



Tecnologías nucleares

Antonio González Fernández
Departamento de Física Aplicada III
Universidad de Sevilla

Parte 2: Neutrones y energía en un reactor nuclear

Cada nueva fisión libera energía de diversas formas

Cada fisión libera energía

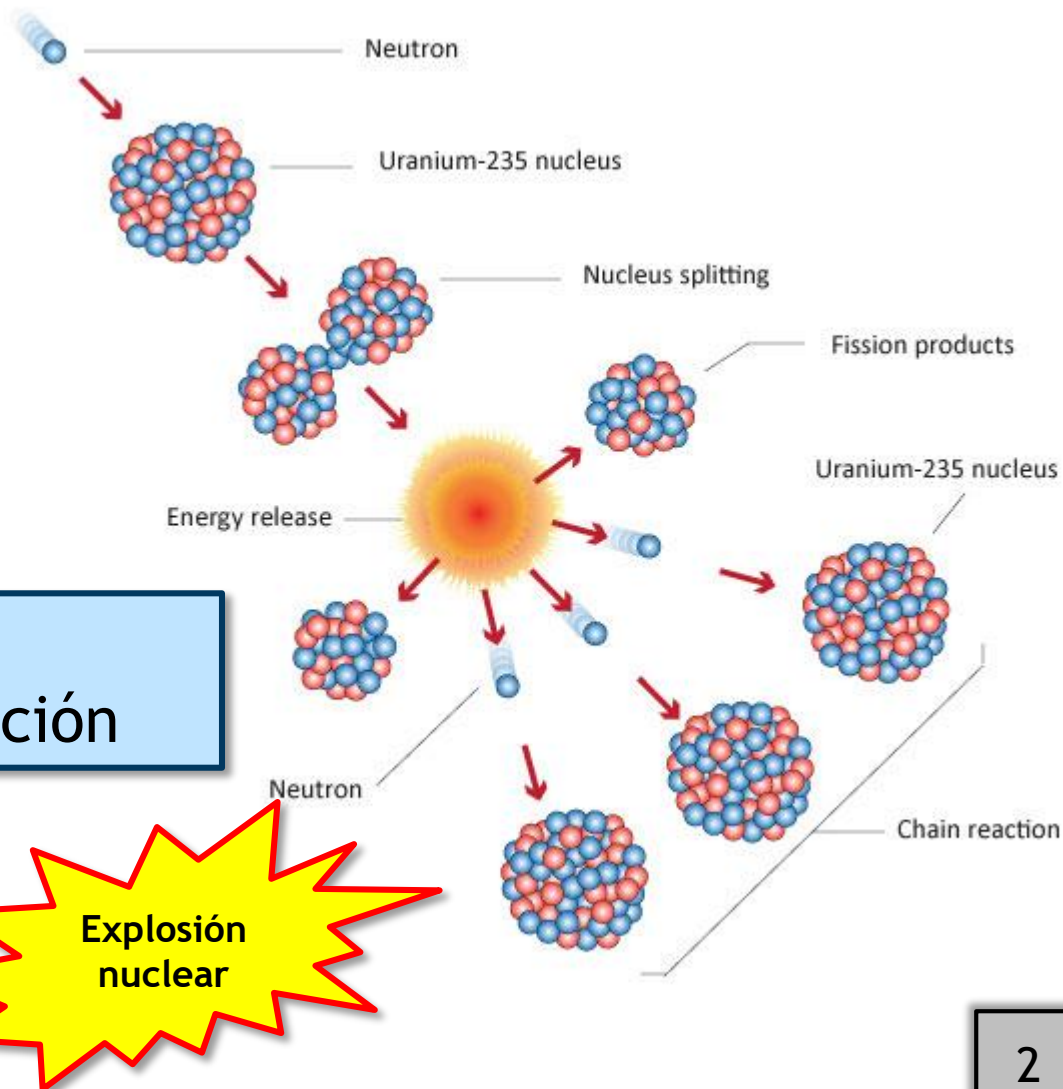
K de fragmentos

Desintegraciones

