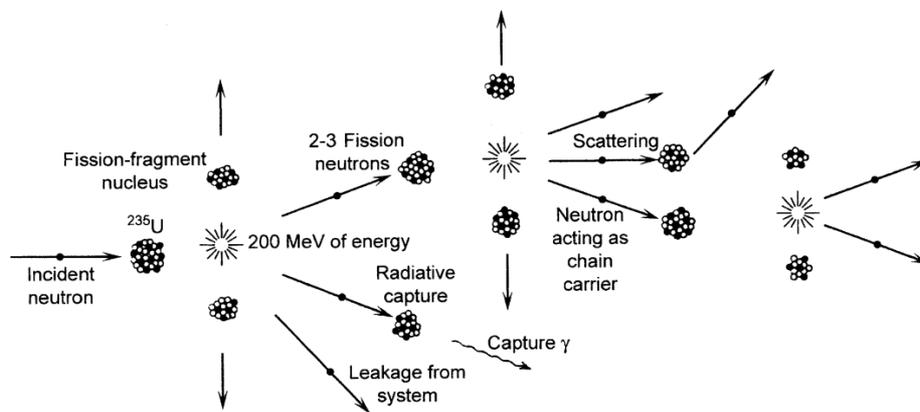


Figura 3.1: Esquema de una reacción en cadena [6]

Además del valor de reactividad general al que esté operando el reactor, en ocasiones es posible determinar el valor de reactividad de alguna variable concreta (*Reactivity Worth*), es decir, en qué medida afectan a la reactividad global. Gracias a esto, es posible controlar el valor de k mediante la aportación de reactividad negativa o positiva en las cantidades necesarias. Generalmente, este aporte de reactividad se realiza mediante la inserción o retirada de venenos nucleares y varillas de control en las medidas apropiadas, pues se conocen sus secciones eficaces y, con ello, como interaccionan con los neutrones, pudiendo hallar así su valor de reactividad.

3.2 Venenos nucleares involuntarios

Los venenos nucleares involuntarios aparecen en el núcleo del reactor como productos de fisión del combustible. Su presencia es inevitable, por lo que se deberá conocer muy bien la evolución de sus concentraciones en el núcleo del reactor en función de la potencia, con la finalidad de aportar un exceso de reactividad positiva o negativa según sea necesario para mantener la velocidad de reacción controlada. Hará falta aportar un exceso de reactividad positiva cuando los venenos involuntarios estén presentes en el núcleo del reactor, para compensar la reactividad negativa que agregan debido a la absorción de neutrones adicional. Por otro lado, en aquellas etapas de funcionamiento en las que este tipo de venenos no están presentes (como en el arranque, cuando aún no ha habido tiempo para su formación), el exceso de reactividad que se necesitará añadir para mantener la reacción controlada será negativo.

Los venenos nucleares más importantes que afectan a la operación de los reactores nucleares son el xenón 135 y el samario 149. Las secciones eficaces de absorción estos dos isótopos son mucho más elevadas que la sección eficaz de fisión del uranio 235 (los valores concretos pueden observarse en la tabla 2.1).

El envenenamiento por xenón, cuya producción, eliminación y efectos en el reactor serán tratados en detalle en los próximos capítulos, es especialmente importante, pues, durante la parada del reactor alcanza concentraciones muy elevadas y tiene la capacidad de impedir el reinicio del reactor hasta que su presencia se vea lo suficientemente disminuida.

Por otro lado, el samario 149 posee también una elevada sección eficaz de absorción, aunque inferior al xenón 135. Es producido únicamente por descomposición del prometio 149, que a su vez proviene de la descomposición del neodimio 149, producto de fisión del uranio 135.

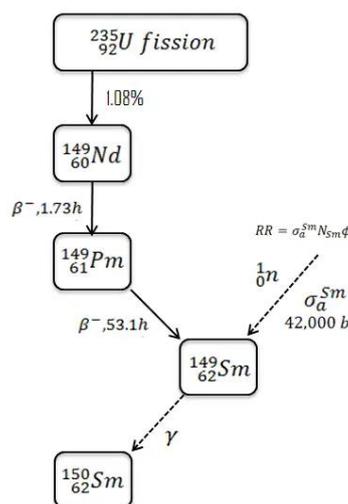


Figura 3.2: Producción y eliminación de Samario 149 [7]

El samario 149 es un isótopo estable, por tanto, la única manera posible para que se produzca su eliminación en el núcleo del reactor es que absorba neutrones y pase a ser el isótopo estable samario 150. Si no existiese flujo de neutrones, no sería posible la eliminación de este veneno hasta que no se realizase la recarga del combustible nuclear. En cada recarga suele extraerse alrededor de un tercio del combustible nuclear, donde se encontrarían los núcleos de samario 149 que no hubiesen sido eliminados por absorción de neutrones.

Sin embargo, el fenómeno de envenenamiento por xenón, en el caso en el que no hubiese flujo de neutrones en el reactor, puede desaparecer debido a la corta vida media del isótopo xenón 135, que se descompone a cesio 135.

Como se explica en [8], la ecuación diferencial que define la evolución de la concentración de samario 149 sería:

$$\frac{dN_S(t)}{dt} = \lambda_P N_P(t) - \sigma_a^S N_S(t) \phi \quad (3.2)$$

Donde:

- N_P = Concentración de Pm-149 (núcleos/cm³).
- λ_P = Constante de desintegración del Pm-149 (0.0188 h⁻¹).
- σ_a^S = Sección eficaz microscópica de absorción de neutrones del Sm-149 (40511.7 barns).
- N_S = Concentración de Sm-149 (núcleos/cm³).
- ϕ = Flujo de neutrones térmicos (neutrones/(cm² · s)).

La evolución de concentración de prometio 149, considerándolo producto de fisión directo del uranio 235 teniendo en cuenta la insignificante vida media del neodimio 149 (1.74 horas), sería de la forma:

$$\frac{dN_P(t)}{dt} = \gamma_P \Sigma_f \phi - \lambda_P N_P(t) \quad (3.3)$$

Donde:

- N_P = Concentración de Pm-149 (núcleos/cm³).
- γ_P = Rendimiento de fisión del Pm-149 (1.08 %).
- Σ_f = Sección eficaz macroscópica de fisión del combustible (cm⁻¹).
- ϕ = Flujo de neutrones térmicos (neutrones/(cm² · s)).
- λ_P = Constante de desintegración del Pm-149 (0.0188 h⁻¹).

Las concentraciones de Pm-149 y Sm-149 en el momento en el que el reactor se halle funcionando en equilibrio, vendrán dadas por las expresiones en las que su derivada se hace 0:

$$N_P^{eq} = \frac{\gamma_P \Sigma_f \phi}{\lambda_P} \quad (3.4)$$

$$N_S^{eq} = \frac{\gamma_P \Sigma_f}{\sigma_a^S} \quad (3.5)$$

La concentración de equilibrio del Pm-149 será directamente proporcional al flujo de neutrones. Sin embargo, la concentración en del Sm-149 durante el funcionamiento en equilibrio tomará un valor prácticamente invariable, independiente de la potencia del reactor.

En el arranque del reactor, la concentración de samario 149 crecerá hasta alcanzar su valor de equilibrio, momento en el que aportará una cantidad de reactividad negativa constante. En la parada del reactor, sigue produciéndose Sm-149 por el decaimiento del Pm-149, pero deja de ser eliminado debido a la ausencia de flujo de neutrones, aumentando por tanto su concentración hasta que todo el prometio 149 desaparece. El valor máximo de concentración de Sm-149 que se alcanza tras la parada sí dependerá del flujo de neutrones que había antes de detenerse, pues la concentración de Pm-149 que decaerá a Sm-149 depende de él.

Si se considera el caso de parada del reactor partiendo de los valores de equilibrio de Pm-149 y Sm-149, como se explica en [9], la concentración de prometio 149 sigue la ley de desintegración radiactiva, pues únicamente sufre decaimiento.

$$N_p(t) = N_p^{eq} e^{-\lambda_p t} \quad (3.6)$$

La concentración de Sm-149 tras la parada aumentará desde su valor de equilibrio al ritmo al que decae el prometio 149 y alcanzará como valor máximo la suma de ambas concentraciones de equilibrio previas a la parada.

$$N_s(t) = N_s^{eq} + N_p^{eq}(1 - e^{-\lambda_p t}) \quad (3.7)$$

Con el aumento de concentración de Sm-149 en la parada, la reactividad negativa se ve aún más incrementada, pudiendo causar impedimento para reiniciar el reactor, como sucede con el xenón 135, aunque en menor medida debido a su menor sección eficaz de absorción [10]. La única manera de disminuir el número de núcleos de Sm-149 sería realizando recambio de combustible o con el arranque del reactor, de forma que se eliminase mediante la absorción de neutrones. Una vez reiniciado el reactor, el valor de concentración de Sm-149 tiende de nuevo a su valor de equilibrio.

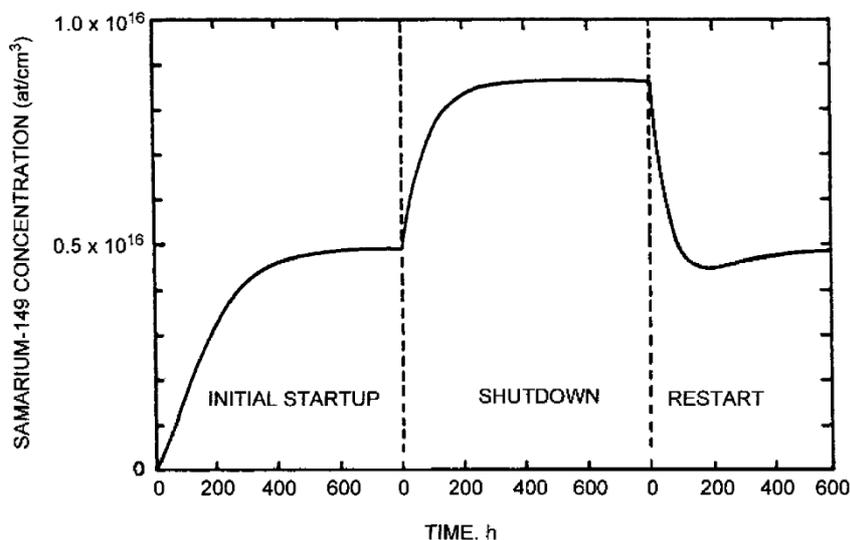


Figura 3.3: Evolución de concentración del Sm-149 en arranque, parada y reinicio [9]

3.3 Venenos nucleares voluntarios

Los venenos nucleares voluntarios son aquellos que se introducen a propósito con el fin de garantizar la seguridad del reactor y controlar la reactividad. Estos venenos intencionadamente introducidos pueden ser combustibles, cuando queman a la misma vez que el combustible nuclear, o no combustibles, aquellos que se mantienen en concentraciones constantes a lo largo de todo el ciclo de combustible.

3.3.1 Venenos combustibles

Los venenos combustibles se emplean por su capacidad de formar isótopos estables conforme van absorbiendo neutrones, de tal forma que van disminuyendo la proporción en la que afectan a la reactividad a lo largo del ciclo.

3.3.1.1 Finalidades de los venenos combustibles

Hay una serie de finalidades por las que se deciden introducir venenos combustibles en el interior del reactor nuclear [11]:

En primer lugar, se emplean para consumir el exceso de reactividad inicial en el reactor nuclear. En los primeros momentos de funcionamiento de un reactor hay un exceso de reactividad debido a la gran cantidad de combustible disponible al inicio del ciclo y a la ausencia de venenos involuntarios (como el xenón 135), que aún no han alcanzado concentraciones suficientemente elevadas para producir un gran efecto de reactividad negativa. Esto crea la necesidad de emplear venenos combustibles que actuarán únicamente en el periodo inicial del reactor y que habrán sido consumidos cuando ya no sea necesaria su función.

Idealmente, se desea que los venenos disminuyan la medida en la que afectan negativamente a la reactividad a la misma velocidad a la que la reactividad positiva del combustible en exceso se reduce, con el fin de mantenerla constante.

Al emplear venenos combustibles, pueden disminuirse las concentraciones de ácido bórico necesarias en el moderador, lo cual hará negativo el coeficiente de temperatura del moderadorⁱ. Además, este tipo de venenos permite que sea necesaria una menor utilización de las varillas de control, alargando así su ciclo. Las funciones del ácido bórico y las varillas de control serán explicadas un poco más adelante.

También, los venenos combustibles tienen como ventaja que pueden ser colocados únicamente en zonas locales, pudiendo situarlos así donde se prevea que va a haber un mayor flujo de neutrones y evitar picos de potencia en distintas zonas del reactor. En general, como los venenos combustibles pueden distribuirse más uniformemente que las varillas de control, estos venenos perjudican menos las distribuciones de energía del núcleo [12].

3.3.1.2 Principales ejemplos de venenos combustibles

Como venenos combustibles fijos se utilizan generalmente compuestos de boro o gadolinio que se adaptan en las cubiertas o se colocan como aditivo del combustible [12].

En primer lugar, el boro natural está compuesto en un 80.1% por el isótopo estable boro 11 y en un 19.9% por boro 10. El B-10 tiene una elevada sección eficaz de absorción en comparación con la del combustible, como pudimos comprobar en el capítulo anterior.

La reacción de absorción de un neutrón térmico por parte del isótopo boro 10 da lugar a litio 7 y emite una partícula alfa, por tanto, los productos de la reacción son isótopos estables. Además, en el 94% de los casos, se emiten también rayos gamma.

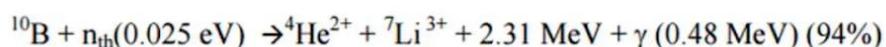
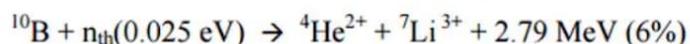


Figura 3.4: reacciones del boro 10 ante absorción de un neutrón [7]

Si se comparan las secciones eficaces microscópicas de absorción del Cd-113 y la del B-10, se observa que, aunque la del Cd-113 es mayor que la del B-10 para neutrones térmicos, cuando los valores de energía de los neutrones superan un valor en torno a 0.3 eV, la probabilidad de absorción de neutrones por parte del B-10 pasa a ser mayor que la del Cd-113. Este fenómeno puede observarse gráficamente en la figura 2.9 del capítulo anterior.

Por otro lado, el gadolinio es un elemento que también se emplea frecuentemente como veneno combustible para los reactores nucleares y suele colocarse en el combustible para contrarrestar el exceso de reactividad. Este elemento está compuesto en su forma natural por seis isótopos estables (Gd-154, Gd-155, Gd-156, Gd-157, Gd-158 y Gd-160) y uno radiactivo (Gd-152).

Los isótopos estables Gd-155 y Gd-157, componen el 14.8% y 15.7% del gadolinio natural, respectivamente. Estos isótopos se caracterizan por ser aquellos que poseen una mayor sección eficaz microscópica de absorción entre todos los isótopos estables.

El gadolinio, con la proporción de cada isótopo que lo forma como se encuentra en la naturaleza, tendría una sección eficaz de absorción mayor que la del boro 10, aunque si se empleasen únicamente los isótopos Gd-155 y Gd-157, la absorción sería aún mayor que la del gadolinio natural. Sin embargo, la duración del boro 10 compensando la reactividad será mayor [7].

3.3.2 Venenos no combustibles

Los venenos no combustibles mantienen aproximadamente constante el valor en el que afectan negativamente a la reactividad a lo largo de todo el ciclo. El principal ejemplo de veneno no combustible es el hafnio. El isótopo hafnio 176, mediante la absorción de neutrones, da lugar a una cadena de otros isótopos absorbentes. Esta cadena se mantiene con una larga vida y puede considerarse un veneno no combustible que se mantiene proporcionando reactividad negativa durante todo el ciclo [12].

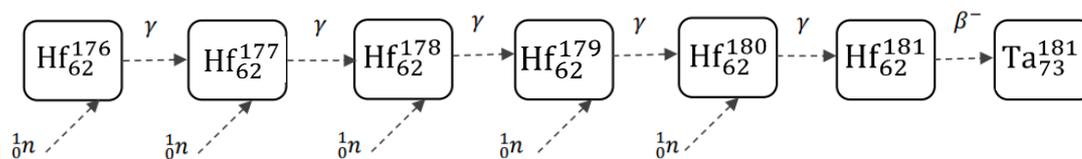


Figura 3.5: Cadena de isótopos del hafnio por absorción de neutrones térmicos

3.3.3 Venenos solubles

Los venenos solubles son aquellos que se presentan diluidos en el moderador. Este método permite tener una absorción de neutrones uniformemente distribuida en todo el espacio.

Comúnmente, se emplea ácido bórico. Este ácido presenta el isótopo B-10 que, como se ha explicado anteriormente, presenta unas características apropiadas para absorber el exceso de neutrones y controlar la reacción.

El ácido bórico va disminuyendo gradualmente al mismo tiempo que el combustible nuclear, llegando a ser aproximadamente cero en el fin del ciclo. Por consiguiente, será necesario volver a introducir ácido bórico cuando se realiza la recarga de combustible. Además, durante el ciclo, su presencia se puede controlar con inyectores de ácido al moderador y mediante su filtración. La ausencia de reactividad negativa en el arranque debida a que los venenos involuntarios aún no se han formado en el núcleo del reactor, es generalmente contrarrestada con cantidades de ácido bórico.

3.4 Varillas de control

Las varillas de control son la herramienta fundamental para controlar el flujo de neutrones del reactor, es decir su potencia, mediante la extracción o inserción de estas en el núcleo del reactor. Generalmente, se componen de una aleación de indio, cadmio y plata, de un acero al boro, o de carburo de boro. En estos elementos pueden encontrarse isótopos con una gran sección eficaz microscópica de absorción de neutrones, como ha podido observarse en la tabla 2.1 del capítulo anterior.

Las dos finalidades fundamentales de las varillas de control son: mantener el reactor funcionando críticamente compensando la reactividad cuando varían las propiedades del sistema durante el transcurso de su ciclo de vida, y aumentar o disminuir la criticidad del reactor cuando se necesita subir o bajar la potencia [13].

El SCRAM o apagado de emergencia de un reactor nuclear se realiza mediante la inserción total de las varillas de control en el núcleo del reactor. De esta forma, todos los neutrones que circulan son absorbidos por los isótopos que componen las varillas, deteniendo el funcionamiento del reactor.



Figura 3.6: Sistema de varillas de control [7]

3.5 Exceso de reactividad

La cantidad de combustible disponible en el núcleo del reactor se halla continuamente en disminución durante el funcionamiento de este. Por ello, cuando el reactor va a operar durante un largo periodo de tiempo, en la recarga previa al inicio un nuevo ciclo es necesario colocar un exceso de combustible. Otras fuentes de reactividad negativa en el reactor, como son el envenenamiento por xenón o la necesidad de que el coeficiente de temperatura del moderador sea negativo, hacen necesario también añadir mayores cantidades de combustible. Este combustible adicional provocará un exceso de reactividad, ρ_{ex} .

Para proporcionar un adecuado y seguro funcionamiento del reactor será necesario incluir medidas para contrarrestar este exceso de reactividad. Con este fin, se hará uso de todos los recursos absorbentes de neutrones explicados en los apartados anteriores, como son los venenos combustibles, los venenos solubles o las varillas de control, en las medidas que sean apropiadas para cada momento del ciclo.

El exceso de reactividad queda definido entonces como la diferencia entre la reactividad del núcleo y la reactividad que se tendría si todos los venenos combustibles, venenos solubles y las varillas de control fuesen extraídos del núcleo del reactor. Este exceso de reactividad es máximo en el inicio del ciclo e irá disminuyendo a lo largo del ciclo con el consumo de combustible.

4 XENÓN 135

El xenón es un elemento químico de la tabla periódica cuyo símbolo es Xe y su número atómico el 54. En este capítulo se va a analizar en detalle el isótopo xenón 135, producto de fisión en reacciones nucleares que provoca el envenenamiento del reactor. Se estudiará la evolución de su concentración en el interior del reactor y los efectos provocados por la presencia de dicho isótopo, pues serán necesarios a tener en cuenta para el correcto funcionamiento de este. [8] [9] [10] [14] [15]

4.1 Isótopos del xenón

El xenón posee nueve isótopos prácticamente estables o con vidas medias tan largas que pueden ser prácticamente considerados como tal. Estos nueve isótopos son Xe-124, Xe-126, Xe-128, Xe-129, Xe-130, Xe-131, Xe-132, Xe-134 y Xe-136.

Además de estos isótopos estables, se han identificado en torno a otros 20 isótopos inestables. Por ejemplo, los isótopos Xe-131, Xe-133 o Xe-135 son productos de fisión del U-235 y Pu-239.

El isótopo 135 tiene gran importancia en el funcionamiento de los reactores de fisión nuclear, pues posee una elevada sección eficaz microscópica de absorción y actúa como veneno nuclear por ser capaz de absorber una gran cantidad de neutrones durante la reacción y disminuir la reactividad en una cantidad considerable.

4.2 Xenón 135

El núcleo del xenón 135 está formado por 54 protones y 81 neutrones y tiene una vida media de 9.2 horas.

Se trata de un isótopo inestable del xenón, producto de la fisión del uranio 235, con un rendimiento final total de en torno al 6.6%. Esto quiere decir que, durante la operación del reactor, el 6.6% del combustible que se fisiona da lugar a xenón 135.

Su importancia se debe, como antes se ha comentado, a su elevada sección eficaz microscópica de absorción de neutrones térmicos (2.6×10^6 barns) comparada con la sección eficaz microscópica de fisión del uranio 235 (585 barns). Debido a su alta capacidad de absorción de neutrones térmicos, el xenón 135 se convierte en el veneno nuclear más poderoso conocido, con capacidad de ralentizar o detener la reacción en cadena después de un periodo de operación. Su acumulación en las barras de combustible reduce significativamente la reactividad del núcleo del reactor. Es por esto por lo que el xenón 135 tiene un gran impacto en el funcionamiento de un reactor nuclear.

4.2.1 Producción de Xe-135 en un reactor

Tan solo una pequeña parte del Xe-135 resulta directamente de la fisión del U-235, exactamente el rendimiento sería de un 0.25%. Sin embargo, la mayor parte del Xe-135 proviene de la descomposición β^- del I-135 (vida media de 6.57 horas).

El I-135, a su vez, puede provenir directamente de la fisión del U-235 con un rendimiento del 3.1% o de la desintegración β^- del Te-135 (vida media de 19 segundos). El Te-135 provendría de la fisión directa del U-235 con un rendimiento del 3.3%. Sin embargo, debido a la extremadamente corta vida del Te-135, suele considerarse el I-135 como producto de fisión primario a partir del U-235 con un rendimiento del 6.4%, obviando la corta participación del Te-135 en la cadena. Por consiguiente, el 95% del xenón 135 producido proviene de la descomposición del I-135, y el 5% restante de la fisión directa del U-235, lo que nos lleva a concluir que la concentración de xenón 135 en el reactor dependerá de la concentración de I-135 y del flujo de neutrones que ha habido.