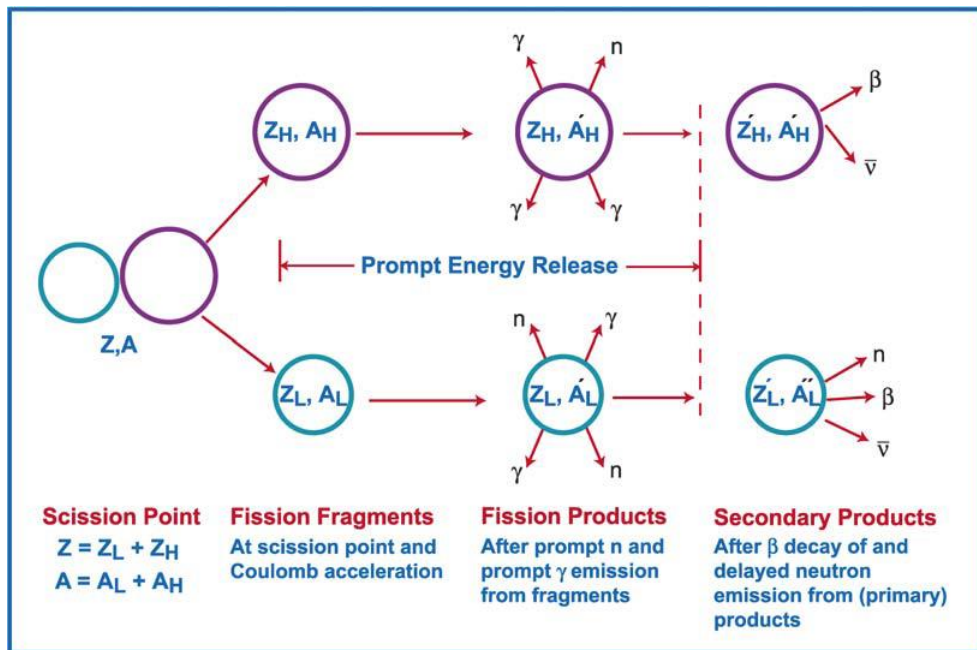
n rápidos

Para aprovecharla debe regularse el ritmo de reacción

Si por cada fisión se inducen 2.5 nuevas fisiones



Energía liberada en una fisión (en promedio)



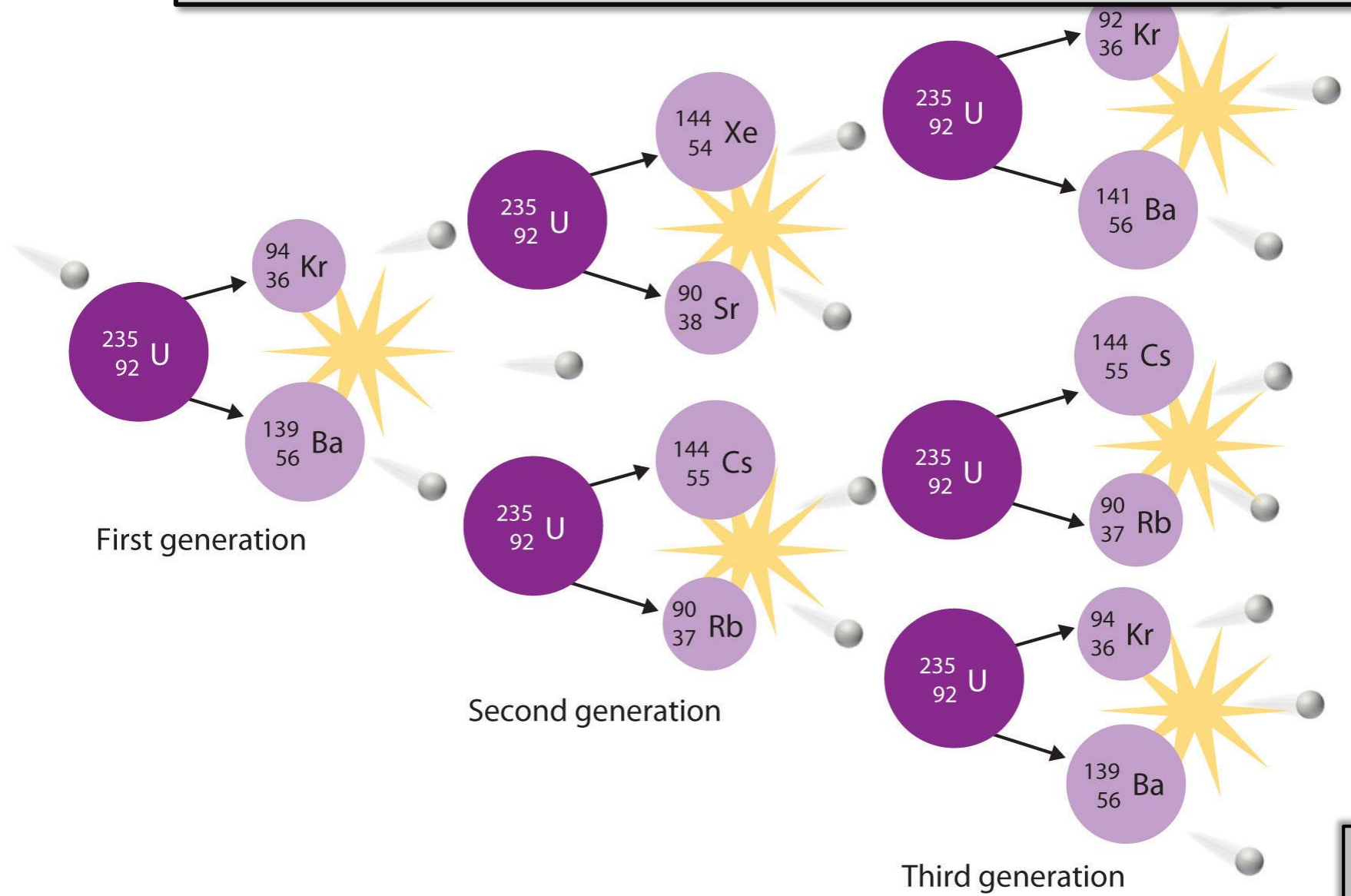
Inmediata (MeV)	
Energía cinética de fragmentos	167
Neutrones de fisión	5
Rayos γ	5
γ por captura n	10
Total	187

Diferida (MeV)	
Partículas β	7
γ de los productos	6
Neutrinos (ν)	10
Total	23

En régimen normal, ~6% de la energía procede de los productos

Importante en la parada

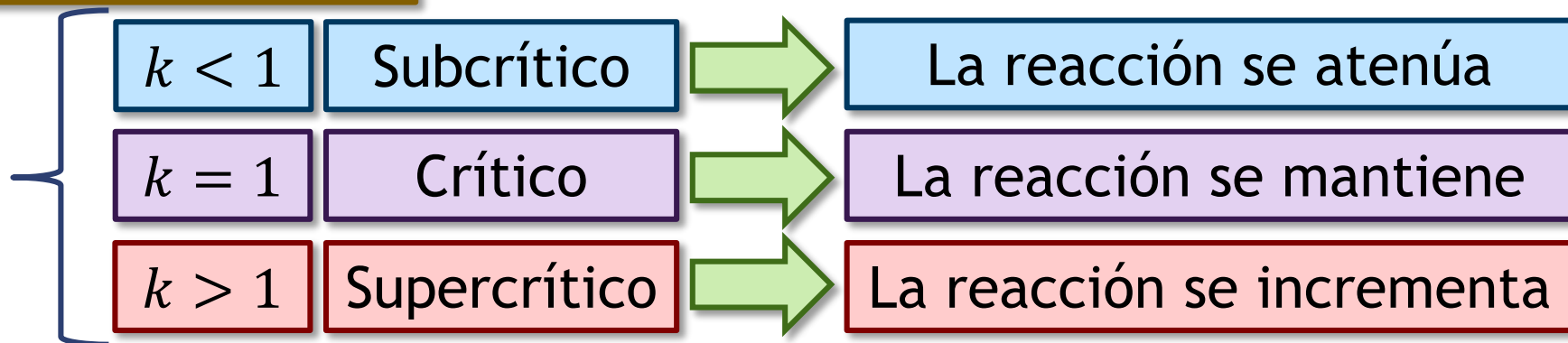
Reacciones en cadena: cada nueva fisión libera calor



Factor de multiplicación

El factor de multiplicación es el fundamental

$$k = \frac{\text{número de neutrones en una generación}}{\text{número de neutrones en la precedente}}$$



Regulando k se controla la potencia del reactor

En régimen estacionario debe ser $k \simeq 1$

k depende de:

Producción

Moderación

Controlable

Absorción

Fuga

Procesos neutrónicos

Producción

Fisión nuclear

Moderación

Paso de neutrones rápidos a térmicos

Difusión

Flujo de neutrones dentro del material

Fuga

Salida de neutrones al exterior del material

Captura

Absorción por el combustible o resto de materiales

Elementos físiles y fisionables. No es lo mismo.

Un elemento físil es el que puede experimentar fisión.

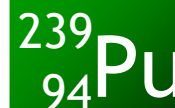
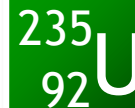
Físil: Núclidos para los cuales la energía de ligadura del último neutrón excede el umbral crítico de fisión

Fisionable: Núclidos en los cuales la energía de ligadura del último neutrón no excede el umbral de fisión, pero pueden fisionar con energía extra

¿Y uno fisionable?

También

Experimentan fisión por neutrones térmicos (energías \sim meV)