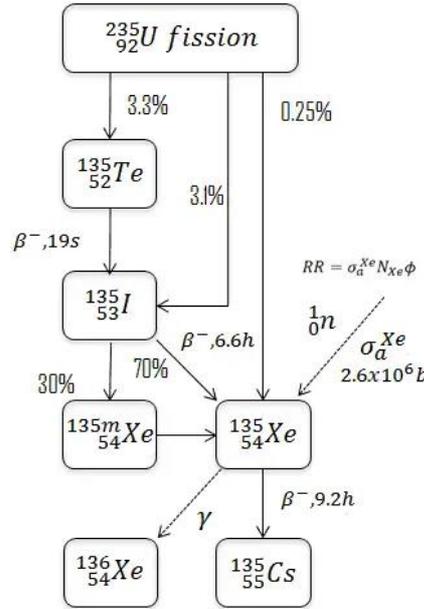


Figura 4.1: Producción y eliminación de xenón 135 en reactor nuclear [7]

4.2.2 Eliminación de Xe-135 en el núcleo del reactor

Hay dos formas posibles de eliminación del Xe-135 en el interior del reactor. Puede producirse desintegración β^- (vida media de 9.2 horas) para dar lugar a Cs-135, uno de los productos fisionables de largo periodo de semidesintegración (2.3 millones de años para dar lugar a Ba-135, isótopo estable, mediante desintegración β^-), o bien, se produce la captura de un neutrón y el Xe-135 pasa a ser el isótopo estable Xe-136.

Por tanto, la tasa de eliminación del xenón 135 dependerá del flujo de neutrones en ese instante.

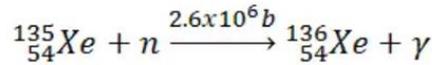


Figura 4.2: Absorción de un neutrón por parte de un núcleo de xenón 135 [7]

4.2.3 Ecuación de concentración de yodo 135

Como se ha comentado anteriormente, se considera que el uranio 235 presente en el combustible fisiona directamente para dar lugar a yodo 135 con un rendimiento del 6.4%.

Además, se establece que no hay eliminación de I-135 por absorción de neutrones debido a su insignificante sección eficaz microscópica de absorción (80 barns).

Teniendo en cuenta estas consideraciones, la ecuación diferencial que establece la evolución de concentración del yodo 135 en un reactor nuclear sería:

- Concentración de I-135 =
- + Tasa de producción de I-135 a partir de la fisión del combustible
- Tasa de eliminación de I-135 por desintegración

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \emptyset - \lambda_I N_I(t) \quad (4.1)$$

Donde:

- N_I = Concentración de I-135 (núcleos/cm³).
- γ_I = Rendimiento de fisión del I-135 (6.4%).
- Σ_f = Sección eficaz macroscópica de fisión del U-235 del combustible (cm⁻¹).
- \emptyset = Flujo de neutrones térmicos (neutrones/(cm² · s)).
- λ_I = Constante de desintegración del I-135 (0.1035 h⁻¹).

4.2.4 Ecuación de concentración de xenón 135

La ecuación diferencial que establece la evolución de concentración del xenón 135 en un reactor nuclear queda:

Concentración de Xe-135 =

- + Tasa de producción de Xe-135 a partir de la fisión del combustible
- + Tasa de producción de Xe-135 a partir de la desintegración del I-135
- Tasa de eliminación del Xe-135 por desintegración
- Tasa de eliminación del Xe-135 por absorción de neutrones térmicos

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \gamma_{Xe} \Sigma_f \emptyset + \lambda_I N_I(t) - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t) - \sigma_a^{Xe} N_{Xe}(t) \emptyset \quad (4.2)$$

Donde:

- N_{Xe} = Concentración de Xe-135 (núcleos/cm³).
- γ_{Xe} = Rendimiento de fisión del Xe-135 (0.25%).
- Σ_f = Sección eficaz macroscópica de fisión del combustible (cm⁻¹).
- \emptyset = Flujo de neutrones térmicos (neutrones/(cm² · s)).
- λ_I = Constante de desintegración del I-135 (0.1035 h⁻¹).
- N_I = Concentración de I-135 (núcleos/cm³).
- λ_{Xe} = Constante de desintegración del Xe-135 (0.0753 h⁻¹).
- σ_a^{Xe} = Sección eficaz microscópica de absorción de neutrones del Xe-135 (2.6 × 10⁶ barns).

4.2.5 Concentración de xenón 135 en equilibrio

Cuando la tasa de producción de xenón 135 sea la misma que la tasa de eliminación de este, su valor de concentración alcanza un equilibrio. Para ello deberá cumplirse por tanto que:

$$0 = \frac{dN_{Xe}^{eq}}{dt} = \gamma_{Xe}\Sigma_f\phi + \lambda_I N_I^{eq} - \lambda_{Xe} N_{Xe}^{eq} - \sigma_a^{Xe} N_{Xe}^{eq}\phi$$

$$N_{Xe}^{eq} = \frac{\gamma_{Xe}\Sigma_f\phi + \lambda_I N_I^{eq}}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe}\phi}$$

Se observa que el valor de I-135 también deberá estar en equilibrio para que el Xe-135 alcance su equilibrio. Por tanto, hará falta además que la tasa de producción del I-135 sea la misma que la de su eliminación:

$$0 = \frac{dN_I^{eq}}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi - \lambda_I N_I^{eq}$$

$$N_I^{eq} = \frac{\gamma_I \Sigma_f \phi}{\lambda_I} \quad (4.3)$$

Se puede ver en la ecuación que la concentración de equilibrio del I-135 es proporcional al flujo de neutrones dentro del reactor. Entendiendo así que, al aumentar o disminuir la potencia del reactor, lo harán también proporcionalmente el flujo de neutrones, la velocidad de fisión del combustible y, por lo tanto, el valor de equilibrio del I-135.

Vemos que, sustituyendo la ecuación de N_I^{eq} en la de N_{Xe}^{eq} , el valor de Xe-135 en equilibrio resultaría:

$$N_{Xe}^{eq} = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I)\Sigma_f\phi}{\lambda_{Xe} + \sigma_a^{Xe}\phi} \quad (4.4)$$

Se puede ver en la ecuación que el valor en el equilibrio del Xe-135 depende tanto en el numerador como en el denominador del flujo de neutrones térmicos. Al representar el valor de equilibrio que tendría la concentración de Xe-135 según los valores de flujo de neutrones térmicos se observa que, a partir de un valor determinado de flujo de neutrones, comienza a dominar la absorción de neutrones del Xe-135, es decir, el término $\sigma_a^{Xe}\phi$ en la ecuación, y se establece un valor de equilibrio del Xe-135 que se mantiene prácticamente invariable, aunque se siga aumentando el valor del flujo de neutrones.

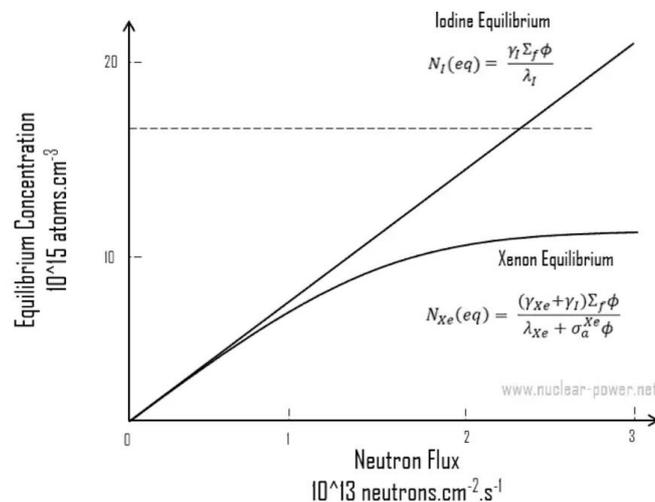


Figura 4.3: Valores de concentraciones de equilibrio de Xe-135 y I-135 en función del flujo de neutrones [7]

Si se atiende al denominador de la ecuación 4.4, el valor de flujo para el cual se considera que predomina el fenómeno de absorción de neutrones en el numerador podría considerarse aquel para el cual el término $\sigma_a^{Xe} \phi$ es mucho más grande que λ_{Xe} .

$$\sigma_a^{Xe} \phi \gg \lambda_{Xe}$$

$$\phi \gg \frac{\lambda_{Xe}}{\sigma_a^{Xe}}$$

Donde:

$$\frac{\lambda_{Xe}}{\sigma_a^{Xe}} = \frac{\frac{0.0753}{3600} \text{ s}}{2.6 \times 10^{-18} \text{ cm}^2} = 8.04 \times 10^{12} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

Si se considera un valor de flujo lo suficientemente elevado aquel que valga 4 veces la relación $\lambda_{Xe}/\sigma_a^{Xe}$, el valor de flujo a partir del cual la variación de concentración de xenón 135 se hace muy pequeña ante las variaciones de flujo sería:

$$\phi_{eq} = 3.2 \times 10^{13} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

4.2.6 Efectos del envenenamiento por xenón en el funcionamiento del reactor

El envenenamiento por xenón es un fenómeno que tiene lugar siempre en los reactores nucleares y cuyo comportamiento debe tenerse en cuenta con el fin de mantener el reactor controlado y en adecuado funcionamiento.

Durante la operación de un reactor nuclear, núcleos de xenón 135 se hallan presentes en el reactor y una parte considerable de los neutrones es absorbida debido a su presencia, lo que hace disminuir la reactividad. Esta disminución en la reactividad depende de la concentración de xenón presente en el reactor que, como se ha visto, a su vez dependerá del flujo de neutrones.

El comportamiento de la concentración del Xe-135 podría estudiarse diferenciadamente en distintas etapas de funcionamiento del reactor: arranque, funcionamiento normal (en equilibrio) y parada. Más adecuadamente podría decirse que la concentración del xenón evoluciona de manera distinta si se aumenta la potencia del reactor, si el reactor se mantiene a potencia constante o si se disminuye su potencia.

4.2.6.1 Concentraciones de Xe-135 cuando se producen variaciones de potencia en el reactor

4.2.6.1.1 Aumento de potencia

Si se parte de un reactor a una determinada potencia con la producción de Xe-135 en equilibrio, al subir la potencia del reactor, aumenta el flujo de neutrones y la velocidad de fisión del combustible. Al principio, por tanto, la concentración de I-135 se verá incrementada debido al aumento en el número de fisiones y, a su vez, los valores de concentración de Xe-135 disminuyen porque disponen de mayor flujo de neutrones para absorber y una mayor parte de ellos pasará a ser el isótopo estable Xe-136.

Transcurrido un cierto tiempo, la concentración de Xe-135 en el reactor alcanza un valor mínimo, pues el efecto de las nuevas desintegraciones del yodo 135 (cuya concentración se había puesto en aumento con la subida de potencia del reactor y tiene una vida media de 6.6 h) aumenta su efecto en una medida en la que la tasa de producción del isótopo pasa a superar la tasa de su eliminación. El instante en el que se alcanza el mínimo sucede cuando la producción del isótopo y su eliminación se igualan momentáneamente, por lo que la ecuación 4.2 se haría 0.

El valor de concentración de Xe-135 se mantiene en aumento hasta llegar a su nuevo valor de equilibrio, para lo que el I-135 ha debido primero haber alcanzado su valor de equilibrio y haber transcurrido en torno a 7 veces su vida media. Este equilibrio se alcanza cuando el Xe-135 producido a partir del I-135 (95%) y de la fisión directa del combustible (5%) es el mismo que el Xe-135 que se elimina por desintegración a Cs-135 y por absorción de neutrones. En total, desde el aumento de potencia del reactor hasta el nuevo alcance de equilibrio de Xe-135 transcurren unas 40-50 horas.

4.2.6.1.2 Disminución de potencia

Si se disminuye la potencia del reactor, en un primer momento, los valores de xenón 135 comienzan a elevarse, pues se ha reducido el flujo de neutrones y el Xe-135 dispone de menos neutrones para absorber. Además, el I-135 disponible en el reactor sigue desintegrándose para dar lugar a más Xe-135.

Sin embargo, la producción de I-135 a partir de la fisión se ve disminuida debido al descenso de potencia, lo cual resultaría en una disminución de la producción de Xe-135. Con el paso del tiempo, una vez alcanzado el pico de concentración máxima del xenón 135, comenzaría a notarse el efecto de la disminución de concentración de yodo 135, y la concentración Xe-135 empezaría disminuir. Por esta razón y por el transcurso de su vida media descomponiéndose para dar lugar a Cs-135, la concentración de Xe-135 se reduce hasta alcanzar de nuevo un equilibrio para la nueva potencia del reactor, en el momento en el que la cantidad de xenón 135 producido y eliminado llegan a ser la misma.

A este fenómeno, en el que al disminuir la potencia del reactor se genera un pico de concentración de Xe-135 que provoca que la reactividad alcance un mínimo, se le conoce como Pozo de Yodo (*Iodine Pit*).

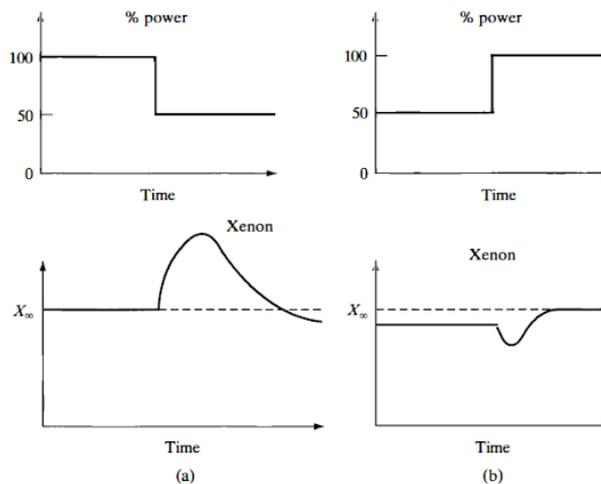


Figura 4.4: Evolución temporal de la concentración de Xe-135 ante cambios de potencia: (a) bajada de 100% a 50% de potencia; (b) subida de 50% a 100% de potencia [14]

En los casos particulares de arranque y parada de un reactor sucedería lo mismo, pero para los valores particulares de flujo en dichas ocasiones:

4.2.6.1.3 Arranque del reactor

El caso del arranque, o *start-up*, sería un caso de aumento de potencia en el que se partiría de flujo de neutrones 0 y se aumentaría dicho flujo hasta el valor deseado subiendo la potencia del reactor.

Se supone que se parte de una concentración de I-135 y de Xe-135 de valor 0, pues se considera haber dejado suficiente tiempo desde la última parada del reactor para que todo el producto de estos isótopos disponible se haya descompuesto. Habría que tener mucho cuidado a la hora de arrancar un reactor que aún no ha eliminado por completo su concentración de estos isótopos, pues podría tener graves consecuencias, como se explicará en próximos apartados.

En este caso, debido a la inexistencia de núcleos de xenón previos al aumento de potencia, se parte directamente del valor de concentración 0, y esta va en aumento con el tiempo hasta alcanzarse el valor de equilibrio.

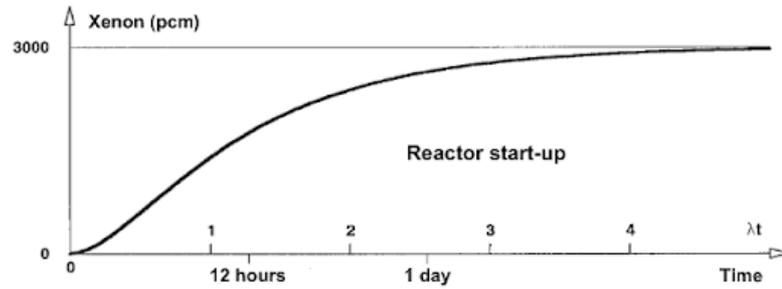


Figura 4.5: Evolución de la variación de reactividad debida al Xe-135 en el arranque del reactor [15]

4.2.6.1.4 Parada del reactor

En el caso particular de la parada del reactor, o *shut-down*, consideramos que se disminuye la potencia del reactor de un determinado valor hasta que el flujo tome el valor 0, logrando esto mediante la realización del SCRAM.

Una vez apagado el reactor, deja de haber flujo de neutrones en su interior, por lo que el xenón 135 presente en el interior no tiene posibilidad de combustión mediante la absorción de neutrones.

Esto provocará, como se ha visto, que la concentración de Xe-135 aumente hasta alcanzar un pico máximo y, a su vez, la reactividad llegará a un valor mínimo al verse disminuida a causa de la presencia del veneno. Este pico se alcanzará pasadas entre 6 y 12 horas del apagado del reactor, dependiendo de los valores de concentración de I-135 previos a la parada.

Como es sabido, durante el funcionamiento del reactor, aunque la concentración de Xe-135 llega un momento que se mantiene invariable incluso si el flujo se incrementa, el I-135 sigue aumentando proporcionalmente al flujo, de modo que, al detener el reactor, todo ese yodo se descompondrá dando lugar a Xe-135 y creando un pico de mayor tamaño cuanto mayor fuese la concentración de yodo 135, es decir, cuanto mayor fuese el flujo previo a la parada.

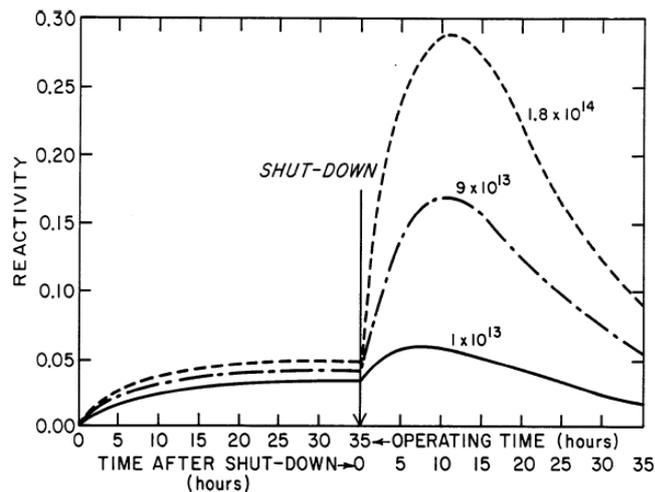


Figura 4.6: Tamaño de picos de reactividad negativa alcanzados para distintos valores de flujo previos a la parada [16]

Pasadas unas horas, una vez llegado al máximo punto de concentración de xenón 135, el valor comienza a descender, pues gran parte del I-135 ya ha pasado a ser Xe-135 y, este a su vez está desintegrándose a Cs-135.

Si se particularizan las ecuaciones diferenciales de comportamiento de las concentraciones de Xe-135 y I-135 (4.1 y 4.2) para el caso de la parada del reactor, los términos dependientes del flujo valdrían 0 y podrían deducirse las concentraciones de Xe-135 y I-135 en función del tiempo para este caso particular.

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = -\lambda_I N_I(t) \quad (4.5)$$

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \lambda_I N_I(t) - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t) \quad (4.6)$$

Considerando $t = 0$ en el instante de la parada, la solución para la concentración de yodo 135 es trivial, pues únicamente sufre descomposición, y seguiría la ley de desintegración radiactiva:

$$N_I(t) = N_I(0)e^{-\lambda_I t} \quad (4.7)$$

Al introducir la expresión 4.7 en las ecuaciones diferenciales 4.5 y 4.6 quedaría:

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = -\lambda_I N_I(0)e^{-\lambda_I t}$$

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \lambda_I N_I(0)e^{-\lambda_I t} - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t)$$

Por otro lado, la solución para concentración de xenón 135 dependerá únicamente de las leyes de desintegración del xenón 135 y del yodo 135, en el caso de la parada. Por tanto, será de la forma:

$$N_{Xe}(t) = Ae^{-\lambda_I t} + Be^{-\lambda_{Xe} t} + C$$

Y su derivada sería:

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = -\lambda_I Ae^{-\lambda_I t} - \lambda_{Xe} Be^{-\lambda_{Xe} t}$$

Donde A, B y C son constantes cuyo valor se procede a determinar.

Si se igualan las dos expresiones de la derivada de la concentración del Xe-135 deducidas anteriormente, queda:

$$\lambda_I N_I(0)e^{-\lambda_I t} - \lambda_{Xe}(Ae^{-\lambda_I t} + Be^{-\lambda_{Xe} t} + C) = -\lambda_I Ae^{-\lambda_I t} - \lambda_{Xe} Be^{-\lambda_{Xe} t}$$

$$\lambda_I N_I(0)e^{-\lambda_I t} - \lambda_{Xe}(Ae^{-\lambda_I t} + C) = -\lambda_I Ae^{-\lambda_I t}$$

Reorganizando términos es posible obtener:

$$A = \frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I}$$

$$C = 0$$

Al evaluar la expresión de concentración de xenón 135 en el momento inicial de la parada, se obtiene:

$$N_{Xe}(0) = A + B + C$$

Entonces:

$$B = N_{Xe}(0) - \frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I}$$

Finalmente quedaría que, para la parada del reactor donde $t = 0$ en el instante en el que se detiene el flujo de neutrones, la evolución temporal de la concentración del xenón 135 quedaría como:

$$N_{Xe}(t) = \frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} e^{-\lambda_I t} + \left(N_{Xe}(0) - \frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} \right) e^{-\lambda_{Xe} t} \quad (4.8)$$

Si se considera que se realiza la parada del reactor a partir de una situación de equilibrio, las concentraciones iniciales de yodo 135 y xenón 135 en la parada serán los valores de concentración de equilibrio que se mantenían con el valor de flujo previo a la parada, los cuales se determinan con las ecuaciones 4.3 y 4.4.

Además, la ecuación 4.6 se hace 0 en el instante en el que tiene lugar el pico de concentración de xenón 135:

$$\lambda_I N_I(t_{pico}) = \lambda_{Xe} N_{Xe}(t_{pico})$$

$$\lambda_I N_I(0) e^{-\lambda_I t_{pico}} = \lambda_{Xe} \left(\frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} e^{-\lambda_I t_{pico}} + \left(N_{Xe}(0) - \frac{\lambda_I N_I(0)}{\lambda_{Xe} - \lambda_I} \right) e^{-\lambda_{Xe} t_{pico}} \right) \quad (4.9)$$

Únicamente despejando de la ecuación 4.9 es posible conocer el instante t_{pico} en el que tendrá lugar el pico de concentración del xenón 135 tras la parada.

Es conocido que, por lo general, hasta no haber transcurrido unos 3 días desde la parada del reactor, no se puede considerar que las concentraciones hayan llegado de nuevo a un valor lo suficientemente cercano a 0 como para volver a poder arrancar el reactor con normalidad.

La incapacidad de arrancar un reactor nuclear debido a los efectos del envenenamiento por xenón es en ocasiones conocida como *Arranque impedido por xenón* “*Xenon precluded start-up*”. El intervalo de tiempo en el que el reactor no es capaz de anular los efectos del envenenamiento es llamado *tiempo muerto por xenón* “*Xenon dead time*”.

4.2.6.2 Arranque de un reactor envenenado por xenón

El arranque de un reactor nuclear envenenado por xenón es un proceso delicado y de riesgo que, en caso de que fuese necesario y posible llevarlo a cabo, requeriría elevada supervisión y medidas de seguridad.

Si, aun teniendo en cuenta que es una práctica de elevado riesgo, fuese necesario arrancar el reactor en un instante posterior a la parada, sería necesario aumentar la reactividad lo suficiente para contrarrestar los efectos de la disminución de reactividad provocados por el pozo de yodo mediante la extracción de las varillas de control, o disminuyendo la cantidad de boro en el reactor, entre otras opciones.

Considerando que la retirada total de las varillas de control aportaría una reactividad en torno a 3300 pcm [17], cuando la reactividad negativa debida al pozo de yodo supere dicha cantidad, no será posible llevar a cabo el arranque del reactor en ese instante. Pues, ni siquiera con la retirada completa de las varillas podría conseguirse una reactividad positiva que permitiese sostener la reacción en cadena necesaria para el arranque. En ese caso, haría falta esperar el tiempo necesario a que se desintegrasen la suficiente cantidad de núcleos de xenón 135 como para que la reactividad aportada por la retirada de las varillas superase la reactividad negativa aportada por la presencia de dichos núcleos. Generalmente, el periodo de tiempo que garantiza la suficiente disminución en el número de núcleos de xenón 135 para poder arrancar un reactor con normalidad es de tres días.

En el caso en el que el reactor no estuviese demasiado envenenado, aunque comenzase funcionando a un menor nivel de reactividad, podría lograr arrancar, y alcanzar su funcionamiento con normal reactividad pasado un determinado periodo de tiempo, suficiente para que la concentración de Xe-135 haya disminuido lo necesario.

Podría decirse entonces que, se dispone de los recursos suficientes para elevar la reactividad del reactor en la medida necesaria, es posible arrancar el reactor envenenado, y realizar una eliminación controlada del Xe-135 presente en su interior. En un primer momento, las varillas de control se hallarían completamente insertadas, pues se partiría de haber realizado la parada del reactor. Para su arranque, será necesario retirarlas en una medida mayor a la usual, de forma que el flujo de neutrones se vería muy incrementado, y estaría siendo absorbido por los isótopos de Xe-135 presentes en el reactor, eliminando así el veneno. Luego, conforme los isótopos de xenón 135 van siendo eliminados, la reactividad aumenta y es clave que las varillas de control comiencen a introducirse de nuevo gradualmente para que la potencia del reactor no se eleve. Se llevaría a cabo esta sistemática hasta que la concentración de xenón 135 alcanzase su valor de equilibrio.

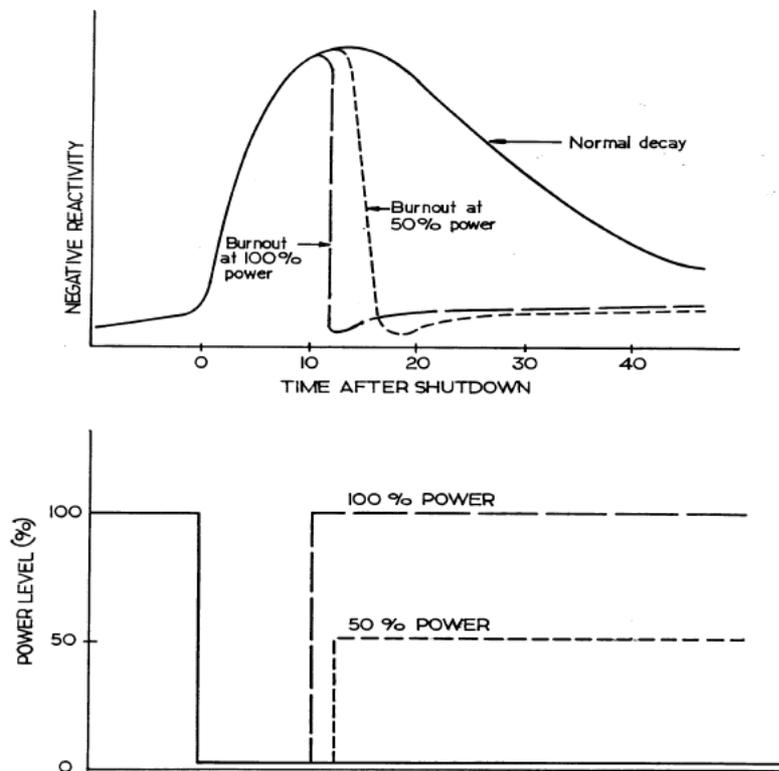


Figura 4.7: Eliminación del xenón en el arranque al 50% y 100% de potencia de un reactor envenenado [16].

4.2.6.3 Valor límite de concentración de equilibrio del xenón 135

La concentración de I-135 en equilibrio, como se ha visto en apartados anteriores, será proporcional al flujo de neutrones, que a su vez es proporcional a la potencia del reactor.

Sin embargo, no sucede lo mismo con la concentración de equilibrio para el Xe-135, pues se puede comprobar que el aumento de su valor de equilibrio frente al incremento de flujo en el reactor es cada vez más y más lento. Esto provoca que, llegado a un cierto valor de potencia, la concentración de Xe-135 alcance un valor límite que se mantiene prácticamente invariable incluso si la potencia del reactor sigue aumentando, pues la absorción de neutrones por parte del Xe-135 va tomando mayor dominio con el incremento del flujo de neutrones.

En la ecuación 4.4 se obtenía el valor de átomos de Xe-135 en equilibrio en función del flujo. Si se considera un flujo de neutrones lo suficientemente elevado (ϕ_∞), podría desprejarse el efecto de la descomposición del xenón 135, pues predominaría el término de absorción de neutrones.

$$N_{Xe}^{eq}(\phi_\infty) = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I)\Sigma_f\phi_\infty}{\sigma_a^{Xe}\phi_\infty}$$

Obteniendo así el valor de concentración de equilibrio en el que el xenón 135 se saturaría, independientemente de que se siga incrementando el flujo de neutrones:

$$N_{Xe\ max}^{eq} = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I)\Sigma_f}{\sigma_a^{Xe}} \quad (4.10)$$

4.2.6.3.1 Reactividad

La concentración de equilibrio del xenón puede ponerse como una fracción de su valor máximo valor posible (100%). Siendo X la fracción:

$$N_{Xe}^{eq} = XN_{Xe\ max}^{eq} = X \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I)\Sigma_f}{\sigma_a^{Xe}} \quad (4.11)$$

Además, simplemente despejando de la ecuación 4.4, que expresaba el valor de concentración en equilibrio del Xe-135 en función del flujo de neutrones, podría obtenerse el valor de flujo para un determinado valor de concentración de xenón 135 en equilibrio:

$$\phi = \frac{\lambda_{Xe}N_{Xe}^{eq}}{(\gamma_{Xe} + \gamma_I)\Sigma_f - \sigma_a^{Xe}N_{Xe}^{eq}} \quad (4.12)$$

Habría que tener en cuenta que el flujo de neutrones para el valor límite de concentración de equilibrio del Xe-135 no podría obtenerse empleando la ecuación 4.12, pues no tiene un valor concreto, y tendería a infinito. Por tanto, a partir del valor de saturación, la concentración de equilibrio del Xe-135 dejaría de depender del flujo. Sin embargo, puede usarse para hallar los valores de flujo que darían lugar a cada concentración de equilibrio para valores inferiores a este.

Sustituyendo la ecuación 4.11 en la ecuación del flujo 4.12, se logra el valor de flujo en función de la fracción del valor límite de concentración de equilibrio del xenón 135:

$$\phi = \frac{\lambda_{Xe}}{\sigma_a^{Xe}} \frac{X}{(1-X)} \quad (4.13)$$

Sustituyendo valores:

$$\phi = \frac{0.0753\ h^{-1} \frac{1\ h}{3600\ s}}{2.6 \times 10^{-18}\ cm^{-2}} \frac{X}{(1-X)} = 8.045 \cdot 10^{12} \frac{X}{(1-X)} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

Se observa que, como se ha comentado antes, esta ecuación no sería útil para el valor de concentración máximo de xenón 135 en equilibrio, pues el valor de la fracción sería máximo, es decir 1, y resultaría un valor de flujo infinito.

Durante la operación de un reactor nuclear, se puede considerar que la cantidad en la que la reactividad se ve afectada debido al envenenamiento por xenón es proporcional al valor de concentración del Xe-135 presente en el reactor [9].

$$\rho \approx r_c \cdot N_{Xe} \quad (4.14)$$

Como es conocido, al aumentar la concentración de Xe-135, la reactividad se verá disminuida, pues habrá mayor número de átomos de xenón absorbiendo neutrones y envenenando el reactor. Es por eso por lo que la constante de proporcionalidad r_c llevará un signo negativo.

5 SIMULACIONES

La finalidad de este capítulo es la observación y análisis del comportamiento de la concentración de yodo 135 y xenón 135 en el reactor para distintos valores de flujo de neutrones y ante variaciones de potencia mediante simulaciones.

También, se analizará cómo evoluciona la reactividad del reactor a causa de la presencia de xenón 135 en el reactor en las distintas situaciones.

Se estudiarán particularmente las situaciones de arranque y parada del reactor, y se analizarán los valores de equilibrio de ambos isótopos.

5.1 Modelo empleado en la simulación

Para la simulación se ha empleado la herramienta Simulink de Matlab. Con ella se han realizado las simulaciones de las ecuaciones diferenciales para las concentraciones de Xe-135 y de I-135 de la forma que sigue:

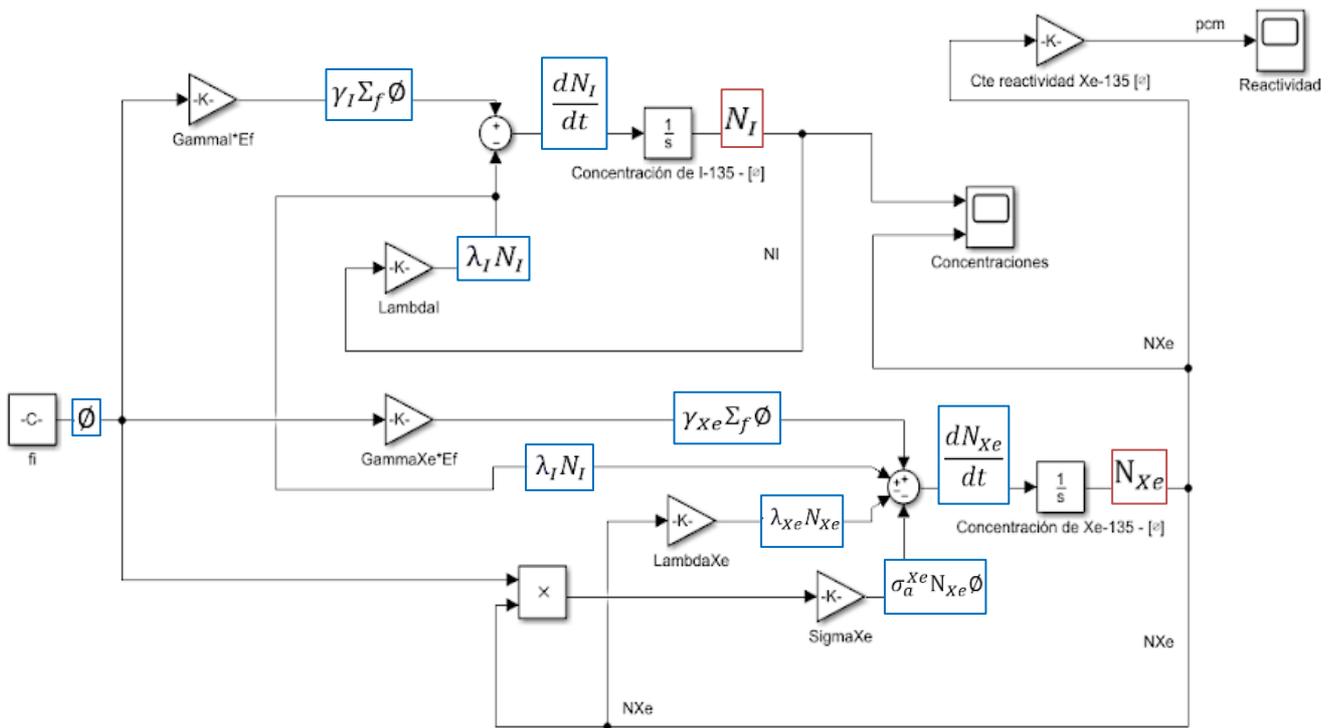


Figura 5.1: Modelo evolución temporal de concentración de yodo 135 y xenón 135 en Simulink

Recordando las ecuaciones diferenciales que describen su comportamiento (4.1 y 4.2), descritas en el capítulo anterior:

$$\frac{dN_I(t)}{dt} = \gamma_I \Sigma_f \phi - \lambda_I N_I(t)$$

$$\frac{dN_{Xe}(t)}{dt} = \gamma_{Xe} \Sigma_f \phi + \lambda_I N_I(t) - \lambda_{Xe} N_{Xe}(t) - \sigma_a^{Xe} N_{Xe}(t) \phi$$

Donde:

$$\gamma_{Xe}: 0.0025; \gamma_I: 0.064;$$

$$\lambda_{Xe}: 0.0753 \text{ h}^{-1}; \lambda_I: 0.1035 \text{ h}^{-1}$$

$$\sigma_a^{Xe}: 2.6 \times 10^6 \text{ barns}$$

$$\Sigma_f: 0.1975 \text{ cm}^{-1} \text{ ii}$$

$$\phi: \bar{\phi} = 3 \times 10^3 \text{ neutrones}/(\text{cm}^2 \cdot \text{s}) \text{ iii}$$

5.2 Valor máximo de concentración de equilibrio del xenón 135

Como antes se comprobó, el valor de concentración de xenón 135 de saturación viene dado por la expresión 4.10:

$$N_{Xe \text{ max}}^{eq} = \frac{(\gamma_{Xe} + \gamma_I) \Sigma_f}{\sigma_a^{Xe}}$$

Sustituyendo los valores, se obtendría:

$$N_{Xe \text{ max}}^{eq} = \frac{(0.0025 + 0.064) \times 0.1975 \text{ cm}^{-1}}{2.6 \times 10^{-18} \text{ cm}^2} = 5 \times 10^{15} \frac{\text{núcleos Xe}_{135}}{\text{cm}^3}$$

5.2.1 En términos de reactividad

Es conocido que, para el valor máximo de concentración en equilibrio, el xenón 135 provoca que la reactividad en el interior del reactor disminuya en 2800 pcm [18].

En nuestro caso entonces, para el valor de concentración máximo obtenido, 5×10^{15} núcleos $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$, la reactividad se ve disminuida en 2800 pcm.

Haciendo uso de la ecuación 4.14, la constante de proporcionalidad que determinará la medida en que la reactividad se ve modificada por la presencia de xenón 135 será:

$$r_c = \frac{2800 \text{ pcm}}{5 \times 10^{15} \frac{\text{núcleos Xe}_{135}}{\text{cm}^3}} = 5.6 \times 10^{-13} \frac{\text{pcm}}{\frac{\text{núcleos Xe}_{135}}{\text{cm}^3}}$$

Esta constante llevará signo negativo, pues una mayor concentración de xenón 135 provocará una disminución en la reactividad, quedando finalmente la expresión:

$$\rho = - 5.6 \times 10^{-13} \times N_{Xe} \quad (5.1)$$

Concentración de equilibrio de Xe_{135} respecto al valor de saturación $N_{Xe\ max}^{eq} \sim X$ (%)	Concentración de equilibrio de $Xe_{135} \sim N_{Xe\ max}^{eq}$ (núcleos Xe_{135}/cm^3)	Flujo $\sim \bar{\phi}$ (neutrones/ $(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)	Reactividad $\sim \rho$ (pcm)
100%	5×10^{15}	Muy elevado, tiende a infinito	-2800
90%	4.5×10^{15}	6.565×10^{13}	-2520
80%	4×10^{15}	3.0605×10^{13}	-2240
79.7%	3.983×10^{15}	3×10^{13}	-2231
50%	2.5×10^{15}	7.8827×10^{12}	-1400
10%	5×10^{14}	8.8377×10^{11}	-280
0	0	0	0

Tabla 5.1: Reactividad, flujo de neutrones y concentraciones de equilibrio

5.3 Simulaciones ante cambios de potencia del reactor

5.3.1 Arranque del reactor

En un primer caso, el reactor parte de 0 y se alcanza una potencia que mantiene un flujo de neutrones medio ($\bar{\phi} = 3 \times 10^{13}$ neutrones/ $(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$), lo cual provoca el comienzo de la fisión en el combustible que hará aumentar las concentraciones de I-135 y de Xe-135, que inicialmente eran nulas, hasta alcanzar los valores de equilibrio de 1.316×10^{16} núcleos I_{135}/cm^3 y 3.972×10^{15} núcleos Xe_{135}/cm^3 .

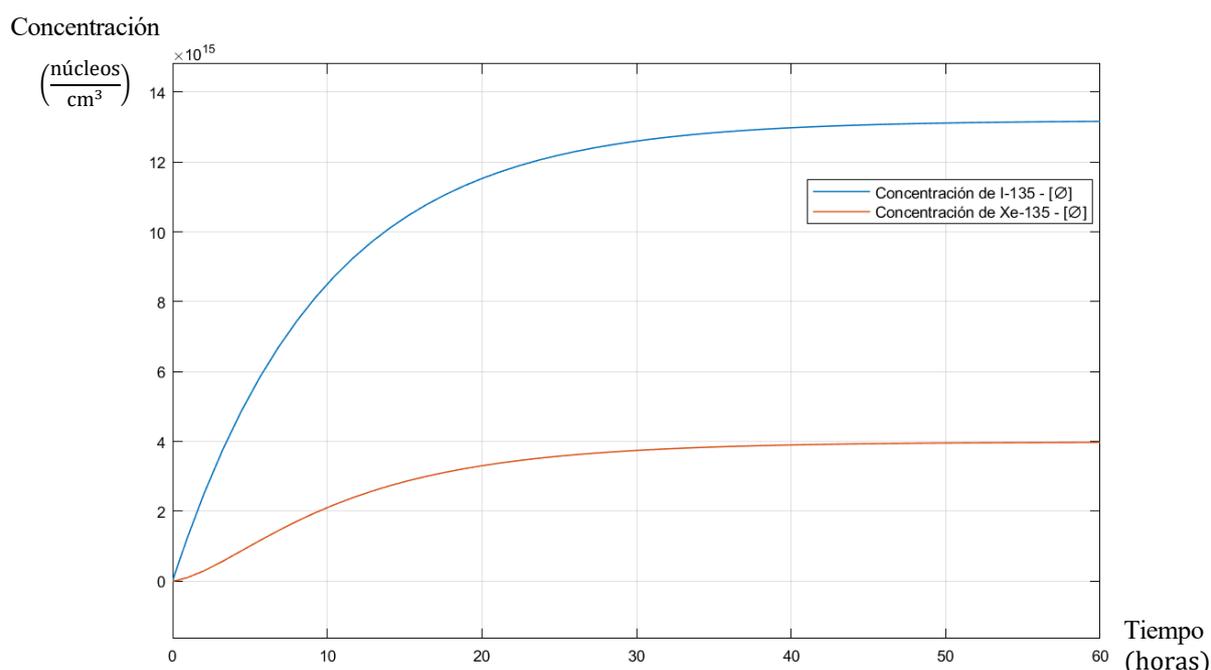


Figura 5.3: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al arrancar reactor para flujo de neutrones medio

Es evidente que, como el reactor no posee átomos de xenón 135 en su núcleo en el momento inicial, su influencia en la reactividad del reactor será inexistente. Sin embargo, una vez que el reactor comienza a presentar una determinada concentración de átomos de xenón 135 en su interior, estos afectarán a la reactividad del reactor de forma proporcional a la concentración de estos átomos presentes en el núcleo, hasta finalmente llegar a disminuir en aproximadamente 2230 pcm la reactividad del reactor cuando este alcanza el funcionamiento en equilibrio. Dicha ausencia de reactividad negativa en el arranque debe ser compensada, generalmente con la presencia extra de ácido bórico (Apartado 3.3).

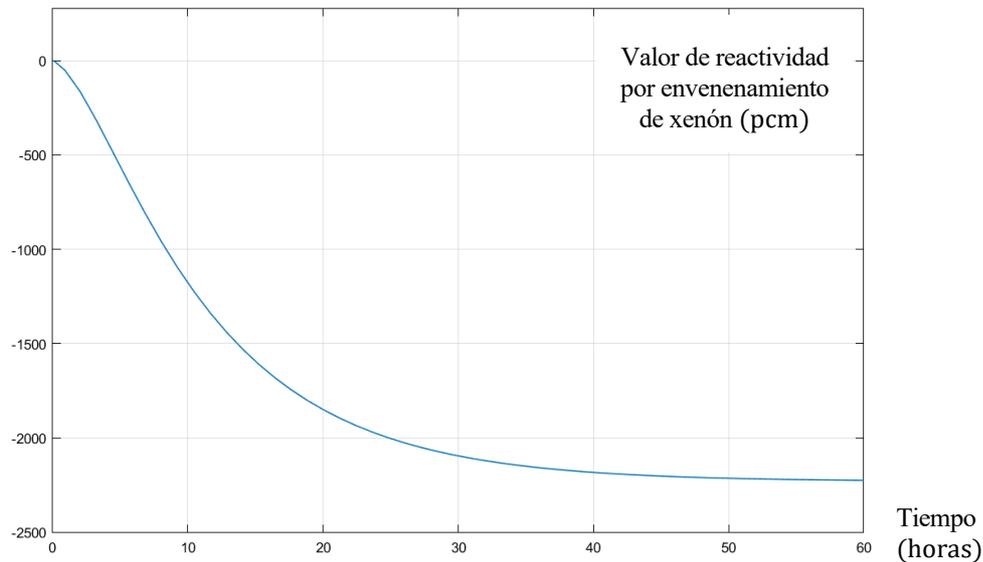


Figura 5.4: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al arrancar reactor para flujo de neutrones medio

5.3.1.1 Análisis del arranque para distintos valores de flujo de neutrones

A continuación, se van a analizar una serie de simulaciones del arranque de un reactor nuclear. Se considerarán varios casos, todos partirán de potencia y concentraciones de yodo 135 y xenón 135 nulos, pero el valor de flujo que se alcanza tras el arranque será distinto en cada uno de ellos.

Tomaremos como primer valor el del flujo medio de neutrones térmicos que hemos estado empleando ($\bar{\phi} = 3 \times 10^{13}$ neutrones/(cm²·s)) y, a partir de este, se considerarán para el resto de las simulaciones el 150 %, el 120 %, el 80 % y el 50 % de dicho valor.

Se observa claramente que el valor de concentración de equilibrio de yodo 135 es proporcional al flujo de neutrones, mientras que el valor de concentración del xenón 135 tiende a un valor de saturación.

	Flujo (neutrones/(cm ² · s))	Concentración de equilibrio de yodo 135 (núcleos de I ₁₃₅ /cm ³)
1.5 $\bar{\phi}$	4.5×10^{13}	Concentración de I ₁₃₅ [$\bar{\phi}$] $\times 1.5 = 1.9745 \times 10^{16}$
1.2 $\bar{\phi}$	3.6×10^{13}	Concentración de I ₁₃₅ [$\bar{\phi}$] $\times 1.2 = 1.58 \times 10^{16}$
$\bar{\phi}$	3×10^{13}	Concentración de I ₁₃₅ [$\bar{\phi}$]
0.8 $\bar{\phi}$	2.4×10^{13}	Concentración de I ₁₃₅ [$\bar{\phi}$] $\times 0.8 = 1.053 \times 10^{16}$
0.5 $\bar{\phi}$	1.5×10^{13}	Concentración de I ₁₃₅ [$\bar{\phi}$] $\times 0.5 = 6.58 \times 10^{16}$

Tabla 5.2: Concentraciones de equilibrio de yodo 135 para distintos flujos de neutrones

Se puede ver como el valor de concentración de equilibrio del xenón 135 crece más lentamente conforme se incrementa el valor del flujo, pues se va haciendo mayor el efecto de absorción de neutrones. Comprobamos que la concentración en equilibrio del Xe-135 tiende al valor de saturación 5×10^{15} núcleos $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$.