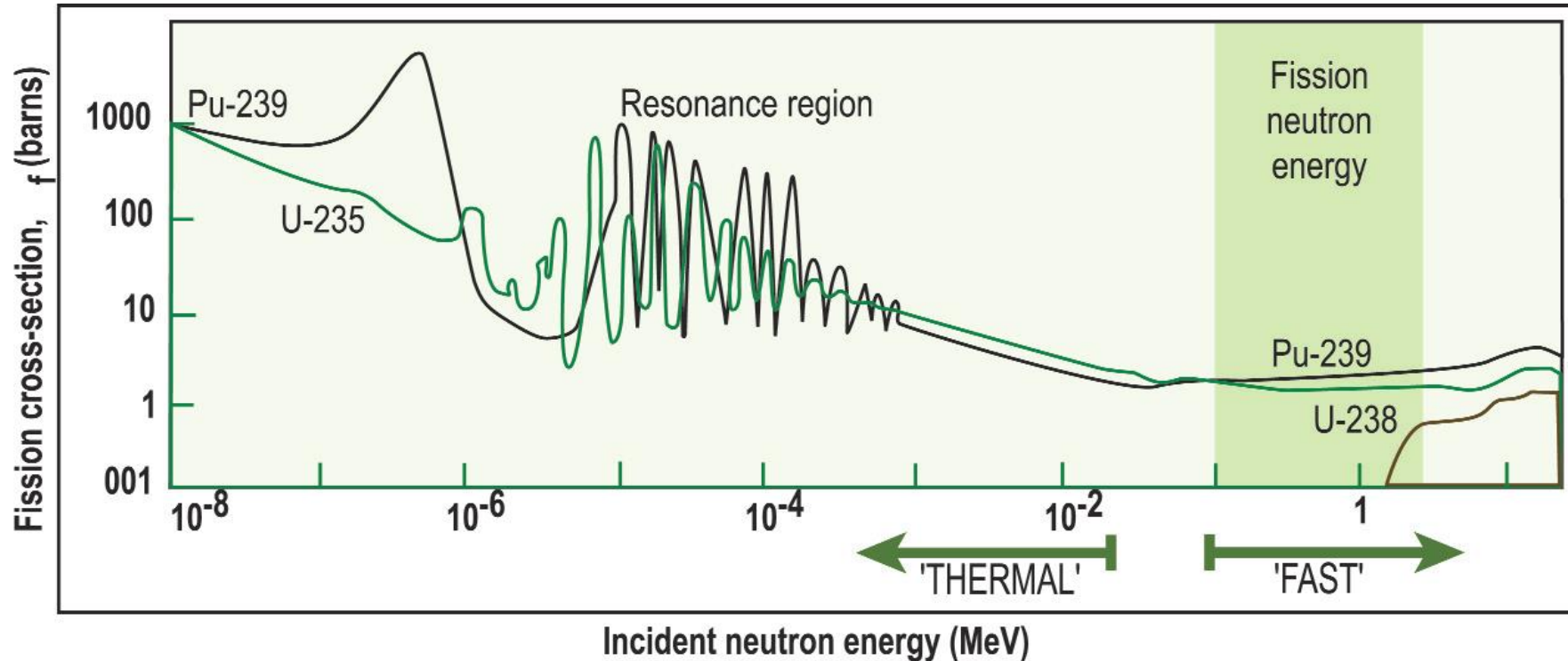


¿El Pb es fisionable?

“Energía extra” no es ilimitada: es la de los neutrones producto de fisión (\sim 2MeV)

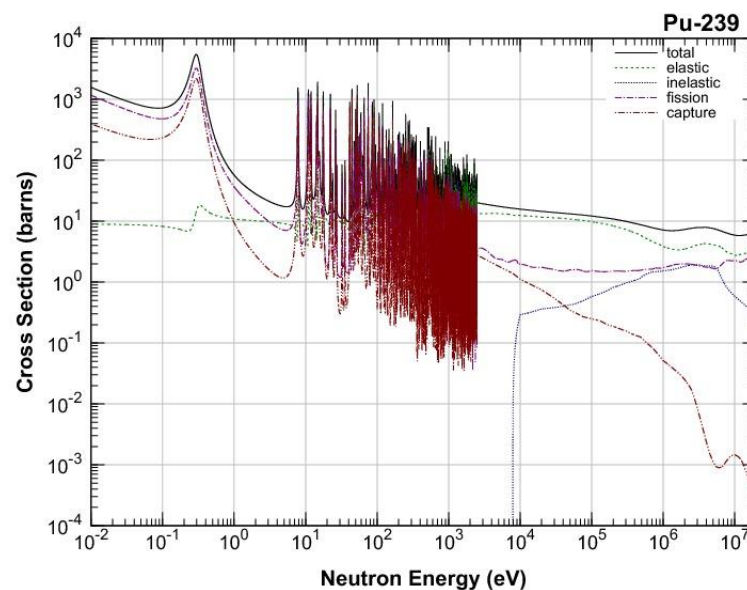
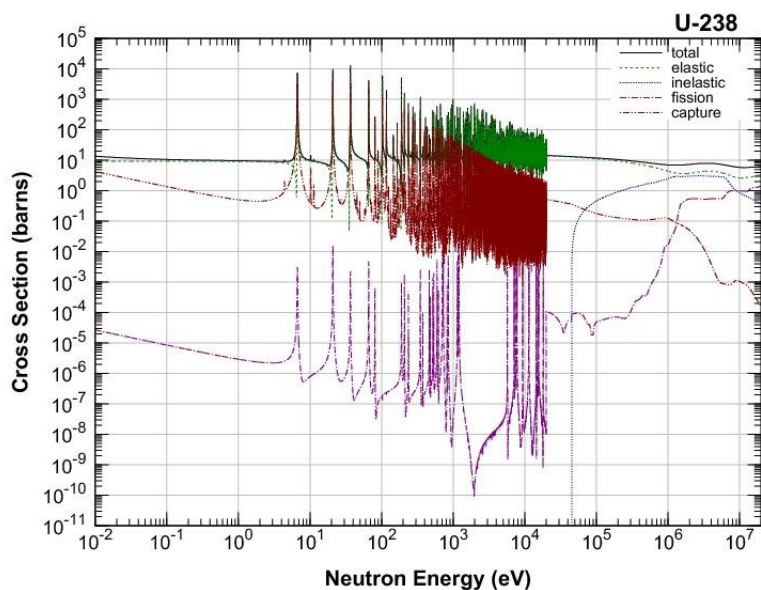
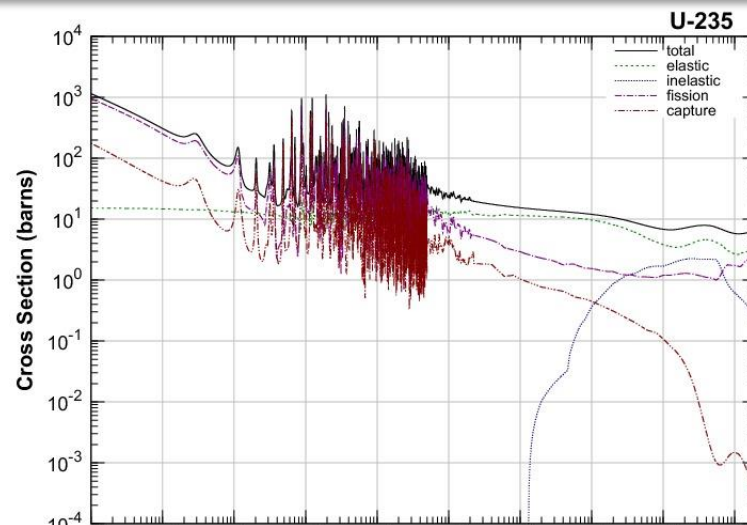
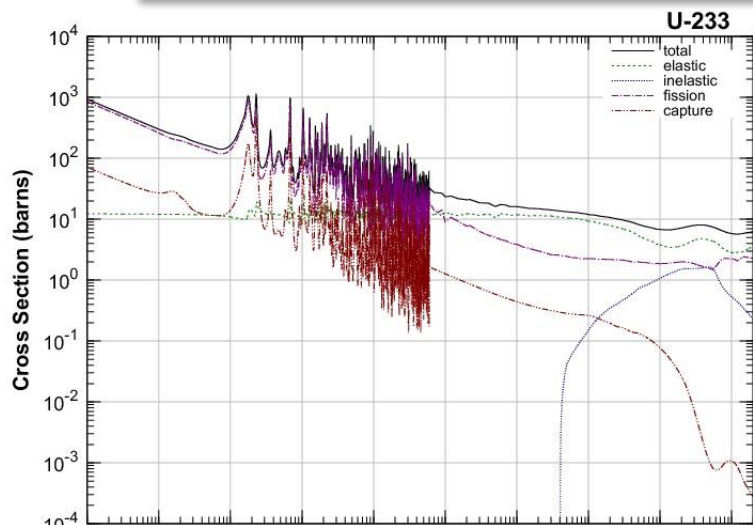