	Flujo (neutrones/ $(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)	Concentración de equilibrio de xenón 135 (núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$)
$1.5\bar{\phi}$	4.5×10^{13}	4.275×10^{15}
$1.2\bar{\phi}$	3.6×10^{13}	4.118×10^{15}
$\bar{\phi}$	3×10^{13}	3.972×10^{15}
$0.8\bar{\phi}$	2.4×10^{13}	3.772×10^{15}
$0.5\bar{\phi}$	1.5×10^{13}	3.276×10^{15}

Tabla 5.3: Concentraciones de equilibrio de xenón 135 para distintos flujos de neutrones

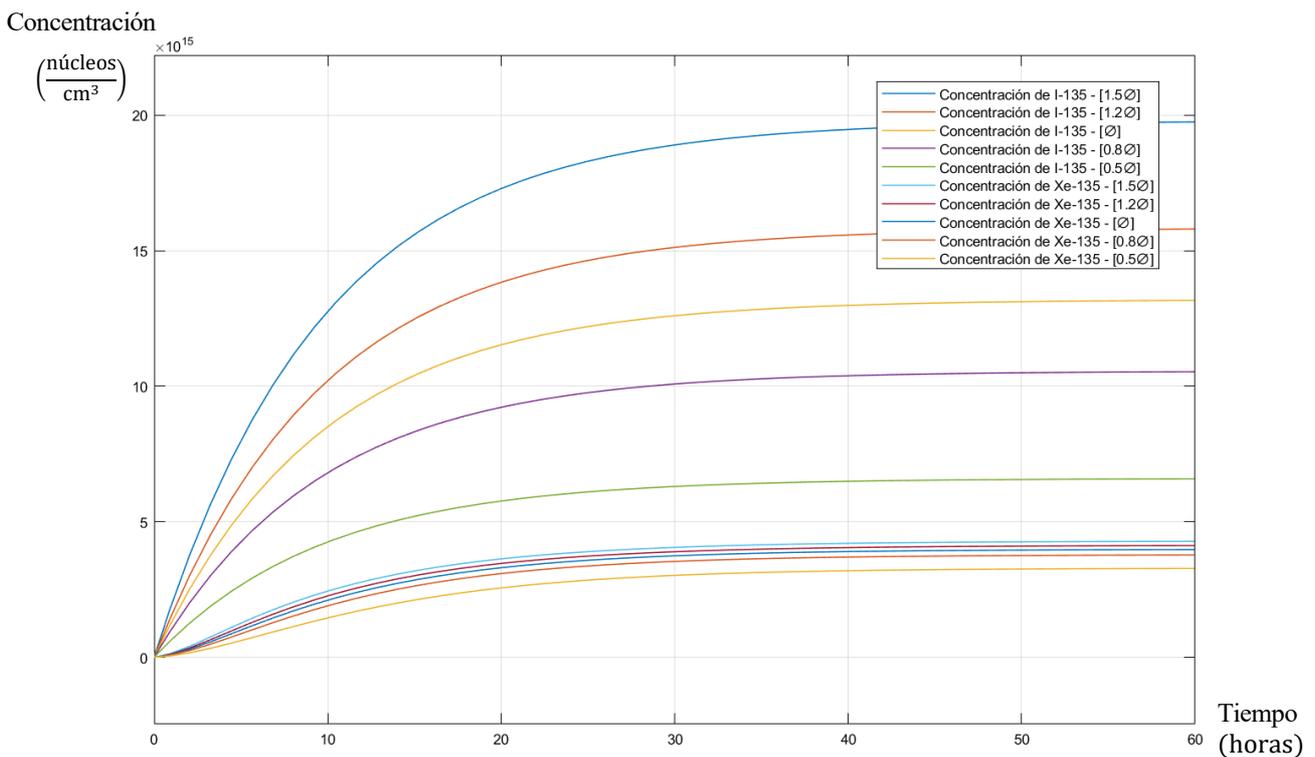


Figura 5.5: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al arrancar reactor para distintos flujos de neutrones

Puede verse que, al igual que la concentración de xenón 135, la medida en la que disminuye la reactividad crece con el flujo de neutrones, pero cada vez más lentamente, y tiende a su valor máximo -2800 pcm para el valor de saturación de la concentración de equilibrio del Xe-135.

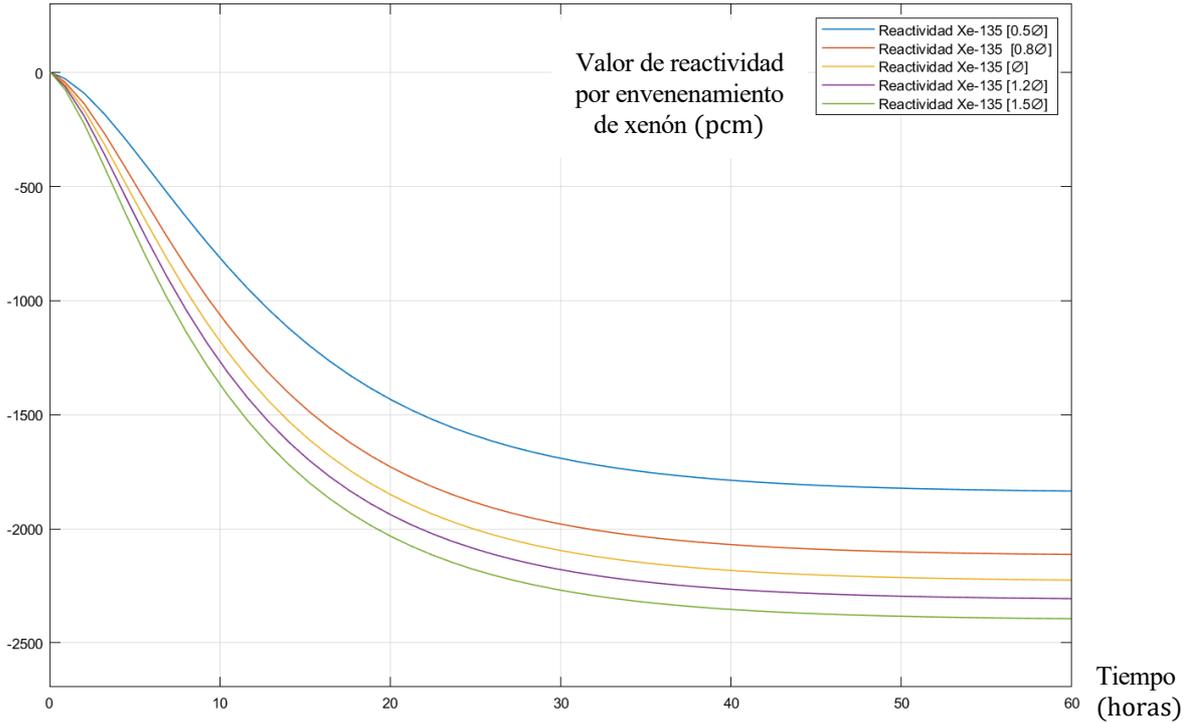


Figura 5.6: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón en el arranque del reactor para distintos flujos de neutrones

5.3.1.1.1 Análisis del arranque para flujos de neutrones elevados

A continuación, se realiza la simulación en el arranque para flujos de neutrones bastante elevados con el fin de comprobar los resultados. Se sigue considerando el flujo medio de neutrones térmicos ($\bar{\phi} = 3 \times 10^{13}$ neutrones/(cm²·s)), y se añaden simulaciones para flujos de neutrones de 10 veces y 100 veces su valor.

Efectivamente, se observa que la concentración en equilibrio del yodo 135 es proporcional al flujo y que el xenón 135 se satura en un valor alrededor de 5×10^{15} núcleos Xe₁₃₅/cm³.

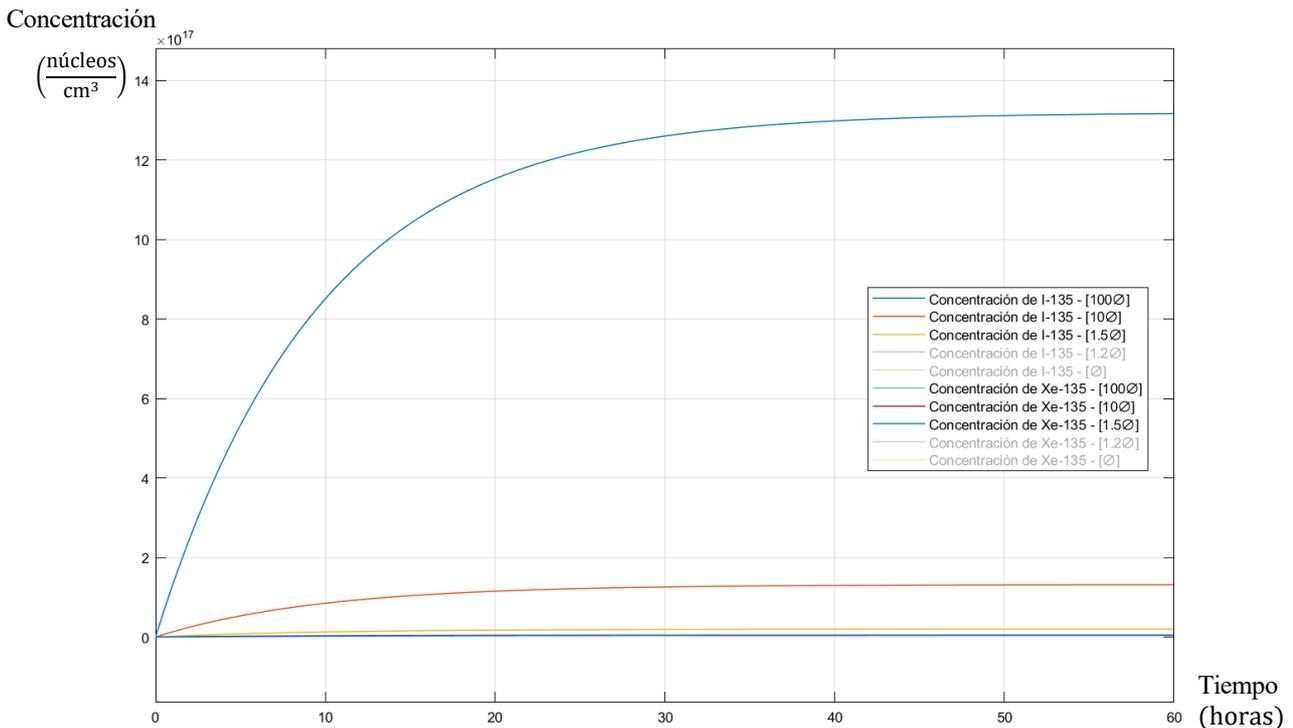


Figura 5.7: Evolución temporal de concentraciones de I-135 y Xe-135 al arrancar reactor para flujos de neutrones elevados

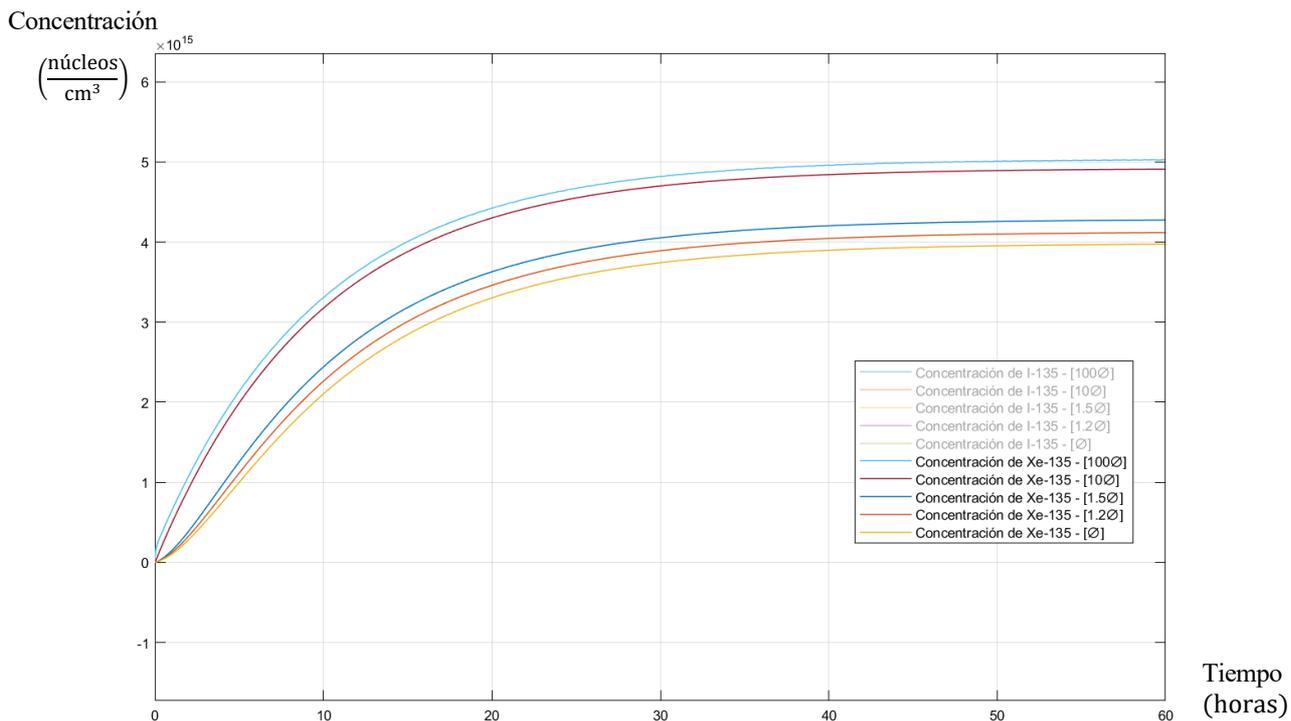


Figura 5.8: Evolución temporal de concentración del xenón 135 al arrancar reactor para flujos de neutrones elevados

La disminución de reactividad provocada por la concentración de xenón 135, por lo tanto, alcanza un valor límite en torno a 2800 pcm.

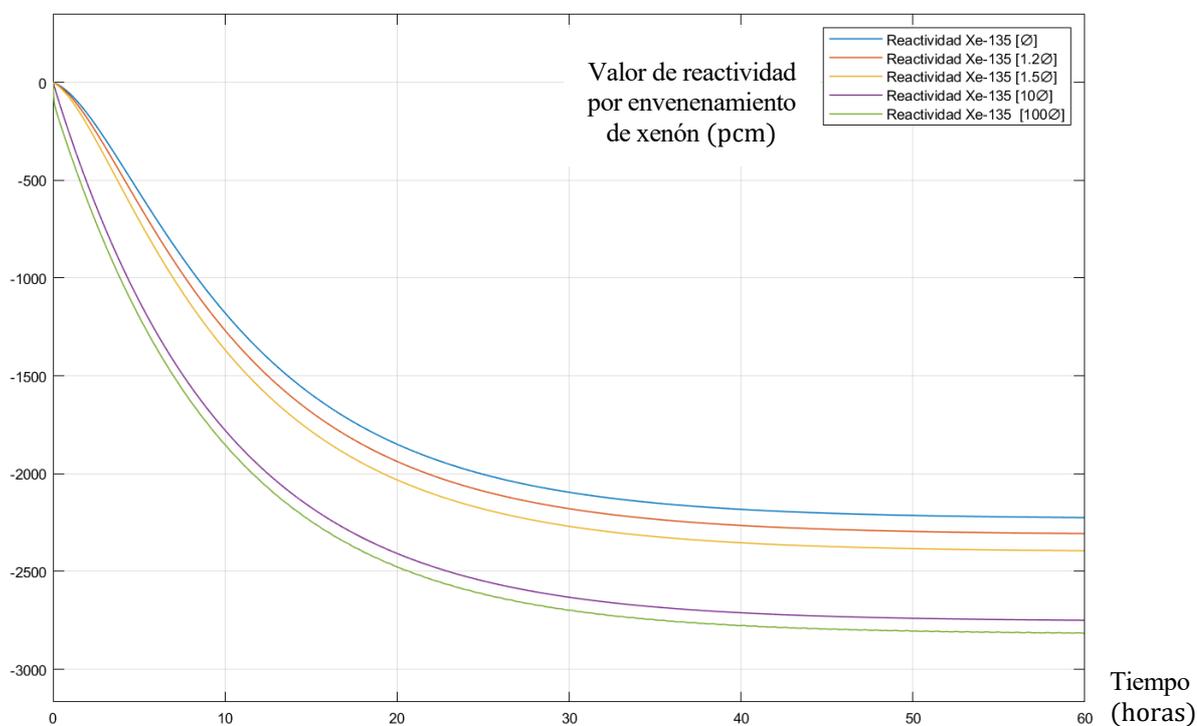


Figura 5.9: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al arrancar reactor para flujos de neutrones elevados

5.3.2 Parada del reactor

En el caso particular de la parada del reactor, consideramos que el flujo pasa del valor medio de 3×10^{13} neutrones/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$), a valer 0, consiguiendo esto mediante la inserción máxima de las varillas de control, es decir, realizando el SCRAM. Las concentraciones de equilibrio previas a la parada serían entonces 1.316×10^{16} núcleos de $\text{I}_{135}/\text{cm}^3$ y 3.972×10^{15} núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$.

Se observa como la concentración de Xe-135 comienza incrementándose y alcanzando un pico máximo de valor 7.51×10^{15} núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$ una vez pasadas aproximadamente 9 horas tras el apagado del reactor.

Cuando comienza a descender el valor de la concentración del xenón 135, se ve que, hasta no haber transcurrido unos 3 días tras la parada del reactor, no se puede considerar que las concentraciones hayan llegado de nuevo a un valor lo suficientemente cercano a 0 como para volver a poder arrancarse el reactor con normalidad.

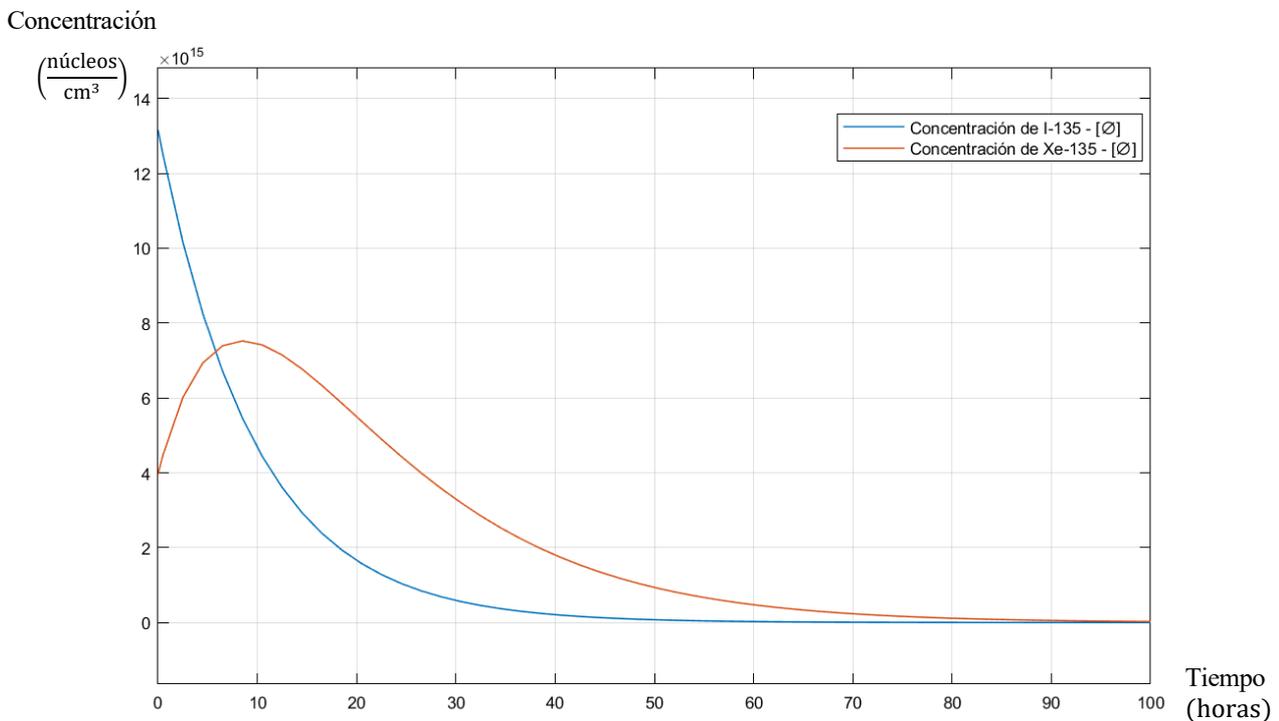


Figura 5.10: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al parar reactor que operaba en equilibrio con flujo de neutrones medio

En la gráfica de la reactividad puede observarse el efecto de pozo de yodo. La reactividad, que se veía disminuida en 2250 pcm por la presencia de Xe-135 antes de realizar la parada, llega a ser reducida en 4200 pcm para el valor máximo de concentración de xenón 135 pasadas las 9 horas desde el apagado. Luego, el valor de reactividad acaba siendo 0 cuando la concentración de xenón 135 presente en el núcleo es eliminada por completo.

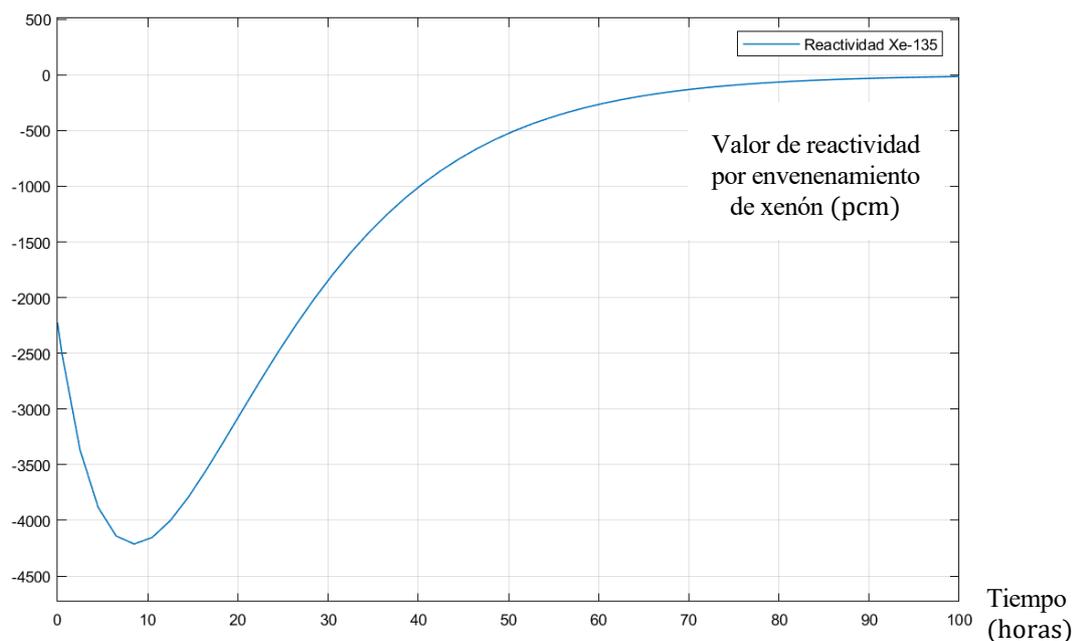


Figura 5.11: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al parar reactor que operaba en equilibrio con flujo de neutrones medio

5.3.2.1 Análisis de la parada para distintos valores de flujo de neutrones

A continuación, se van a analizar una serie de simulaciones para la parada de un reactor nuclear a partir de su funcionamiento en equilibrio a distintos valores de potencia.

Se considerarán distintos valores para el flujo de neutrones del que parte el reactor nuclear. Como en el caso del arranque, estos valores serán: el flujo medio de neutrones térmicos (3×10^{13} neutrones/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$)) y, a partir de este, se considerarán para el resto de las simulaciones el 150 %, el 120 %, el 80 % y el 50 % de dicho valor.

Vemos como el pico de concentración máxima alcanzado por el Xe-135 va tomando valores mayores cuanto mayor fuese la concentración de yodo 135 antes de realizarse el scram, es decir, cuanto mayor fuese el flujo de neutrones previo a la parada, a pesar de que el valor de concentración de equilibrio del xenón 135 no se haya visto a penas modificado y se mantenga entorno a un valor invariable.

	Flujo (neutrones/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$))	Concentración pico de xenón 135 (núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$)
$1.5\bar{\phi}$	4.5×10^{13}	1.04×10^{16}
$1.2\bar{\phi}$	3.6×10^{13}	8.685×10^{15}
$\bar{\phi}$	3×10^{13}	7.52×10^{15}
$0.8\bar{\phi}$	2.4×10^{13}	6.33×10^{15}
$0.5\bar{\phi}$	1.5×10^{13}	4.487×10^{15}

Tabla 5.4: Concentraciones pico del xenón 135 para distintos valores de flujo

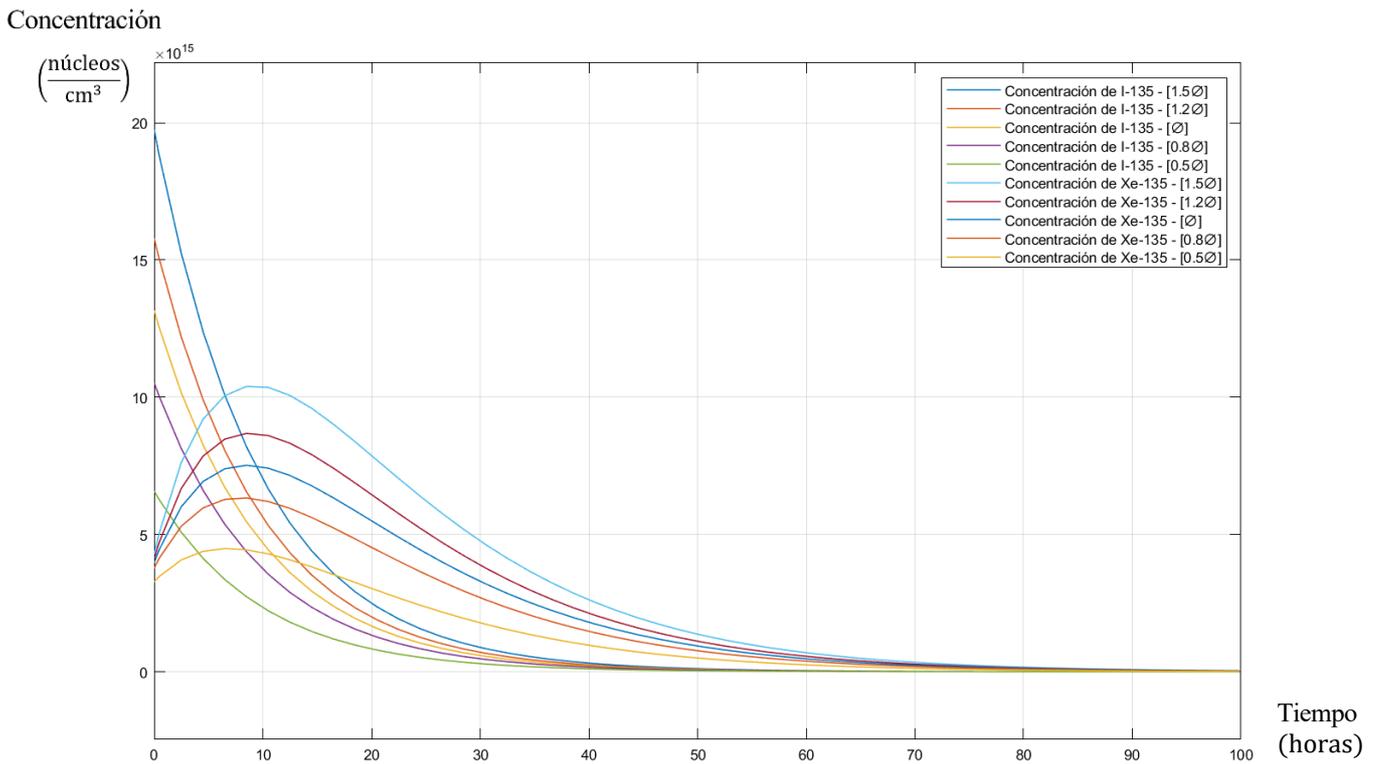


Figura 5.12: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al parar reactor que operaba en equilibrio para distintos valores de flujo

Observamos por tanto que, al igual que la concentración de xenón 135 alcanza un máximo, la reactividad sufrirá a su vez una máxima disminución que será mayor cuanto mayor sea el flujo de neutrones previo a la parada, pudiendo llegar a alcanzar unos valores muy elevados de envenenamiento del reactor.

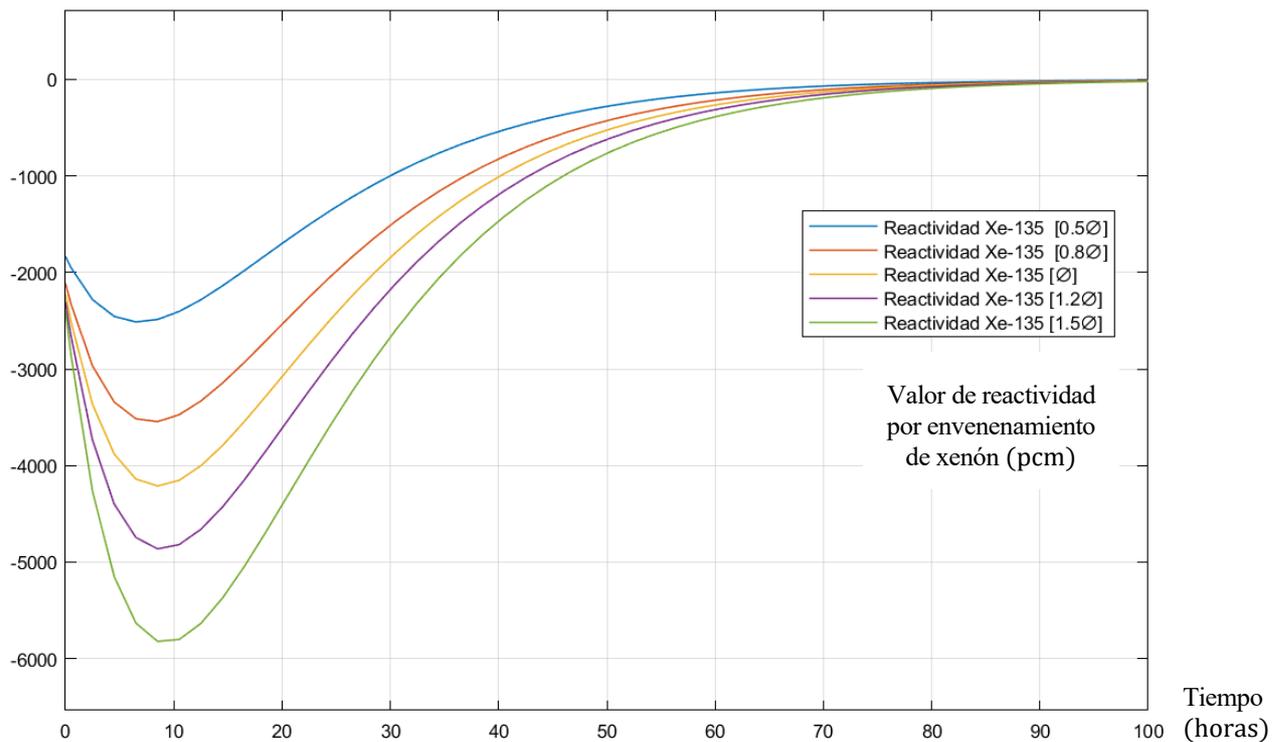


Figura 5.13: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al parar reactor que operaba en equilibrio con distintos valores de flujo

Se observa que, como se comentó en el capítulo anterior, para flujos de neutrones elevados, el pico de concentración de xenón 135 (y con ello la reactividad mínima que se llega a alcanzar) tiene valores mucho más grandes que el que tenían operando en equilibrio.

Por otro lado, para valores de flujo no muy elevados, el efecto de pozo de yodo es prácticamente inapreciable y el pico no alcanzará valores muy distantes a los de equilibrio, pues predomina la eliminación del xenón 135 por decaimiento, antes que por captura de neutrones.

Si se mira el denominador de la ecuación 4.4, el valor de flujo para el cual predominaría la descomposición frente a la absorción de neutrones podría considerarse aquel para el cual el término λ_{Xe} más grande que $\sigma_a^{Xe}\phi$.

$$\lambda_{Xe} \gg \sigma_a^{Xe}\phi$$

$$\phi \ll \frac{\lambda_{Xe}}{\sigma_a^{Xe}}$$

Donde:

$$\frac{\lambda_{Xe}}{\sigma_a^{Xe}} = \frac{0.0753}{2.6 \times 10^{-18} \text{ cm}^2} \frac{\text{s}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}} = 8.04 \times 10^{12} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

Si consideramos flujo lo suficientemente pequeño aquel que fuese 4 veces menor que la relación $\lambda_{Xe}/\sigma_a^{Xe}$, entonces el valor de flujo a partir del cual el efecto de pozo de yodo se considera inapreciable sería en torno a:

$$\phi_{eq} = 2 \times 10^{12} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

5.3.2.1.1 Análisis de la parada para flujos de neutrones elevados

A continuación, se realiza la simulación en la parada del reactor cuando este operaba para flujos de neutrones bastante elevados.

Se añadirán a las simulaciones anteriores, las representaciones para flujos de neutrones de valor 10 y 100 veces el flujo medio de neutrones térmicos.

Se observa cómo, a pesar de que la concentración que mantenía el xenón 135 inicialmente mientras el reactor operaba en equilibrio se mantuviese saturada en su valor límite, el valor de concentración máxima de Xe-135 crece enormemente.

Concentración

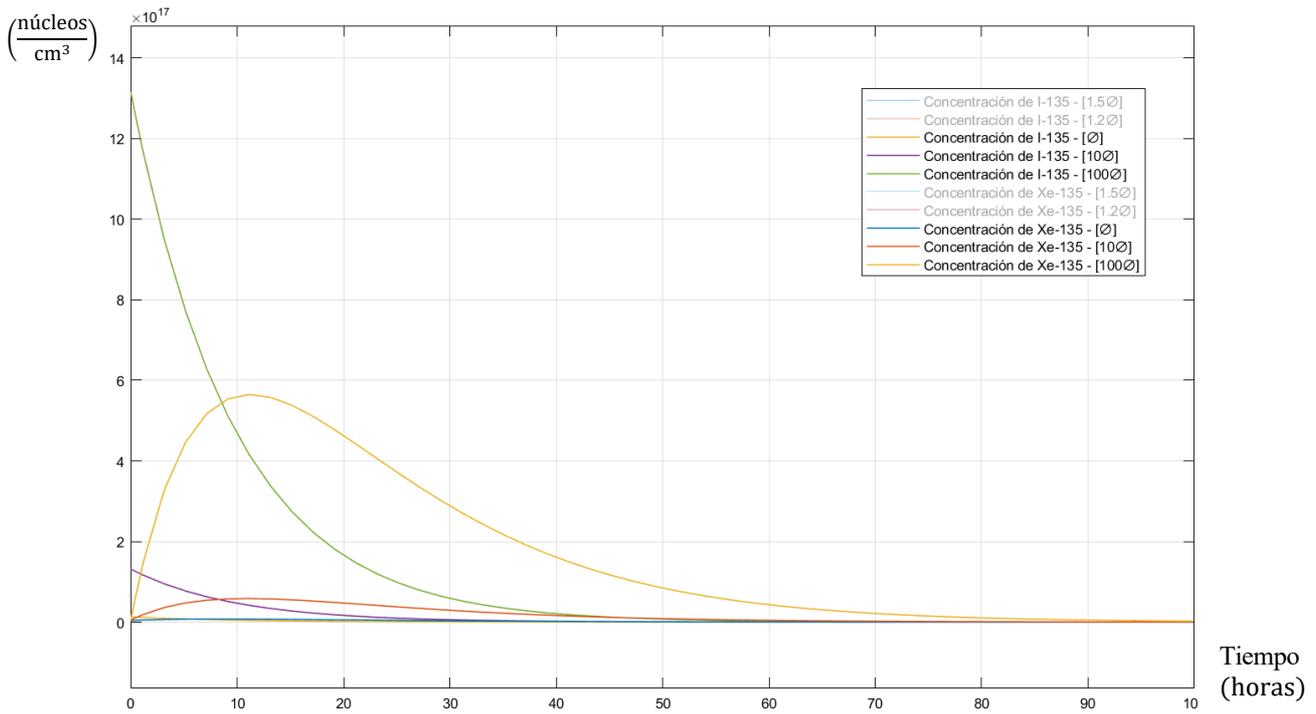


Figura 5.14: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al parar reactor que operaba en equilibrio para flujos de neutrones elevados

Para un flujo 10 veces mayor que el flujo medio, logra alcanzarse un valor pico de 5.84×10^{16} núcleos Xe_{135}/cm^3 , y para un flujo 100 veces mayor que el flujo medio, el valor llega a 5.65×10^{17} núcleos Xe_{135}/cm^3 .

Concentración

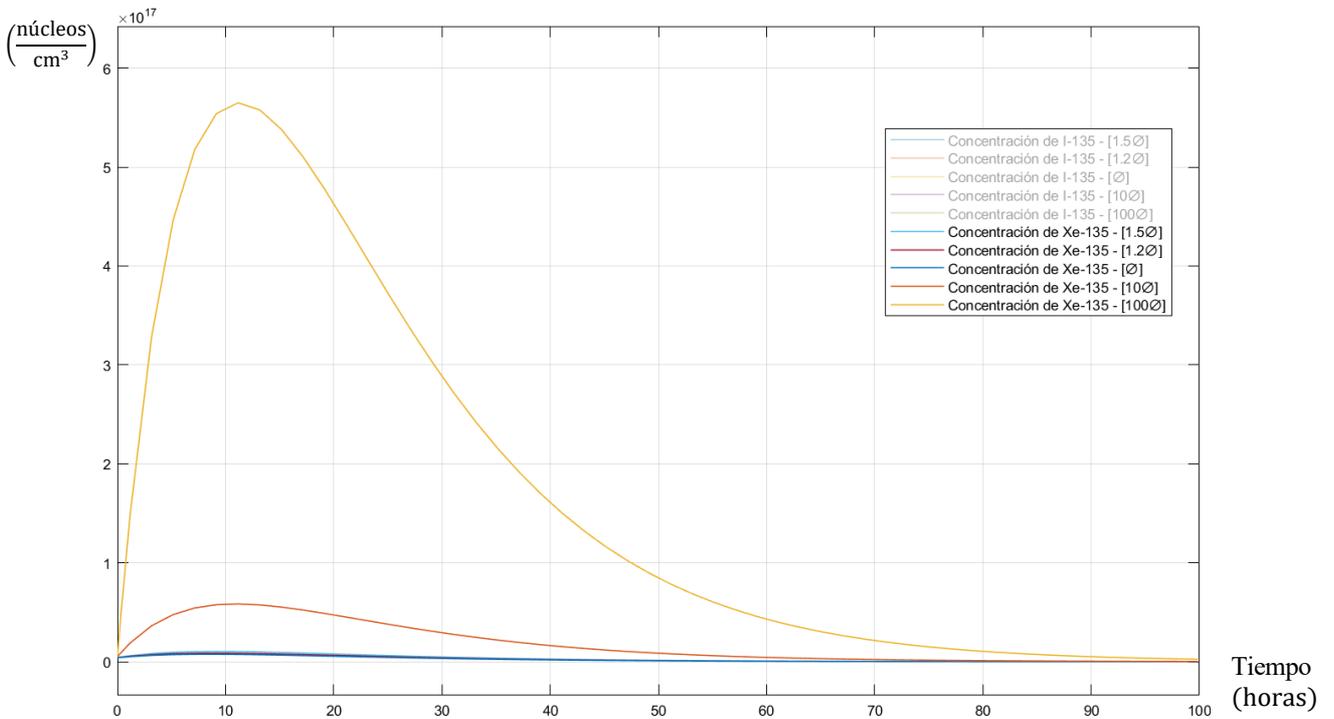


Figura 5.15: Evolución temporal de concentración de xenón 135 al parar reactor que operaba en equilibrio para flujos de neutrones elevados

Si se comparasen, por ejemplo, los valores obtenidos para los casos en que el flujo de neutrones vale 1.5 veces el flujo medio y en el que llega a tomar 100 veces su valor, podría observarse que, la concentración de xenón 135 en equilibrio para un flujo 100 ϕ es un 17% mayor que la que tendría para un flujo 1.5 ϕ . Sin embargo, el valor de concentración máxima que alcanzaría en la parada sería un 5333% mayor^{iv}

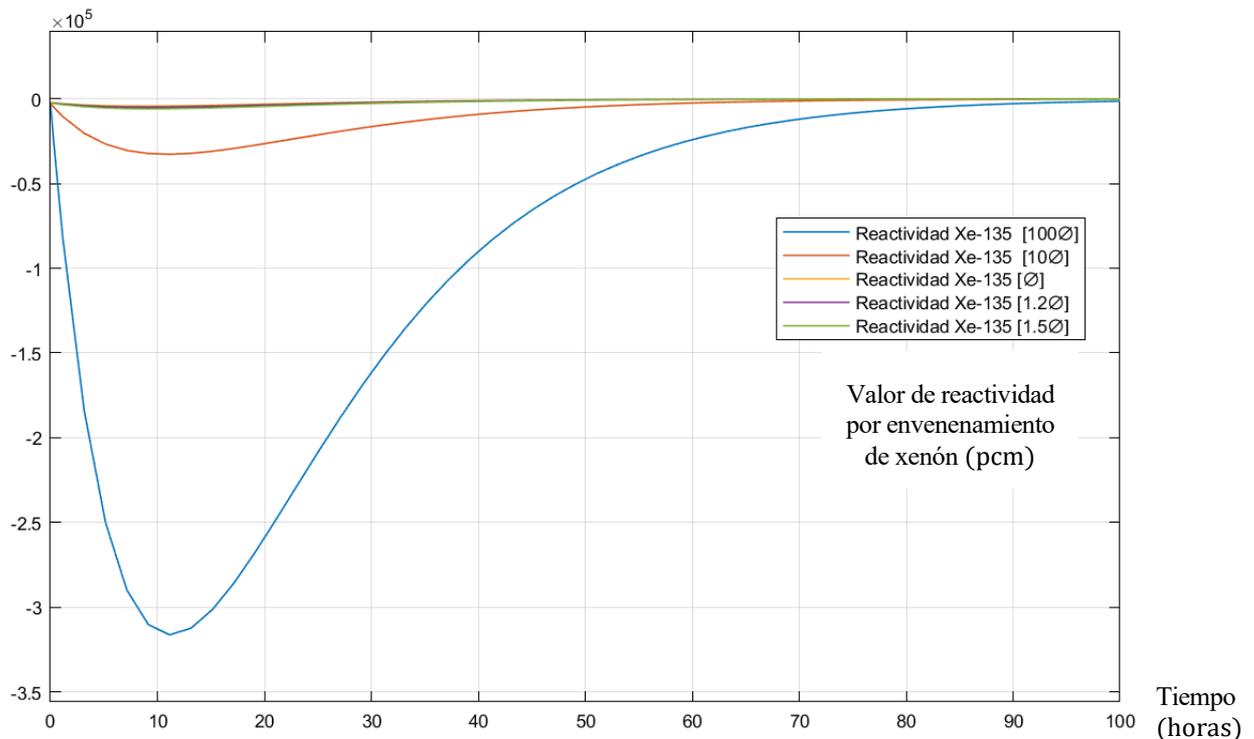


Figura 5.16: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al parar reactor que operaba en equilibrio con valores de flujos elevados

En resumen, aunque la concentración de xenón 135 en el equilibrio se vea a penas modificada con la variación de flujo, el pico de concentración máxima provocado en la parada del reactor puede variar en gran medida, y con ello influir de forma importante en la reactividad del reactor.

5.3.3 Aumento de potencia en el reactor

En este caso, consideramos que se parte del flujo de neutrones medio, 3×10^{13} neutrones/(cm²·s), con las correspondientes concentraciones de I-135 y Xe-135 en equilibrio (1.316×10^{16} núcleos de I₁₃₅/cm³ y 3.972×10^{15} núcleos de Xe₁₃₅/cm³), y simulamos que se dobla el valor de potencia.

Al aumentar la potencia del reactor en $t = 0$, el flujo se incrementa y pasa a valer el doble de su valor normal, 6×10^{13} neutrones/(cm²·s), lo cual provoca el efecto esperado y anteriormente explicado en las concentraciones de ambos isótopos.

Se observa que, por supuesto, el yodo 135 dobla su valor de concentración, pues aumenta proporcionalmente al flujo de neutrones.

Por otro lado, el Xe-135 alcanza el mínimo transcurridas en torno a 3 horas desde la subida de potencia, con un valor 2.885×10^{15} núcleos de Xe₁₃₅/cm³ y comienza a ascender de nuevo llegando al nuevo valor de equilibrio 4.45×10^{15} núcleos de Xe₁₃₅/cm³ transcurridas unas 40-50 horas.