Elementos fíisiles: los que experimentan fisión por neutrones térmicos



Sirven como combustible de reactores térmicos, pero solo el ^{235}U existe en la naturaleza en cantidades apreciables (0.7%)

Comparación de secciones eficaces para elementos fíisiles y fisionables



El factor de reproducción da los neutrones generados por fisión

Factor de reproducción

$$\eta = \frac{\text{n}^\circ \text{ de neutrones rápidos generados}}{\text{n}^\circ \text{ de neutrones absorbidos}}$$

Es una función de la energía de los neutrones

En cada fisión inducida se producen en promedio ν neutrones

$$\eta \neq \nu$$

Para el U-235 y con neutrones térmicos $\nu \sim 2.47$

No todos los neutrones absorbidos producen nuevas fisiones

Para el U-235 y con neutrones térmicos $\eta \sim 2.08$

$$\eta = \frac{\Sigma_f \phi^U \nu}{\Sigma_a \phi^U}$$

Σ_f : sección eficaz de fisión

Σ_a : sección eficaz de absorción

$\phi^U = n\nu$: flujo

El factor de reproducción da los neutrones generados por fisión

η y ν son función de la energía de los neutrones

	Térmico (meV)		Rápidos (MeV)	
	ν	η	ν	η
^{235}U	2.42	2.07	2.51	2.40
^{233}U	2.49	2.29	2.58	2.40
^{239}Pu	2.93	2.15	3.04	2.90
^{238}U	0	0	2.6	2.20

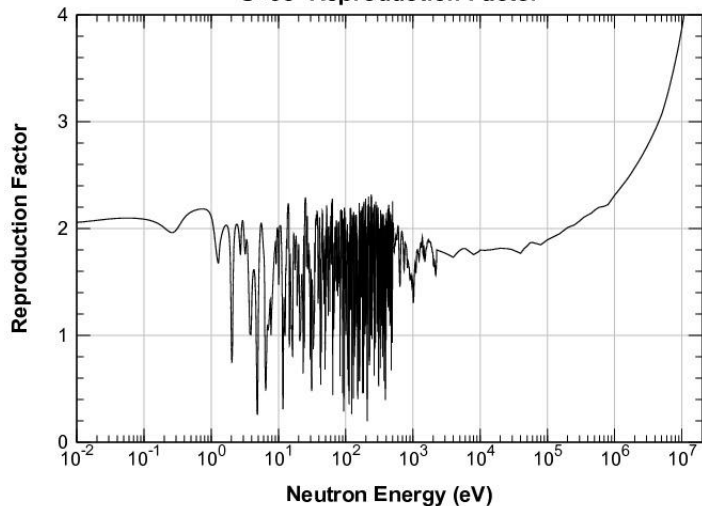
Fuente: DOE [1-2](#)