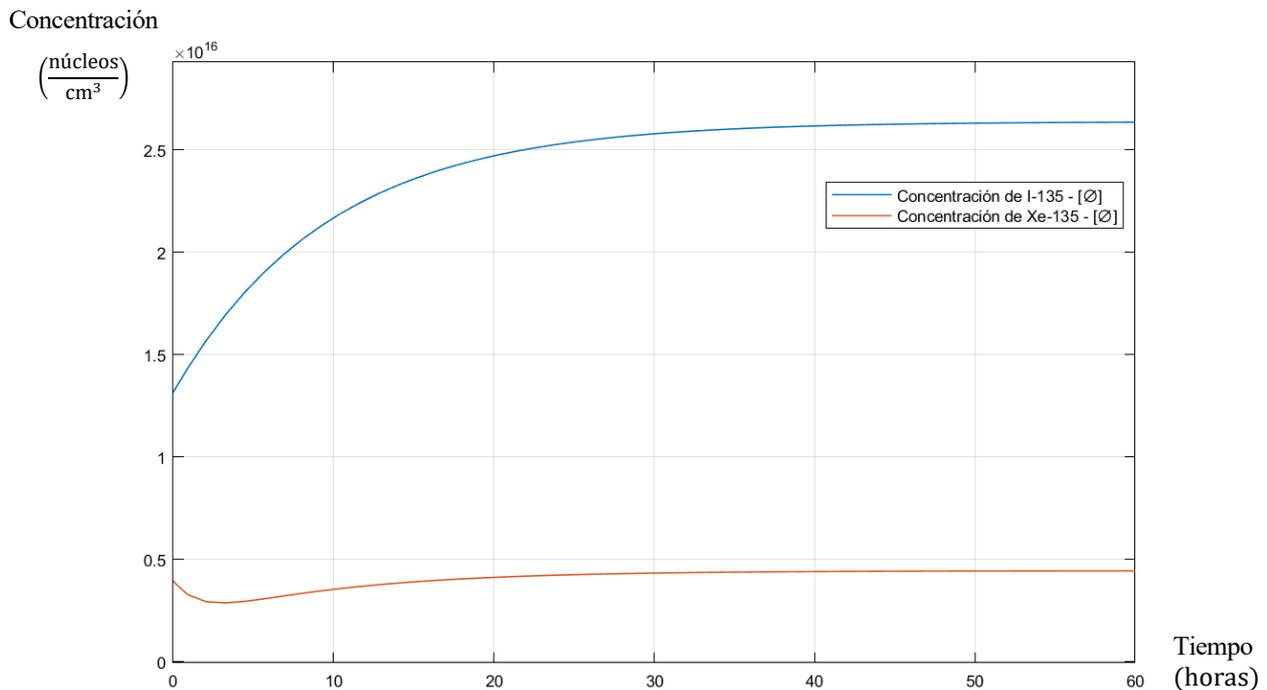


Figura 5.17: Evolución temporal de concentraciones de equilibrio del yodo 135 y xenón 135 al doblar el flujo de neutrones medio

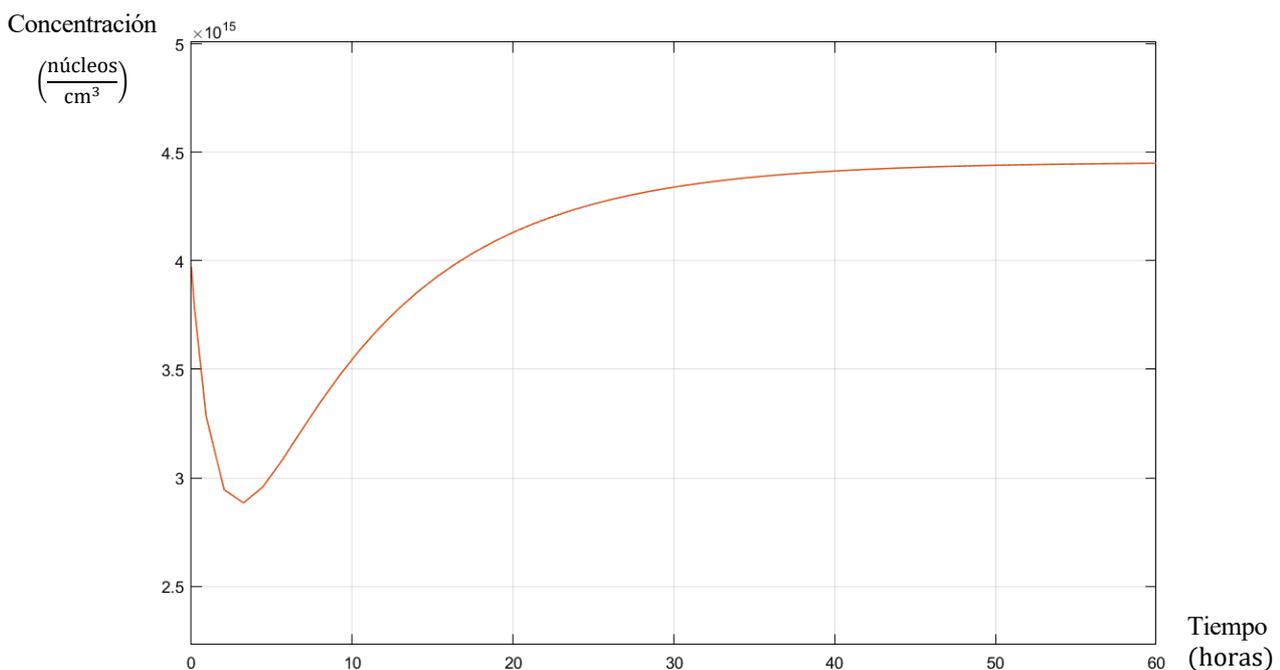


Figura 5.18: Evolución temporal de concentración de equilibrio del xenón 135 al doblar el flujo de neutrones medio

Este pico de concentración mínima afecta a la reactividad de tal forma que hace que esta se vea aumentada en ese instante, dando también lugar un pico de máxima reactividad. Una vez alcanzado el pico, volverá a disminuir, como es sabido, en proporción a la concentración de xenón 135 presente en el núcleo del reactor. Esta subida momentánea de reactividad deberá contrarrestarse con la correspondiente inserción de reactividad negativa para mantenerla constante en todo momento, utilizándose generalmente para ello las varillas de control.

El efecto del xenón 135 que en el instante previo al incremento de potencia disminuía la reactividad en 2220 pcm, pasa a disminuirla cerca de 2500 pcm para el nuevo estado de equilibrio.

En el instante en el que la concentración de xenón 135 es mínima, la reactividad se ve disminuida en 1610 pcm a causa de la presencia del xenón 135.

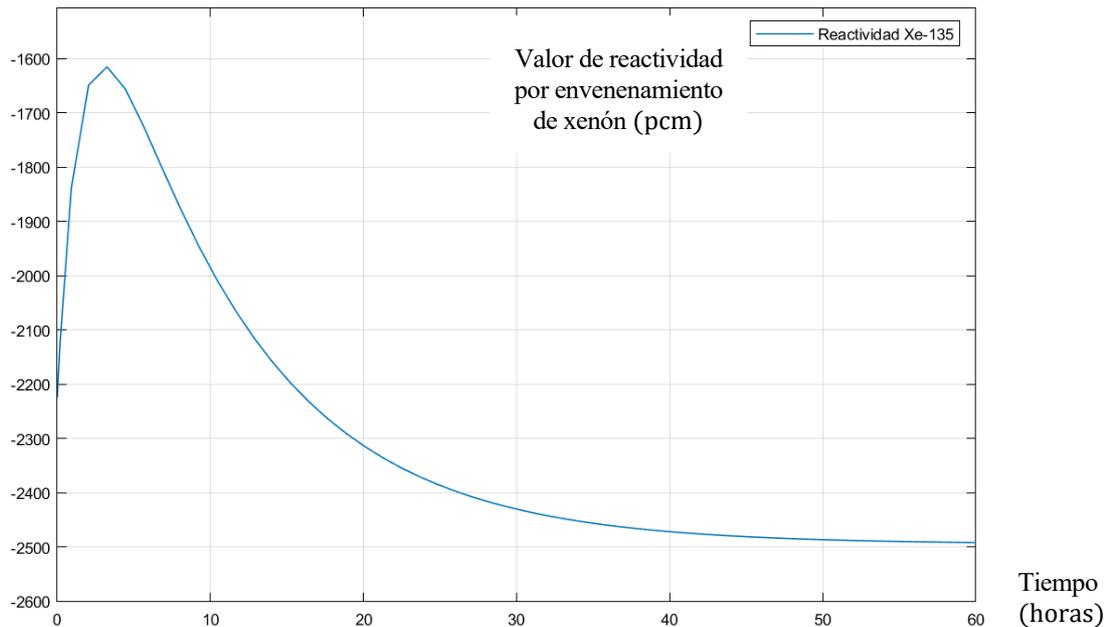


Figura 5.19: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al doblar el flujo de neutrones medio

5.3.4 Disminución de potencia en el reactor

En este caso, se considera que el reactor parte nuevamente de un valor de flujo medio de neutrones, de 3×10^{13} neutrones/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$), (concentraciones de equilibrio de 1.316×10^{16} núcleos de $\text{I}_{135}/\text{cm}^3$ y 3.972×10^{15} núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$). Esta vez se disminuye su potencia hasta un tercio de su valor, logrando mantener un flujo de neutrones de 10^{13} neutrones/($\text{cm}^2 \cdot \text{s}$).

Observamos en el gráfico que, como se ha visto, la concentración de I-135 cae hasta un nuevo valor de equilibrio equivalente a un tercio de la que había en el instante previo a la bajada de potencia.

El xenón 135, por su parte, tras sufrir una subida de concentración y alcanzar su valor máximo de 5.638×10^{15} núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$ transcurridas aproximadamente 6.5 horas desde la bajada de potencia, disminuye su concentración hasta el nuevo valor de equilibrio en 2.827×10^{15} núcleos de $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$.

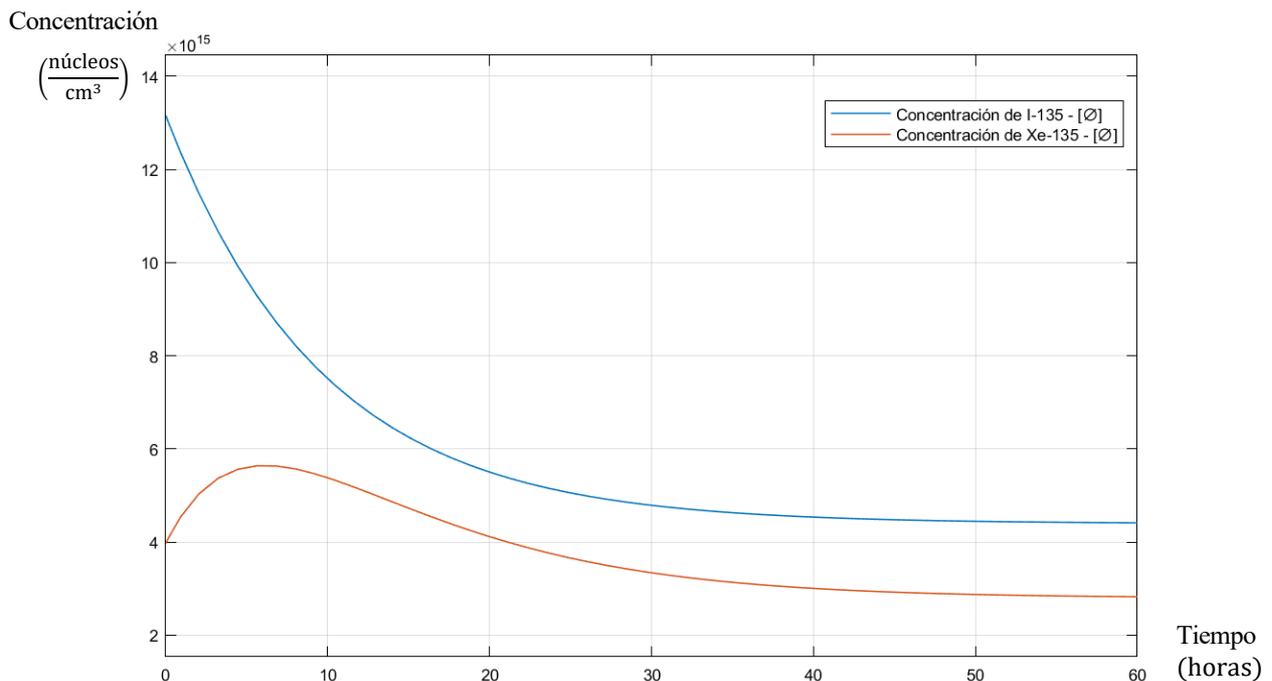


Figura 5.20: Evolución temporal de concentraciones de yodo 135 y xenón 135 al reducir a un tercio el flujo de neutrones medio

Vemos que, al tratarse de un caso de bajada de potencia, la reactividad en el nuevo estado de equilibrio disminuye en 1600 pcm frente a los 2200 pcm en el equilibrio anterior a la bajada de flujo.

Sin embargo, en el instante en el que el Xe-135 se halla presente en su máximo valor de concentración, la reactividad alcanza un pico mínimo donde llega a verse disminuida en 3170 pcm.

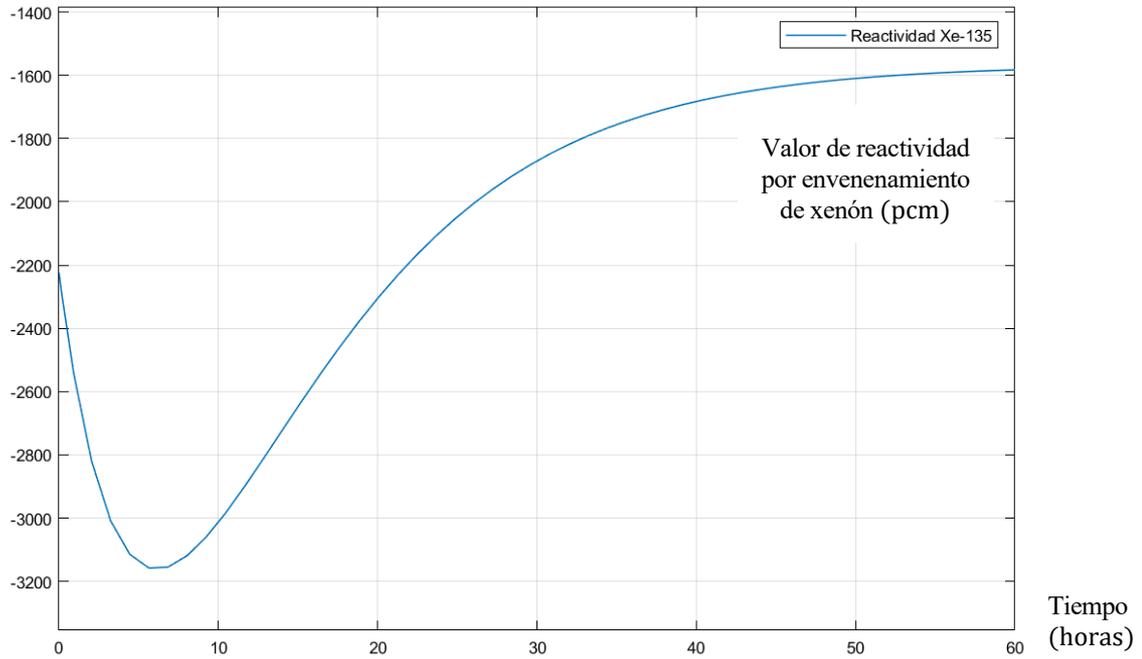


Figura 5.21: Evolución temporal del valor de reactividad por envenenamiento de xenón al disminuir a un tercio el flujo de neutrones medio

6 ENVENENAMIENTO POR XENÓN EN LA HISTORIA

Durante el proyecto Manhattan, al realizar la puesta en marcha del reactor B, se observó que la reacción en cadena se detenía a causa de una fuente de reactividad negativa en el interior del reactor que hasta ese momento se desconocía. Fue así como se descubrió el fenómeno de envenenamiento por xenón, principalmente gracias al científico John Wheeler, quien ya había hablado anteriormente sobre la posibilidad de existencia de productos de fisión que pudiesen actuar como venenos nucleares.

Como se ha podido ver en capítulos anteriores, el envenenamiento por xenón puede tener graves consecuencias y es necesario tenerlo muy en cuenta durante el funcionamiento de un reactor nuclear. No fue esto lo que ocurrió en Chernóbil en 1986, pues vamos a ver cómo, entre otras causas, el envenenamiento por xenón formó parte en el mayor accidente nuclear de la historia.

6.1 Proyecto Manhattan

El proyecto Manhattan fue liderado por Estados Unidos y se llevó a cabo durante la segunda guerra mundial. La finalidad del proyecto era la investigación y creación de bombas atómicas ante la amenaza de que científicos alemanes estuviesen ya trabajando en su desarrollo y preparándose para utilizarlas. Fue un proyecto en el que se invirtió muchísimo tiempo y dinero, pues era primordial para ellos conseguir desarrollar esta arma atómica antes que los alemanes.

6.1.1 Inicio del proyecto

Todo comenzó en agosto de 1939 cuando Albert Einstein escribió una carta al entonces presidente de Estados Unidos, Franklin D. Roosevelt. En dicha carta, Einstein informaba sobre una reciente investigación de las reacciones en cadena utilizando uranio, la cual podía hacer posible la producción de grandes cantidades de energía, y advertía al presidente sobre la posibilidad de que los alemanes estuviesen ya por aquel entonces trabajando en la utilización de dicha forma de producción de energía para la creación de bombas increíblemente potentes. El científico alertaba de la necesidad de que el gobierno de Estados Unidos comenzase también a investigar en esta área.

Ante esta alerta, en 1939 se creó *The Uranium Committee*. Durante 1939 y parte de 1940 la financiación de las primeras investigaciones, mayormente sobre la separación de U-235 y U-238, fueron financiadas por entidades privadas. Con el inicio de la segunda guerra mundial y la presión de los científicos, el gobierno intensificó su participación en estas investigaciones del uranio en 1940, con la creación de *The National Defense Research Committee*, para finalmente, dedicar al uranio la sección uno de *The Office of Scientific Research and Development*.

A su vez, los británicos habían estado trabajando en el desarrollo de una bomba atómica y crearon el comité MAUD, donde se confirmaba la posibilidad de la creación de una bomba atómica e insistían a los Estados Unidos a participar con ellos en esta área ante la amenaza alemana. Finalmente, a comienzos de 1942, el presidente de Estados Unidos accedió a llevar a cabo el proyecto de creación de una bomba atómica con el apoyo de Reino Unido, iniciándose así el proyecto Manhattan.

El proyecto estuvo dividido principalmente en tres áreas: los laboratorios dedicados al desarrollo del diseño de las bombas nucleares se ubicaban en Los Álamos. Por otro lado, Oak Ridge fue la zona elegida para la investigación en la separación de U-235 y U-238, ya que se creía que el U-235 sería el combustible principal de la bomba. En esta zona, además de las respectivas centrales de separación de los isótopos del uranio por los distintos métodos que se estaban investigando, se construyó el primer reactor experimental de producción de plutonio, X-10. En tercer lugar, en Hanford se investigaba el desarrollo de una reacción en cadena sostenida con el fin de producir plutonio 239 a partir de la fisión del uranio 235, pues dicho isótopo podría servir como combustible alternativo para la bomba atómica.

6.1.2 Primer reactor nuclear a escala industrial: Reactor B

En Chicago en 1942, Enrico Fermi y su equipo consiguieron por primera vez la creación de un reactor que sostuviese una reacción en cadena controlada. Sin embargo, el nivel máximo de potencia en el que logró operar fue de 200 W. En Hanford, se planeaba construir un reactor 1.5 millones de veces más potente.

Con la finalidad de la producción de plutonio 239, en febrero de 1943 comenzó la construcción en Hanford, donde el número de trabajadores llegó a alcanzar la cifra de 45000. La zona estaba dividida en tres áreas principales: el área 300, donde se fabricarían los pellets de combustible de uranio para emplear en el reactor, el área 100, zona de construcción de los reactores nucleares en los que se llevaría a cabo el proceso y el área 200, donde tendría lugar la separación de los productos de la reacción con el fin de obtener el plutonio.

El plan tenía como finalidad construir un total de tres reactores nucleares. En un primer momento, se comenzó con la construcción de uno de ellos, el Reactor B, que se convertiría en el primer reactor nuclear a escala industrial del mundo. Su diseño se basaba en el que Fermi fabricó en Chicago y en el primer reactor experimental X-10 creado en Oak Ridge, pero a una escala inmensamente mayor. Debido a su gran tamaño, el diseño tuvo que hacer frente a muchas más dificultades. Fue necesario añadir refrigerante, frente a la ausencia de este en sus predecesores, y se optó por la utilización de agua. También se encapsuló el combustible en aluminio para prevenir su oxidación. Además, fue necesario implementar medidas contra la radiación, como la construcción de mayor número de capas de protección utilizando diferentes materiales a modo de armadura.

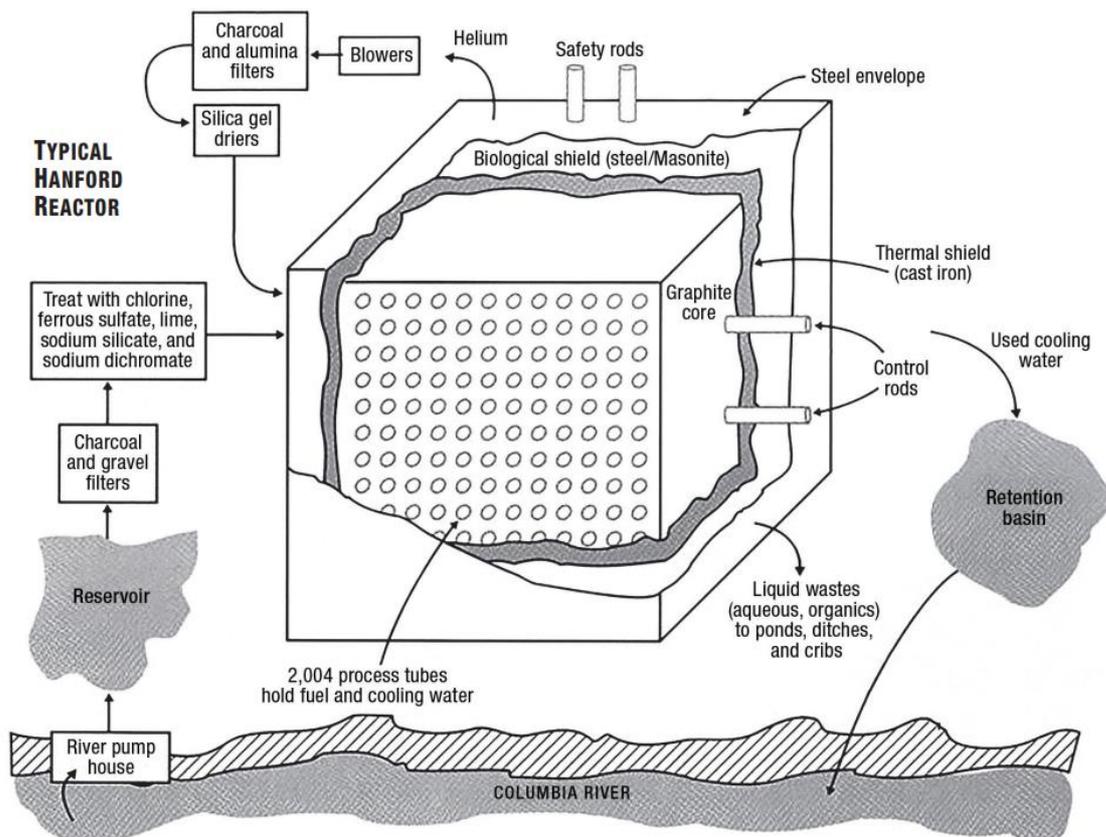


Figura 6.1: Reactor B de Hanford [19]

Tan solo 15 meses después del inicio de su construcción, el Reactor B comenzaba su operación. Fue un proceso increíblemente rápido teniendo en cuenta que se estaba llevando a cabo durante la segunda guerra mundial y sin la ayuda de los ordenadores, todo gracias a los ingenieros, científicos y la buena organización, en gran medida gracias al ingeniero dirigente Leslie R. Groves.

6.1.3 Descubrimiento del fenómeno de envenenamiento por xenón

Tras la primera activación del Reactor B, pasados pocos minutos de la medianoche del 27 de septiembre de 1944, todo pareció funcionar correctamente, y pretendía alcanzarse una potencia de 250 MW. Sin embargo, cuando las varillas de control se iban retirando paulatinamente para incrementar la potencia, habiendo pasado aproximadamente tres horas desde el momento del arranque y con el reactor a una potencia de 9MW, comenzó a disminuir su respuesta ante la retirada de las varillas. A las 18:30 del 27 de septiembre, el reactor se apagó totalmente.

En un primer momento se pensó que podía deberse a una fuga de agua del refrigerante hacia bloque de grafito, pero no pudo encontrarse humedad en él.

Ante lo que estaba ocurriendo, contadores de neutrones fueron insertados entre el combustible, con la finalidad de medir exactamente la cantidad en la que la reactividad se veía disminuida respecto a la criticidad.

La mañana del 28 de septiembre, la potencia comenzó a incrementarse nuevamente, muy despacio. Sobre las 7 de la mañana, la potencia había alcanzado un valor cercano a la mitad de la potencia máxima que consiguió alcanzar en el primer momento tras el arranque. Consiguió alcanzar el máximo una vez transcurridas 12 horas, pero sucedió nuevamente lo mismo, la potencia comenzó a disminuir hasta apagarse.

El científico John Wheeler ya había hablado anteriormente de la posibilidad de que alguno de los productos de fisión con una vida media de algunas horas pudiese descomponerse dando lugar a otro isótopo con gran capacidad de absorción de neutrones y, de esta forma, envenenar la reacción en cadena.

El comportamiento del reactor parecía confirmar dicha hipótesis. Al ponerse en funcionamiento, con el transcurso del tiempo se producía una cantidad suficiente de dicho veneno, cuyo isótopo concreto se desconocía, capaz de absorber neutrones a un ritmo mayor que el de la generación de estos por fisión. Cuando el reactor se apagaba, no había posibilidad de que dicho veneno se siguiese produciendo y, una vez que el isótopo desconocido decaía en otro, el flujo neutrónico lograba reestablecerse.

John Wheeler y sus compañeros científicos podían estimar la sección microscópica de absorción del isótopo desconocido en función del ritmo en el que la reactividad disminuía y su vida media en función del tiempo que el reactor se mantenía apagado.

La mañana del 29 de septiembre, se logró estimar que la vida media de aquel isótopo estaría en torno a las 9.7 horas. Dicha información correspondía a los isótopos de la cadena de desintegración 135 y, entre ellos, en los datos disponibles, pudo observarse que la vida media del yodo 135 era de 6.57 horas y la del xenón 135 de 9.4 horas. Estas cifras encajarían con los tiempos deducidos según el funcionamiento del reactor B.

En Chicago había una serie de reactores experimentales, entre ellos el CP-3, que empleaba agua pesada como moderador y que logró alcanzar una potencia máxima de 300 MW. Los científicos que participaban en la investigación sobre los efectos del xenón 135 en el reactor B llamaron inmediatamente a los científicos de Chicago, quienes decidieron hacer una prueba en el reactor CP-3. La prueba consistió en la medida de la reactividad para distintos instantes en el reactor CP-3, durante su operación durante 12 horas a máxima potencia. Finalmente, las pruebas concluyeron con la obtención de una tasa de decaimiento y sección microscópica eficaz de absorción que podían encajar con el xenón 135. [20]

A finales de noviembre, Fermi notó que la reactividad seguía un complejo patrón durante una larga operación, debido a que los cambios de potencia en el reactor generaban efectos positivos y negativos en la reactividad a causa del xenón 135. Fermi logró estimar que aproximadamente eran necesarios 2004 tubos de combustible finalmente para que se lograra contrarrestar el efecto negativo en la reactividad del xenón 135, frente a los 1500 tubos de combustible que se calcularon necesarios sin considerar dicho fenómeno.

Esta circunstancia hubiera podido suponer tener que volver a fabricar el reactor para que pudiese albergar esta cantidad de combustible. Antes de conocer el fenómeno de envenenamiento por xenón, el número de tubos de combustible que se había considerado necesario para alcanzar el nivel de potencia deseado era de 1500. Sin embargo, ante la advertencia de Wheeler de la posibilidad de que existiese algún producto de fisión capaz de actuar como veneno nuclear y por razones de seguridad, DuPont (empresa que llevaba a cabo gran parte del proceso de construcción de los reactores de Hanford) decidió que se fabricase el bloque de grafito con tubos extra, exactamente el bloque de grafito disponía de 2004 tubos. Gracias a esta acertada decisión, fue posible añadir los pellets de combustible (entre 32 y 35 por cada tubo) sin gran problema. A pesar de eso, tuvieron que

hacerse otras modificaciones para adaptar el reactor a las nuevas condiciones, como la realización de los agujeros extra correspondientes en las tapas delanteras y traseras del reactor, la refrigeración de los tubos que se hallaban más próximos a la periferia o el establecimiento de un sistema formado por 9 varillas de control en lugar de 3, con el fin de garantizar un mayor control de la reactividad en el núcleo del reactor y hacerlo más seguro.

Transcurridos unos meses, exactamente en la navidad de 1944, fue posible extraer los primeros pellets que contenían plutonio. En las semanas posteriores, tras el éxito del reactor B, se lograron poner en marcha dos reactores similares, los reactores D y F. Gracias a ellos logró producirse el suficiente plutonio que sería utilizado como combustible de la primera bomba atómica de plutonio.

Finalmente, el 6 de agosto de 1945, se lanzó sobre Hiroshima la bomba atómica desarrollada con el uranio 235 obtenido en las instalaciones de enriquecimiento de Oak Ridge, conocida por el nombre de “*Little Boy*” y, tres días más tarde, el 9 de agosto de 1945, fue lanzada en Nagasaki la bomba atómica “*Fat Man*”, cuyo combustible estaba formado a base del isótopo plutonio 239 extraído en los reactores nucleares de Hanford.

Aunque el objetivo principal del proyecto Manhattan fuese el desarrollo de armas nucleares, los descubrimientos y avances tecnológicos que se lograron en el área de la energía nuclear son indiscutibles, pues han sido y siguen siendo de gran utilidad para la producción de energía a través de la fisión nuclear.

6.2 Accidente en Chernóbil

En abril de 1986 tuvo lugar el accidente en el reactor nuclear de Chernóbil, ubicado en la actual Ucrania, por aquel entonces perteneciente a la Unión Soviética. El reactor 4 decidió ser sometido a una prueba, cuya finalidad era garantizar que, en caso de una pérdida de suministro eléctrico, el turbogenerador no.8 fuese capaz de proporcionar la electricidad necesaria durante un determinado periodo de tiempo hasta que se activasen los generadores diésel, con el fin de mantener en funcionamiento ciertos sistemas de seguridad, como las bombas de circulación del refrigerante en el reactor.

Las características de diseño del reactor, modelo RBMK-1000, llevaron a que la prueba terminase en una pérdida de control de la reactividad que provocó la explosión del reactor. Además, la prueba estuvo en manos de unos operarios insuficientemente preparados e incapacitados para tomar las necesarias medidas de seguridad.

La cantidad de partículas radiactivas emitidas a causa del accidente fue la mayor de la historia, lo que causó muertes y lesiones por radiación graves en algunos de los trabajadores. Además, cientos de miles de personas tuvieron que ser evacuadas y reubicadas y, en jóvenes que estuvieron expuestos en el momento del accidente, se detectaron en las décadas siguientes miles de casos de cáncer de tiroides. Sin embargo, el número real de muertes y afectados por trastornos, cáncer y otras secuelas que hayan podido ser consecuencia del accidente son desconocidos, pues se hace difícil detectar su relación con la exposición a la radiación y hubo ausencia de información sanitaria por parte de la Unión Soviética.

6.2.1 RBMK-1000

El reactor nuclear que experimentó el accidente en Chernóbil era un RBMK-1000, modelo diseñado por la Unión Soviética entre los años 1964 y 1966, que contaba con bastantes diferencias respecto al resto de modelos de reactores existentes en aquel entonces.

Estos reactores son refrigerados por agua ligera, emplean grafito como moderador de neutrones y tienen canales de combustible individuales. El RBMK es el único modelo de reactor en el mundo que combina el grafito como moderador y el agua como refrigerante. [21]

6.2.1.1 Combustible

El combustible empleado es óxido de uranio, con un enriquecimiento del 2%. Con los canales de combustible aislados, es posible realizar el recambio de combustible durante el funcionamiento del reactor.

6.2.1.2 *Moderador*

El moderador se compone de bloques de grafito que rodean y separan los canales de combustible. El grafito tiene una sección eficaz de absorción menor que el agua ligera, razón por la cual no es necesaria la utilización de un combustible enriquecido en valores superiores al 2%, pues una menor proporción de neutrones son absorbidos por el moderador.

6.2.1.3 *Circuitos de refrigeración*

El agua ligera, utilizada como refrigerante, circula a través de los canales de combustible para eliminar el calor causado por la fisión, y sufre la ebullición en el interior del núcleo.

El reactor se compone de dos circuitos de agua idénticos. Cada circuito está conectado a cuatro bombas (3 de las cuales están normalmente en funcionamiento y 1 que sirve de repuesto en caso de que fuese necesario), dispone de dos separadores de vapor en su parte superior y alimenta a un turbogenerador. De forma que el reactor dispone de un total de 8 bombas, 4 separadores y 2 turbogeneradores.

En los separadores, el vapor pasa a alimentar la turbina para producir electricidad en el generador y, el agua condensada sigue su camino por el circuito para enfriar el núcleo.

6.2.1.4 *Varillas de control*

Las varillas de control utilizan carburo de boro para absorber neutrones y controlar la potencia del reactor. Existen modos de control automático, manual y de emergencia de las varillas.

Las varillas de control poseían una terminación de grafito en su punta, cuya finalidad era evitar la colocación de refrigerante en el hueco creado durante la retirada de las varillas. El diseño con esta característica tenía como consecuencia que, ante la realización del scram partiendo de una situación con las varillas totalmente retiradas, se insertase una reactividad positiva local en la zona inferior del reactor.

El tiempo total de inserción de las varillas de scram partiendo de una situación extracción máxima era de 18 segundos. Esto era principalmente debido a la estrechez entre la varilla y la cavidad en la que se introducía y debido a la actuación del refrigerante como amortiguador.

6.2.1.5 *Coefficiente de vacío positivo*

La proporción de volumen de refrigerante que se presenta en forma gaseosa en el núcleo del reactor (burbujas de vapor en el refrigerante) es conocida como fracción de vacío. Variaciones de la fracción de vacío conllevan una variación en la reactividad, la cual queda determinada por el coeficiente de vacío, y es diferente según las características de cada reactor. [22]

El reactor RBMK tiene un coeficiente de vacío positivo, lo cual indica que un aumento en la proporción de vapor en el núcleo del reactor provoca un aumento en la reactividad. Además, en este tipo de reactores, la proporción en la que un cambio en el coeficiente de vacío influye en la variación total de la potencia de un reactor RBMK es dominante frente al resto de componentes que le afectan.

A una potencia normal de funcionamiento, este coeficiente de vacío positivo se contrarresta con un coeficiente de temperatura del combustible negativo, y el total queda negativo. Sin embargo, a bajas potencias, predomina la positividad del coeficiente de vacío frente al de temperatura del combustible, quedando en este caso positivo el total.

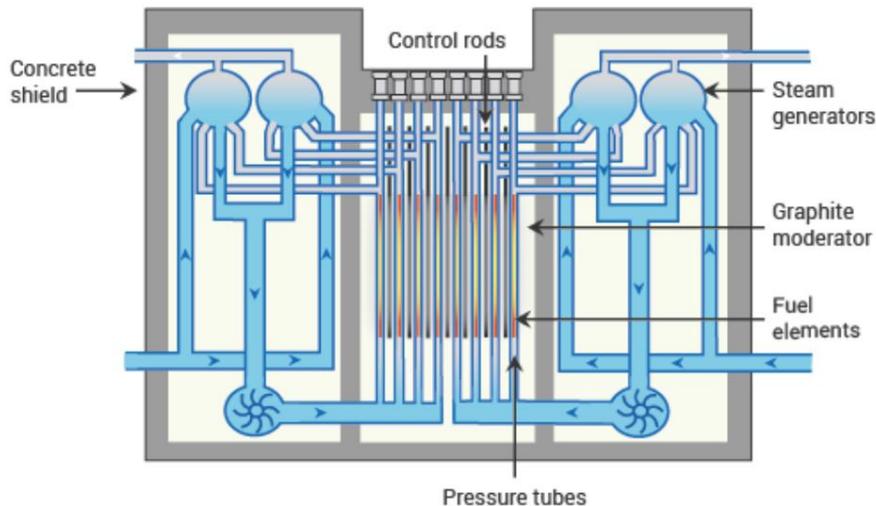


Figura 6.2: Esquema de un reactor RBMK-1000 [21]

6.2.2 Accidente

6.2.2.1 Requerimientos de la prueba

En la planificación de la prueba se establecían una serie de requerimientos para llevarlo a cabo, entre las cuales destacaban [22]:

- Reducción del nivel de potencia del reactor a un valor entre el 22% y 31% de potencia total, es decir a un valor entre 700 y 1000 MW.
- Para prevenir su actuación durante la prueba, se bloquearía el ECCS (Emergency Core Cooling System), sistema cuya finalidad era mantener el núcleo refrigerado en caso de fallos o de pérdida de refrigerante.
- Reorganización de las bombas de circulación, de forma que cuatro estuviesen conectadas al turbogenerador sobre el que se iba a realizar la prueba, y mantener las otras cuatro bombas conectadas a la red externa.
- Corte del suministro de vapor al turbogenerador sobre el que se realizaba la prueba para iniciar la prueba.

6.2.2.2 Descripción de acontecimientos

A la 1:06 del 25 de abril comienza a disminuirse la potencia del reactor hasta la mitad, pasando de 3200 MW a 1600 MW. Esta reducción se hace de forma lenta durante un periodo de 12 horas con la finalidad de mantener equilibradas las concentraciones de xenón que envenenan el núcleo del reactor cuando la potencia disminuye.

La unidad 4 alimentaba con vapor a los turbogeneradores no.7 y no.8. En torno a las 13:00, para la realización de la prueba, el turbogenerador no.7 es desconectado, de forma que se reconfigura el circuito para que 4 bombas queden conectadas al turbogenerador no.8 y las otras 4 a una fuente de potencia externa.

A continuación, se bloquea el ECCS, tal y como estaba contemplado en el programa de la prueba. Sin embargo, ante la necesidad de energía suministrada por la central para satisfacer la demanda, durante un periodo de 9 horas se detiene la reducción de potencia, manteniendo el ECCS desconectado, siendo esto una violación de las normas de seguridad de la planta, pues se prohibía la operación del reactor con dicho sistema desconectado.

A las 23:10 se retomó la disminución de potencia con el fin de alcanzar el nivel necesario para realizar la prueba. Sin embargo, debido al error de un operario durante la desconexión del sistema de control de potencia local automático, esta cae rápidamente hasta 30 MW.

Los operarios tratan de estabilizar de nuevo la potencia hasta los niveles necesarios para llevar a cabo la prueba. La potencia logra ser estabilizada en 200 MW a la 01:00 del 26 de abril. Sin embargo, debido a la caída de potencia sufrida en los instantes anteriores y el transcurso del tiempo operando a baja potencia, la concentración de xenón 135 aumentaba. Por esta causa, la reactividad disminuía y se hacía difícil la subida de potencia del reactor, pues el flujo de neutrones era en gran medida absorbido por el Xe-135.

Los operadores trataban de contrarrestar esta reactividad negativa con la retirada de las varillas, hasta el punto de tener que retirarlas de forma manual más de lo permitido, dejando un margen de reactividad equivalente a 6-8 varillas de control y, superando así el margen de reactividad límite para la operación del reactor, equivalente a unas 16 varillas de control.

A pesar de la incapacidad para aumentar la potencia en el reactor hasta los valores necesarios, se decide continuar con la prueba y, de acuerdo con el plan establecido, en torno a la 01:05 se ponen en funcionamiento las dos bombas de circulación de repuesto de cada uno de los circuitos de refrigerante, de forma que las 8 bombas de las que disponía el sistema se hallaban en funcionamiento: dos bombas de cada circuito de refrigeración estaban conectadas al turbogenerador no.8 para la prueba y las otras cuatro funcionarían en todo momento para refrigerar el núcleo.

Esta configuración de funcionamiento de las bombas estaba programada para un funcionamiento del reactor con los 700 MW adecuados para la realización de la prueba. Sin embargo, con los 200 MW que tenía el reactor en ese momento, tenerlo en funcionamiento con 8 bombas de refrigeración mantenía un flujo de refrigerante que superaba los límites establecidos por la planta. El exceso de flujo provocó que la temperatura del refrigerante fuese cercana a la de saturación y que disminuyese la fracción de vacío en el núcleo, lo cual hizo necesaria una mayor extracción de las varillas de control para mantener el nivel de potencia.

A la 01:19, para evitar un apagado automático, se bloquearon los sistemas de emergencia relacionados a la presión de vapor y nivel de líquido en los separadores, pues se habían visto muy reducidos debido a los valores de flujo. De esta forma, los operarios podían seguir operando sin que tuviese lugar el scram.

Para subir los niveles de líquido, los operarios deciden insertar más cantidad de agua en los circuitos, con un flujo muy por encima del valor nominal, lo cual reduce aún más la producción de vapor y disminuye la temperatura del agua en la zona de entrada al núcleo, disminuyendo la reactividad y haciendo necesaria una mayor extracción de las varillas de control. Los operarios retiraron varillas manuales, ante lo cual el sistema de control automático responde con la introducción de varillas, algo que estaba totalmente prohibido.

Como los parámetros del reactor parecían estables, sobre la 01:22 se decide continuar con la prueba. Se disminuye el flujo de inserción de agua en los circuitos, lo que hace aumentar la temperatura del agua en la zona de entrada al núcleo. Los datos impresos por el ordenador tras la evaluación rápida de la reactividad indicaban que el margen de exceso de reactividad estaba en unos niveles que obligaban a apagar el reactor de inmediato. Sin embargo, este hecho fue ignorado para completar la prueba.

A la 01:23, a 200 MW de potencia, con un valor muy bajo de fracción de vacío, una temperatura de refrigerante cercana a la de saturación y estando el núcleo envenenado por xenón, se cierra la válvula del turbogenerador no.8 y se inicia la prueba. Las cuatro bombas que se hallaban conectadas a este comienzan a disminuir su potencia gradualmente.

Al cerrar el acceso de vapor al turbogenerador no.8, la fracción de vacío del núcleo comienza a aumentar, subiendo así la reactividad. Debido a las condiciones del reactor en el momento del inicio de la prueba, el aumento en la fracción de vacío fue mucho más brusco que bajo condiciones normales de funcionamiento del reactor. Además, con la disminución de flujo en el circuito de refrigeración debido a la desconexión de cuatro bombas, subió aún más la temperatura del agua en la zona de entrada al núcleo.

Habían transcurrido poco más de dos horas desde la brusca reducción de potencia, aún no había pasado tiempo suficiente para estabilizar de nuevo el valor de concentración de xenón 135, que en ese momento envenenaba el reactor y aportaba gran cantidad de reactividad negativa. Tras el incremento de potencia, el xenón 135, comienza a eliminarse rápidamente absorbiendo los neutrones y, como consecuencia, su concentración disminuye de forma de forma veloz y aumenta más la reactividad.

Tan solo 36 segundos después del cierre de la válvula del turbogenerador y ante la gran subida de potencia, se da la orden de pulsar el botón de scram de emergencia. Sin embargo, debido al diseño de las varillas de control con la punta de grafito que insertaba reactividad positiva al inicio del scram y a su velocidad de inserción, no

se logró apagar el reactor, pues ya tenía unos elevados niveles de potencia y estaba totalmente descontrolado.

La temperatura del combustible era muy elevada y llegó a derretirse. También, se deformaron los canales de combustible (razón también pudo dificultar la inserción de las varillas de control al realizar el scram). El combustible entró en contacto con los circuitos de refrigeración e interaccionó con el agua, hasta que finalmente, con el aumento de presión, tuvo lugar la primera explosión que destruyó el techo del edificio del reactor. La segunda explosión, más grave, tuvo lugar 2 o 3 segundos más tarde. [23]

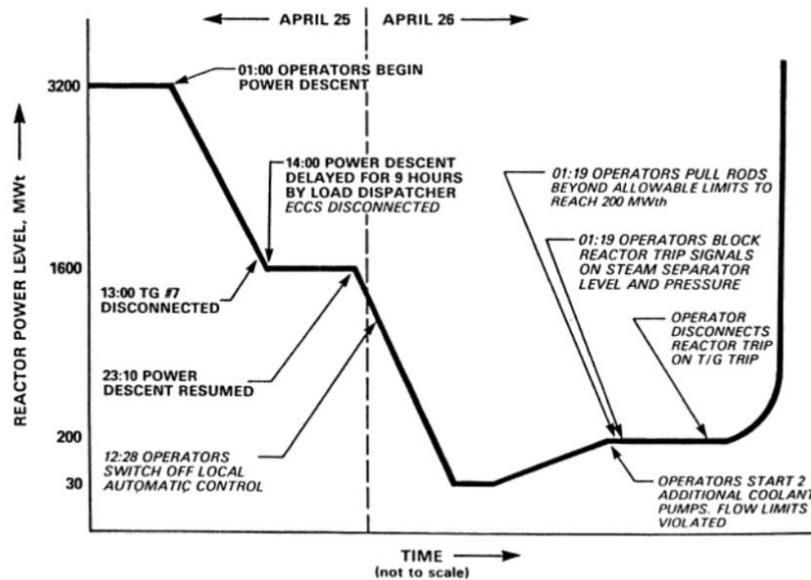


Figura 6.3: Cronología del accidente de Chernóbil (Sheron, 1986)

6.2.2.3 Principales causas del accidente

En general, las causas más importantes que, en mayor o menor medida, influyeron en el accidente de Chernóbil son las siguientes [23]:

- El procedimiento para llevar a cabo la prueba no fue diseñado tomando las medidas de seguridad más apropiadas. La prueba fue dirigida por un experto en el turbogenerador y en el área eléctrica, sin el suficiente conocimiento nuclear y sin supervisión. También se observa en los operarios una actitud inconsciente en sus acciones, superando límites de seguridad establecidos por las normas de funcionamiento de la planta.
- Había un sentimiento de urgencia por completar la prueba, pues si no se hubiese realizado en ese momento, hubiera sido necesario esperar un año para volver a realizarla. La razón por la cual hubiera habido que esperar este tiempo para la repetición de la prueba no fue apropiadamente aclarada por el gobierno ruso.
- La reducción de potencia para la prueba tuvo que ser interrumpida durante un periodo de nueve horas. Este retraso, provocó que las condiciones del núcleo del reactor en el inicio de la prueba fuesen diferentes a los que se habían contemplado. Además, la urgencia de los operarios por realizar la prueba a tiempo podría haberse visto incrementada debido al retraso.
- El ECCS fue desactivado por más de nueve horas cuando la planta estaba funcionando, lo cual estaba totalmente prohibido. Si este sistema hubiese estado operativo, el accidente hubiera sido probablemente menos grave.
- Debido a un error, la potencia fue disminuida rápidamente hasta 30 MW, causando el envenenamiento por xenón del núcleo, que imposibilitaba el aumento de la potencia a los valores de 700-1000 MW especificados como necesarios en el procedimiento para realizar la prueba. La disminución de potencia provocó también una disminución de la proporción de vapor en el núcleo.