Dependiendo de los valores se elige el combustible adecuado para el reactor

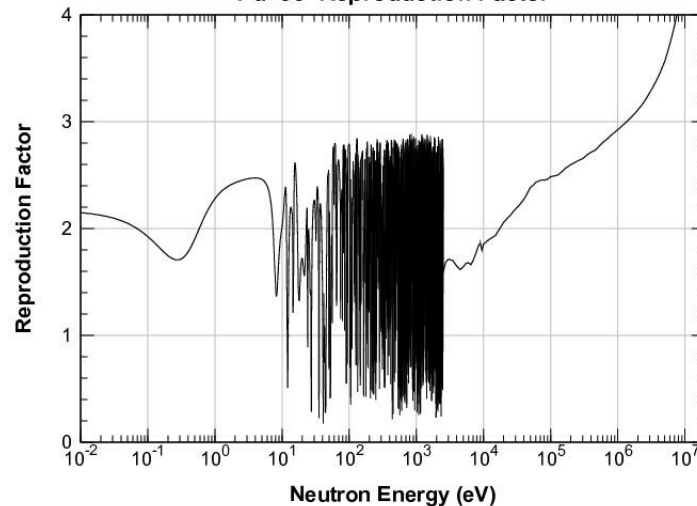
La composición del combustible cambia con el tiempo

Dependencia de η con la energía

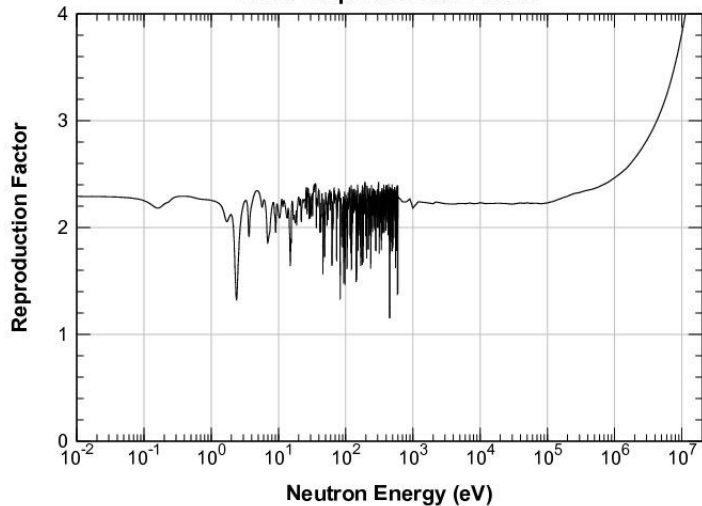
U235 Reproduction Factor



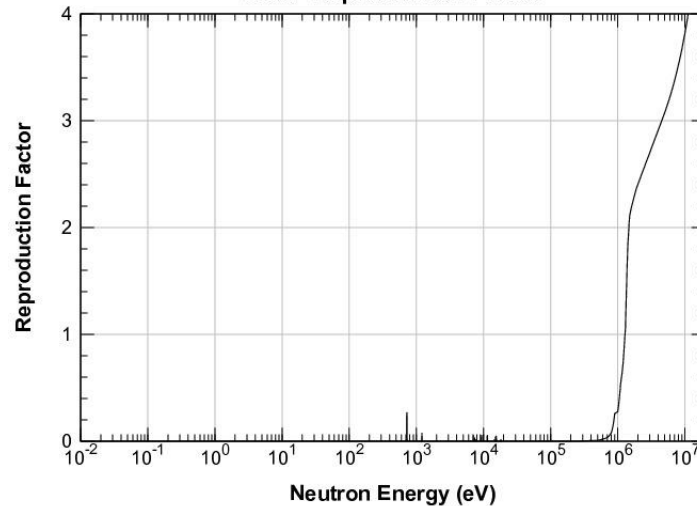
Pu239 Reproduction Factor



U233 Reproduction Factor



U238 Reproduction Factor



Fuente: [JAEA](http://www.jaea.go.jp)

Enriquecimiento de una mezcla

Si hay una mezcla, hay que tener en cuenta las contribuciones de cada componente

x : fracción de masa de ^{235}U (enriquecimiento)

$$x = \frac{m_{235}}{m_{235} + m_{238}} = \frac{235N_{235}}{235N_{235} + 238N_{238}}$$

$$N_{235} + N_{238} = N_0$$

$$N_{235} = \frac{238x}{235 + 3x} N_0 \sim xN_0$$

$$N_{238} = \frac{235(1 - x)}{235 + 3x} N_0$$

	Natural	Enriquecido	Armamento
x	0.72%	3%	90%

Si hay más de un componente, todas las absorciones y fisiones cuentan

Si hay una mezcla, hay que tener en cuenta las contribuciones de cada componente

$$\eta = \frac{\sum_i N_i \sigma_{fi} \nu_i}{\sum_i N_i \sigma_{ai}}$$

	²³⁵ U	²³⁸ U
σ_f	582 barn	0
ν	2.42	0
σ_a	694 barn	2.71 barn

Térmicos

Para el ²³⁵U y ²³⁸U

$$\eta = \frac{N_{235} \sigma_{f235} \nu_{235}}{N_{235} \sigma_{a235} + N_{238} \sigma_{a238}}$$

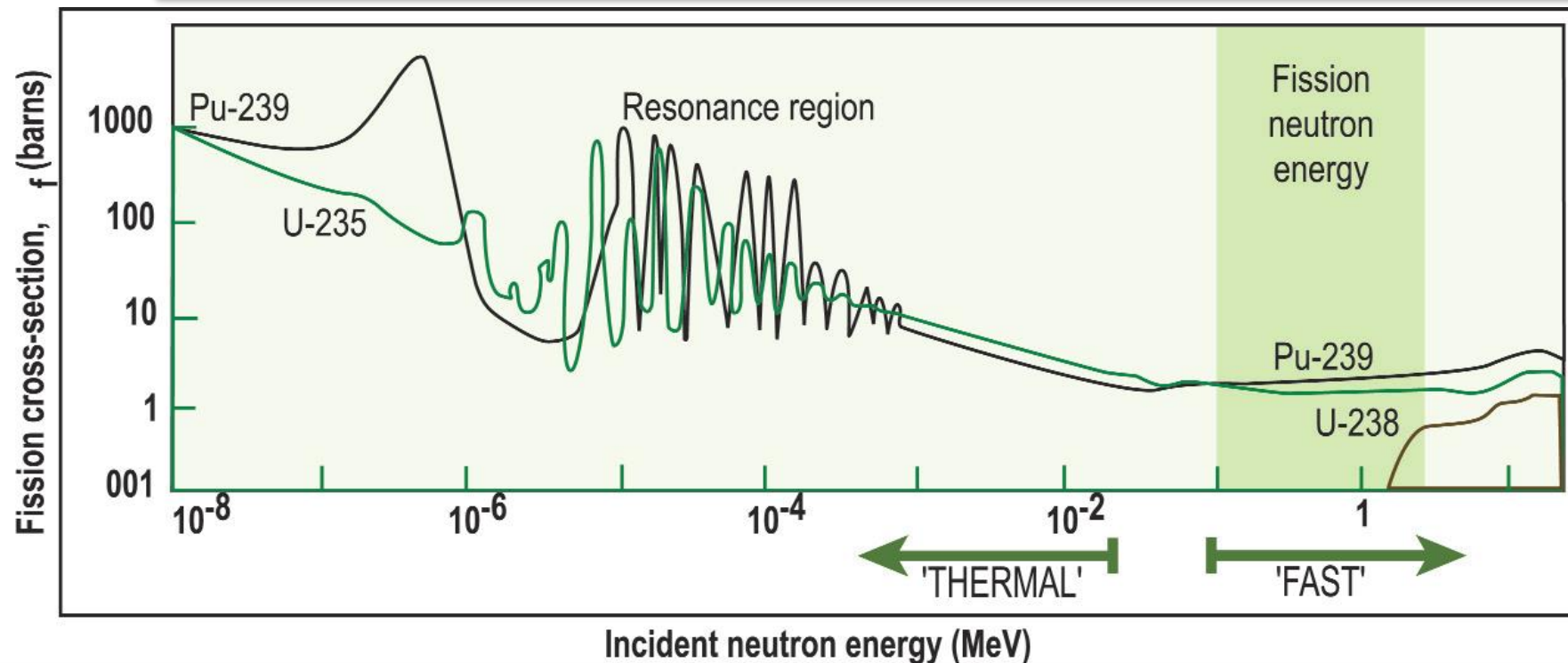
También hay 0

La composición de la mezcla cambia con el tiempo

	Natural	Enriquecido	Armamento
x	0.72%	3%	90%
η	1.32	1.80	2.03



Elementos fisionables: los que experimentan fisión inducida

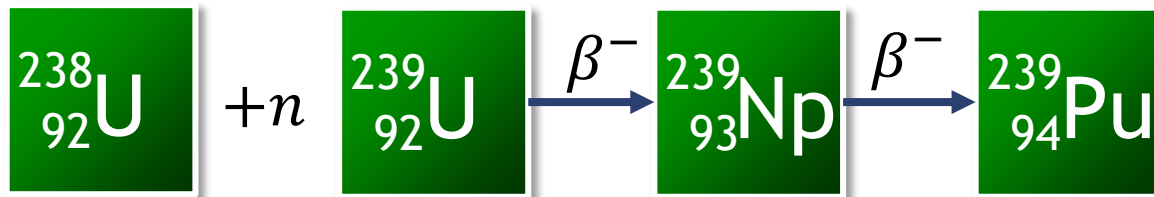


Todos los elementos físiles son fisionables

El ^{238}U y otros elementos experimentan fisión si los neutrones rápidos tienen energía por encima del umbral