- La prueba fue iniciada a una potencia del 6% de la nominal en vez de a una entre el 22 y 31% de la nominal, como era especificado en los procedimientos de la prueba. El funcionamiento de las 8 bombas a esta potencia producía una cantidad de flujo superior al permitido. No se dejaba al agua tiempo suficiente para enfriarse en el circuito, reduciendo así la producción de vapor y provocando que la temperatura del agua en la zona de entrada al núcleo fuese cercana a la de saturación. Bajo estas condiciones, un aumento de la potencia provoca que los huecos de vapor y la reactividad aumenten en una mayor medida de lo usual.
- Bloquear los scrams por nivel de vapor y por nivel de agua en el separador, permitía operar con el reactor en condiciones muy inestables y provocaba una pérdida de sistemas de protección que se basaban en parámetros térmicos.
- Las varillas de control fueron retiradas más allá de los límites permitidos en la planta, con el fin de compensar la reactividad negativa aportada por el envenenamiento por xenón y por ausencia de vapor en el núcleo.

Los operarios no demostraron un adecuado entendimiento de la implicación que sus acciones tenían sobre la seguridad: la realización de la prueba a tan baja potencia, con configuraciones de las varillas de control no permitidas, ante unas condiciones anormales e inestables del núcleo del reactor y manteniendo sistemas de seguridad desactivados. Además, no se tuvo en cuenta el fenómeno de envenenamiento por xenón, el comportamiento de su concentración ante variaciones de potencia y las consecuencias que podrían tener lugar. El comportamiento del xenón 135 era bien conocido tras los descubrimientos que se hicieron durante el proyecto Manhattan y el accidente podría haber sido evitado.

El diseño del modelo de reactor RBMK-1000 tenía características de riesgo alto, que incrementaban las posibilidades de que tuviesen lugar accidentes. Las medidas de seguridad eran insuficientes y los operarios tenían fácil acceso al bloqueo y desbloqueo de sistemas de seguridad. Los reactores RBMK hoy en día son difíciles de encontrar y, tras el accidente de Chernóbil se realizaron modificaciones y mejoras en su diseño con la finalidad de evitar futuros sucesos similares.

7 CONCLUSIONES

A lo largo del trabajo se han explicado conceptos importantes para entender el fenómeno de envenenamiento por xenón en los reactores nucleares. Particularmente, en el primer capítulo se ha introducido el concepto de fisión nuclear y se ha hablado de cómo, para aprovechar la energía producida por la fisión, se utilizan los reactores nucleares, generalmente empleando uranio 235 como combustible, manteniendo en su núcleo una reacción en cadena sostenida y controlada.

En el segundo capítulo, se ha hablado del concepto de sección eficaz, pues es un factor que influye de forma importante en la reactividad, midiendo la probabilidad de interacción entre los neutrones y los distintos isótopos. Su valor depende del tipo de isótopo, de la energía del neutrón incidente y del tipo de interacción (dispersión, captura radiativa, fisión...). Es una característica esencial a tener en cuenta en todos los isótopos que intervienen dentro de los reactores de fisión nuclear, pues influye en el número de neutrones que hay en el núcleo y, con ello, en el número de neutrones que alcanzan a producir fisión en el combustible. De forma que, variaciones en las concentraciones de distintos isótopos en el núcleo del reactor, afectan directamente a la energía producida en el interior del núcleo.

Unos isótopos tienen más tendencia a interactuar con los neutrones que otros. Datos concretos de secciones eficaces para isótopos importantes pueden verse en la tabla 2.1. En el capítulo 3, se han tratado aquellos con gran capacidad de absorción de neutrones, conocidos como venenos nucleares, lo que hace que, para bien o para mal, tengan una alta influencia en la reactividad.

Algunos son introducidos voluntariamente en el interior del reactor para reducir el flujo de neutrones y mantener una reacción en cadena controlada y segura, como pueden ser el boro 10 (en ácido bórico diluido en el moderador), o el gadolinio 155 y gadolinio 157 (introducido directamente en el combustible en su forma natural). Particularmente el boro 10, cadmio 113 o el indio 115 son los principales componentes de las varillas de control. Algunos isótopos como el xenón 135 o el samario 149, aparecen involuntariamente en el núcleo a causa de la fisión.

El xenón 135 ha sido tratado en el capítulo 4, pues su sección eficaz microscópica de absorción es muy elevada y, su presencia en el interior del reactor es considerable, afectando en gran medida a la reactividad.

Conociéndose las posibles formas de producción y eliminación de xenón 135 y de su átomo padre, yodo 135, las ecuaciones diferenciales que determinan la evolución de las concentraciones de estos dos isótopos son deducidas en el cuarto capítulo (ecuaciones 4.1 y 4.2).

Cuando el reactor está funcionando en equilibrio, las tasas de producción y eliminación son iguales tanto para el yodo 135 como para xenón 135, y sus concentraciones se consideran invariables, de forma que la presencia de xenón 135 afecta a la reactividad en una cantidad constante.

La concentración de equilibrio del yodo 135 (ec. 4.3) es proporcional al flujo del reactor, mientras que la concentración de equilibrio para el xenón 135 (ec. 4.4) con el aumento del flujo tiende a un valor de saturación invariable aunque siga aumentando el flujo del reactor (ec. 4.10). Se comprueba en el capítulo 5 que para un reactor en funcionamiento con un enriquecimiento del combustible del 3% este valor de saturación estará en torno a 5×10^{15} núcleos $\text{Xe}_{135}/\text{cm}^3$, y aportará un valor de reactividad negativa alrededor de 2800 pcm.

Con las simulaciones mostradas en el capítulo 5, realizadas con Simulink (Matlab), ha podido observarse para valores de flujos concretos y ante variaciones de este, el comportamiento de la concentración del Xe-135 y de su valor de reactividad ante subidas y bajadas de potencia, y particularmente durante el arranque y la parada del reactor. Con ellas se han comprobado, entre otras cosas, la dependencia de la dimensión del pozo de yodo del flujo previo a la parada y la tendencia de la concentración de xenón a un valor de saturación.

Se puede concluir, ante el resultado de las simulaciones, que el comportamiento del xenón 135 es muy importante a tener en cuenta cuando se producen variaciones de potencia, pues puede llegar a afectar en importante medida a la reactividad y debe ser bien conocido para controlarla.

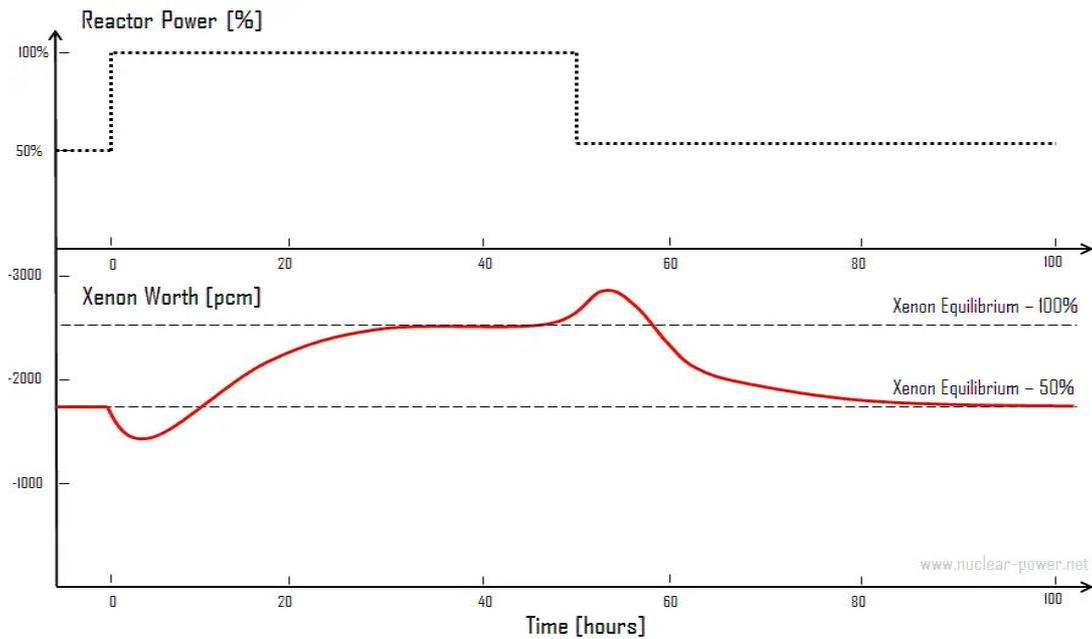


Figura 7.1: Comportamiento del valor de reactividad del Xe-135 ante variaciones de potencia [7]

Una subida de potencia conllevará el alcance de un mínimo de concentración de Xe-135 y de la reactividad negativa que aporta, siendo necesaria la introducción de las varillas de control en la medida apropiada para controlar la reactividad, hasta que el Xe-135 alcance de nuevo el valor de equilibrio. En el arranque, ante la ausencia de Xe-135, este mínimo no tiene lugar, pero es necesaria la presencia de ácido bórico extra en los primeros instantes cuando el Xe-135 aún no ha sido formado, para contrarrestar la ausencia de reactividad negativa. Durante la puesta en marcha del Reactor B en el proyecto Manhattan, aún no se conocía el gran efecto de este isótopo sobre la reactividad total, descubriéndose por una gran disminución de potencia que provocaba el apagado del reactor, el fenómeno de envenenamiento por xenón.

En las simulaciones se observa cómo, ante bajadas de potencia, y particularmente en la parada del reactor, se produce un pico de concentración máxima de xenón 135, y con ello un momento de gran disminución de la reactividad (pozo de yodo), siendo este de mayor dimensión cuanto más elevado sea el flujo previo a la parada. Puede producirse un impedimento de arranque por envenenamiento de xenón si la reactividad negativa debida a la presencia de dicho isótopo imposibilita su funcionamiento, ni aun teniendo el total de las varillas retiradas. Se considera que el veneno ha sido eliminado transcurridos unos tres días desde la parada, aproximadamente 7 veces la vida media del Xe-135.

Las concentraciones en el caso particular de la parada han sido deducidas en las ecuaciones 4.7 y 4.8, pues ante la ausencia de flujo de neutrones, quedan bastante simplificadas. Con la expresión 4.9 es posible obtener el tiempo en el que se produce el máximo de concentración de Xe-135.

En el accidente de Chernóbil se llevó a cabo una gran disminución de potencia que provocó el envenenamiento por xenón, impidiendo la subida hasta la potencia necesaria para la realización de la prueba. Sin embargo, los operarios no tuvieron en cuenta este fenómeno, y llegaron a tener el reactor en funcionamiento en unas condiciones de alta inestabilidad, con un diseño de reactor sin las suficientes medidas de seguridad y con alto riesgo de accidente.

El envenenamiento por xenón es un fenómeno delicado que, como se ha podido ver en este documento, es inevitable en los reactores nucleares y afecta a su reactividad de manera importante, es por ello por lo que ha de tenerse siempre en cuenta a la hora de realizar cualquier maniobra en un reactor nuclear, pues si no se tiene en consideración puede tener graves consecuencias.

REFERENCIAS

- [1] M Olmo R Nave, «HyperPhysics,» Georgia State University, [En línea]. Available: <http://hyperphysics.phy-astr.gsu.edu/hbasees/hframe.html>.
- [2] «FISPACT-II,» UK Atomic Energy Authority, [En línea]. Available: <https://fispact.ukaea.uk/nuclear-data/fission-yields/>.
- [3] Bill Garland, «Neutron Interactions, Nuclear Engineering,» [En línea]. Available: www.nuceng.ca.
- [4] Elmer E. Lewis, «2. Neutron Interactions,» de *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, 2008, pp. 29-56.
- [5] «JANIS Web, JEFF 3.3,» [En línea]. Available: <https://www.oecd-nea.org/janisweb/>.
- [6] Weston M. Stacey, «Neutron Chain Fission Reactors,» de *Nuclear Reactor Physics*, 2007, pp. 33-42.
- [7] «Nuclear Power,» [En línea]. Available: <https://www.nuclear-power.com/>.
- [8] Elmer E. Lewis, «10. Long-Term Core Behavior,» de *Fundamentals of Nuclear Reactor Physics*, 2008, pp. 243-250.
- [9] Weston M. Stacey, «Samarium and xenon,» de *Nuclear Reactor Physics*, 2007, pp. 211-217.
- [10] Serge Marguet, «Xenon physics,» de *The physics of nuclear reactors*, 2017.
- [11] César Queral, *Combustible nuclear y venenos consumibles*, ETSI Minas, UPM: Departamento de sistemas energéticos, p. 18.
- [12] Wikipedia, «Veneno nuclear,» [En línea]. Available: https://es.wikipedia.org/wiki/Veneno_nuclear#cite_note-2.
- [13] John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta, «Control Rods and Chemical Shim,» de *Introduction to Nuclear Engineering*, 2001, pp. 348-365.
- [14] John R. Lamarsh, Anthony J. Baratta, «Fission product poisoning,» de *Introduction to Nuclear Engineering*, 2001, pp. 376-383.
- [15] Paul Reuss, «11. Poisoning by fission products,» de *Neutron Physics (Génie Atomique)*, 2008, pp. 297-319.
- [16] «International Atomic Energy Agency,» [En línea]. Available: [https://ansn.iaea.org/Common/documents/Training/TRIGA%20Reactors%20\(Safety%20and%20Technology\)/chapter2/physics143.htm](https://ansn.iaea.org/Common/documents/Training/TRIGA%20Reactors%20(Safety%20and%20Technology)/chapter2/physics143.htm).
- [17] D.L. Aldama, M.R. Gual, «Determination of the control rod worth for research reactors,» *Nuclear Technology Center (CTN), Nuclear Energy Agency (AEN)*.

- [18] «United States Nuclear Regulatory Commission, Reactor Physics Review».
- [19] J. L. Brown, «Secret Weapon: The Hanford B Reactor,» *Civil Engineering*, pp. 40-43, Noviembre 2015.
- [20] Richard G. Hewlett; Oscar E. Anderson, JR., «The New World 1939/1946,» de *Volume I A History of the United States Atomic Energy Commission*, The Pennsylvania State University Press, 1962, pp. 305-308.
- [21] World Nuclear Association, «RBMK Reactors,» [En línea]. Available: <https://world-nuclear.org/information-library/nuclear-fuel-cycle/nuclear-power-reactors/appendices/rbmk-reactors.aspx>.
- [22] International Nuclear Safety Advisory Group, «The Chernobyl Accident: Updating of INSAG-1; INSAG-7,» IAEA, Vienna, 1992.
- [23] Multiple Authors, «Report on the Accident at the Chernobyl Nuclear Power Station,» U. S. Nuclear Regulatory Commission, Washington D.C., 1987.
- [24] J. Wheeler, Interviewee, *John Wheeler's Interview*. [Entrevista]. 12 Septiembre 1965.
- [25] B Reactor Museum Association, «Reactor Operations,» de *Historic American Engineering Record B Reactor (105-B Building) HAER No. WA-164*, 2001, pp. 65-96.
- [26] F.G. Gosling, «The Manhattan Project: Making the Atomic Bomb,» *United States department of Energy*, January 1999.
- [27] World Nuclear Association, «Chernobyl Accident 1986,» [En línea]. Available: <https://world-nuclear.org/information-library/safety-and-security/safety-of-plants/chernobyl-accident.aspx>.
- [28] NEA, Nuclear Energy Agency, «Chernobyl: Chapter I. The site and accident sequence,» [En línea]. Available: https://www.oecd-nea.org/jcms/pl_28271/chernobyl-chapter-i-the-site-and-accident-sequence.
- [29] «U.S. Department of Energy, Depleted UF6 Management Information Network,» [En línea]. Available: <https://web.evs.anl.gov/uranium/guide/ucompound/propertiesu/dioxide.cfm>.
- [30] Wikipedia, «Envenenamiento por Xenón,» [En línea]. Available: https://es.wikipedia.org/wiki/Envenenamiento_por_xen%C3%B3n.
- [31] Wikipedia, «Isótopos Xenón,» [En línea]. Available: https://es.wikipedia.org/wiki/Anexo:Is%C3%B3topos_de_xen%C3%B3n.
- [32] Wikipedia, «Neutron cross-section,» [En línea]. Available: https://en.wikipedia.org/wiki/Neutron_cross_section.

ⁱ El coeficiente de temperatura del moderador mide la cantidad en la que se ve afectada la reactividad en función de la variación de la temperatura del moderador. Cuando la temperatura del moderador se incrementa, tanto la densidad del moderador como la densidad del ácido bórico en el núcleo del reactor disminuyen. Esta disminución de ácido bórico afectará positivamente a la reactividad. Cuanto menor sea la concentración de ácido bórico presente en el moderador, menor será la disminución de su densidad en el interior del núcleo ante una subida de temperatura del moderador y menor será la cantidad en la que afecta positivamente a la reactividad. De esta forma, el coeficiente de temperatura del moderador será más negativo que para menores concentraciones de ácido bórico en el moderador.

ⁱⁱ Cálculo de la sección eficaz macroscópica del combustible, considerando que el combustible sea dióxido de uranio (UO_2), donde el uranio está enriquecido al 3% (3% U-235, 97% U-238): [7]

$$\sigma_f^{\text{U}235} = 583 \text{ barnios} = 583 \times 10^{-24} \text{ cm}^2$$

$$M_U = 0.03 \times 235 + 0.97 \times 238 = 237.91 \frac{\text{g de U}}{\text{mol}}$$

$$M_{\text{UO}_2} = 237.91 + 2 \times 16 = 269.91 \frac{\text{g de UO}_2}{\text{mol}}$$

$$\rho_{\text{UO}_2} = 5 \frac{\text{g de UO}_2}{\text{cm}^3} [29]$$

$$\rho_{\text{U}235} = 0.03 \times \rho_{\text{UO}_2} \frac{M_U}{M_{\text{UO}_2}} = 0.03 \times 5 \times \frac{237.91}{269.91} = 0.1322 \frac{\text{g de U}_{235}}{\text{cm}^3}$$

$$N_{\text{U}235} = \rho_{\text{U}235} \frac{N_{\text{AVOGADRO}}}{M_{\text{U}235}} = 0.1322 \times \frac{6.022 \times 10^{23}}{235} = 3.3877 \times 10^{20} \frac{\text{átomos de U}_{235}}{\text{cm}^3}$$

$$\Sigma_f = \sigma_f^{\text{U}235} \cdot N_{\text{U}235} = 583 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \times 3.3877 \times 10^{20} \frac{\text{átomos de U}_{235}}{\text{cm}^3} = 0.1975 \text{ cm}^{-1}$$

ⁱⁱⁱ Cálculo del flujo de neutrones térmicos medio en un reactor en funcionamiento normal: [7]

El flujo de neutrones en un reactor nuclear es una variable que depende de muchos aspectos, entre ellos: la cantidad de combustible disponible, la potencia del reactor, el envenenamiento del reactor, el estado del moderador: temperatura, porcentaje de vacío... Por tanto, con el cambio de cualquiera de estos factores, el flujo de neutrones en el reactor se ve modificado.

Sin embargo, en un reactor nuclear cuyo funcionamiento se evalúa sin variar la potencia y en un periodo de tiempo relativamente corto, es decir, que tenga una duración de días o semanas, el flujo medio de neutrones puede considerarse constante.

Se supone que en un corto periodo la variación en la cantidad de combustible disponible es insignificante. Si el tiempo considerado fuese más largo, no podría realizarse esta consideración pues, debido a las fisiones que suceden en el combustible, las densidades de isótopos fisibles disponibles disminuyen y sería necesaria un lento y controlado aumento del flujo de neutrones para mantener el reactor al nivel de potencia deseado.

La potencia de un reactor cumple que $P = \phi \Sigma_f E_r V = \phi N_{U235} \sigma_f^{U235} E_r V$

Entonces, para el cálculo del flujo de neutrones: $\phi = \frac{P}{N_{U235} \sigma_f^{U235} E_r V}$

Donde:

P: potencia térmica del reactor.

$N_{U235} V$: átomos de U-235 en el volumen total del núcleo del reactor.

σ_f^{U235} : sección microscópica eficaz de fisión del U-235 (583 barns).

E_r : Energía recuperable media por fisión de U-235 (200.7 MeV/fisión).

Un reactor PWR típico contendría en torno a 157 elementos de combustible con unos 500 kg de uranio enriquecido al 3% en cada uno de ellos. Considerando que su potencia podría estar alrededor de los 3400 MW, podríamos obtener:

Átomos de U-235 que hay en el núcleo del reactor:

$M_U^{\text{core}} = 157 \text{ elementos} \times 500 \frac{\text{kg U}}{\text{elemento}} = 78500 \text{ kg U en el núcleo del reactor (core).}$

$N_{U235}^{\text{core}} = 0.03 \frac{\text{g } U_{235}}{\text{g U}} \times 78500 \times \text{g U} \times \frac{1 \text{ mol } U_{235}}{235 \text{ g } U_{235}} \times \frac{6.022 \times 10^{23} \text{ átomos } U_{235}}{1 \text{ mol } U_{235}} = 6.035 \times 10^{27} \frac{\text{átomos } U_{235}}{\text{core}}$

Flujo de neutrones medio:

$$\bar{\phi} = \frac{P}{N_{U235}^{\text{core}} \sigma_f^{U235} E_r} = \frac{3400 \text{ MW} \times \frac{10^6 \text{ W}}{\text{MW}} \times \frac{1 \text{ eV}}{1.6 \times 10^{-19} \text{ W} \times \text{s}} \times \frac{1 \text{ MeV}}{10^6 \text{ eV}}}{6.035 \times 10^{27} \frac{\text{átomos } U_{235}}{\text{core}} \times 583 \times 10^{-24} \text{ cm}^2 \times 200.7 \frac{\text{MeV}}{\text{fisión}}} = 3 \times 10^{13} \frac{\text{neutrones}}{\text{cm}^2 \cdot \text{s}}$$

^{iv} Diferencia entre valores de concentración de equilibrio de Xe-135 para 100 ϕ y 1.5 ϕ :

$$\Delta N_{Xe}^{\text{eq}} = 5 \times 10^{15} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3} - 4.275 \times 10^{15} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3} = 7.25 \times 10^{14} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3}$$

~ 17% mayor

Diferencia entre valores de concentración máxima de Xe-135 tras la parada para 100 ϕ y 1.5 ϕ :

$$\Delta N_{Xe}^{\text{max}} = 5.65 \times 10^{17} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3} - 1.04 \times 10^{16} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3} = 5.546 \times 10^{17} \frac{\text{núcleos de Xe}_{135}}{\text{cm}^3}$$

~ 5333% mayor