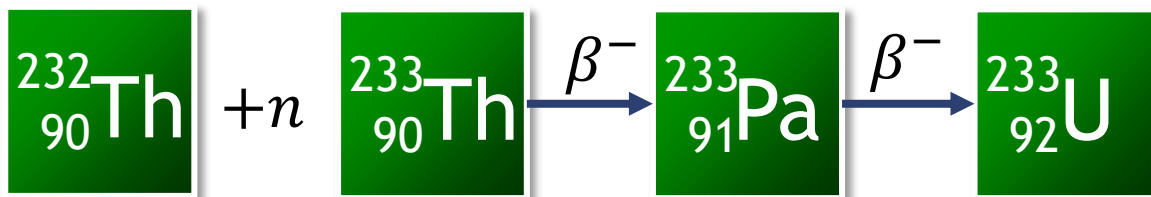
Elementos fértiles: generan elementos físisles

El ^{238}U es fisionable, pero no físil, pero si captura un neutrón rápido...



El ^{238}U es fértil

El ^{232}Th también es fértil



Reactores:

Burner

Quema combustible

Converter

Transforma combustible

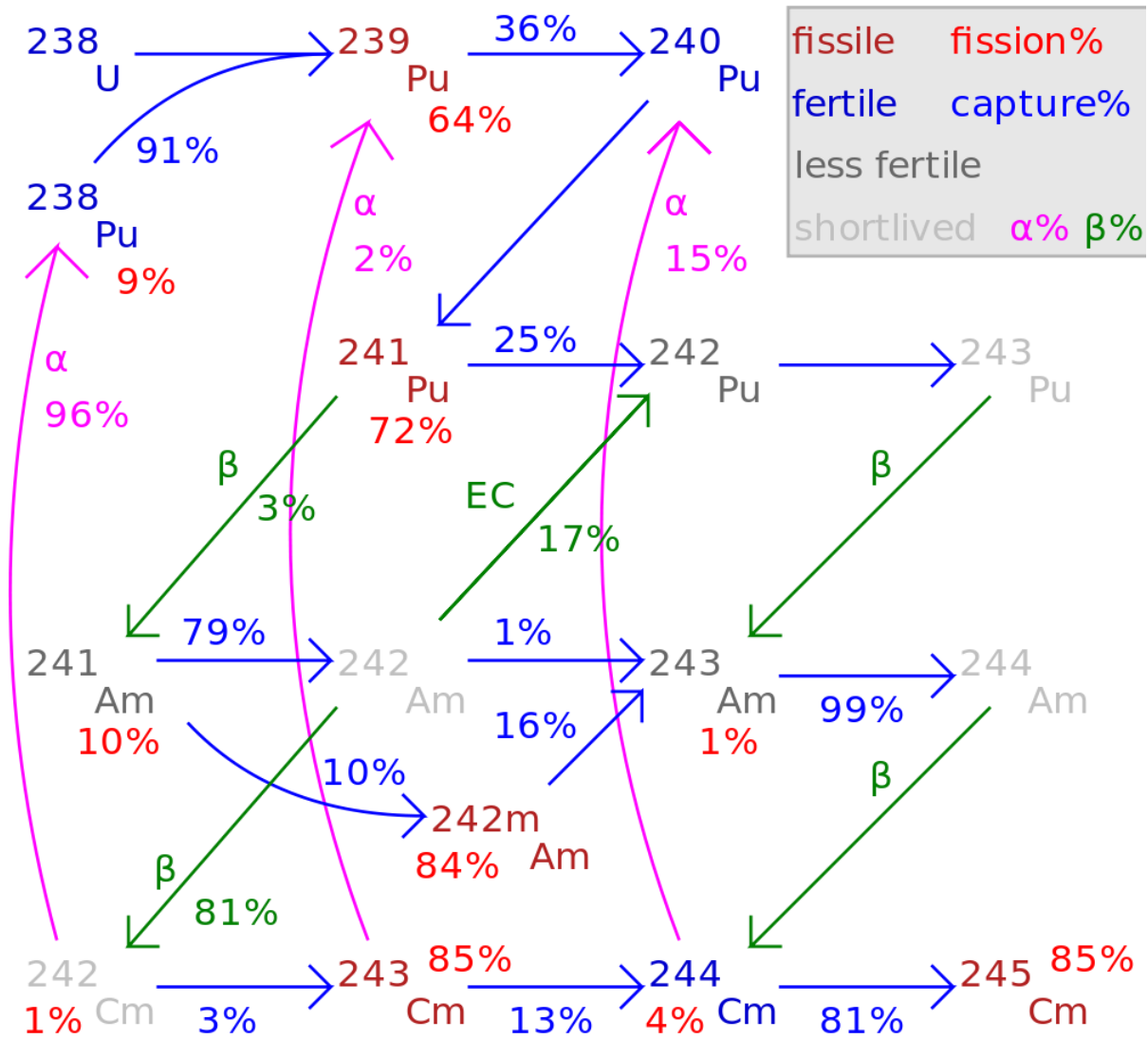
Breeder

Produce combustible

Térmicos

Rápidos

Elementos fértiles: el panorama es más complicado



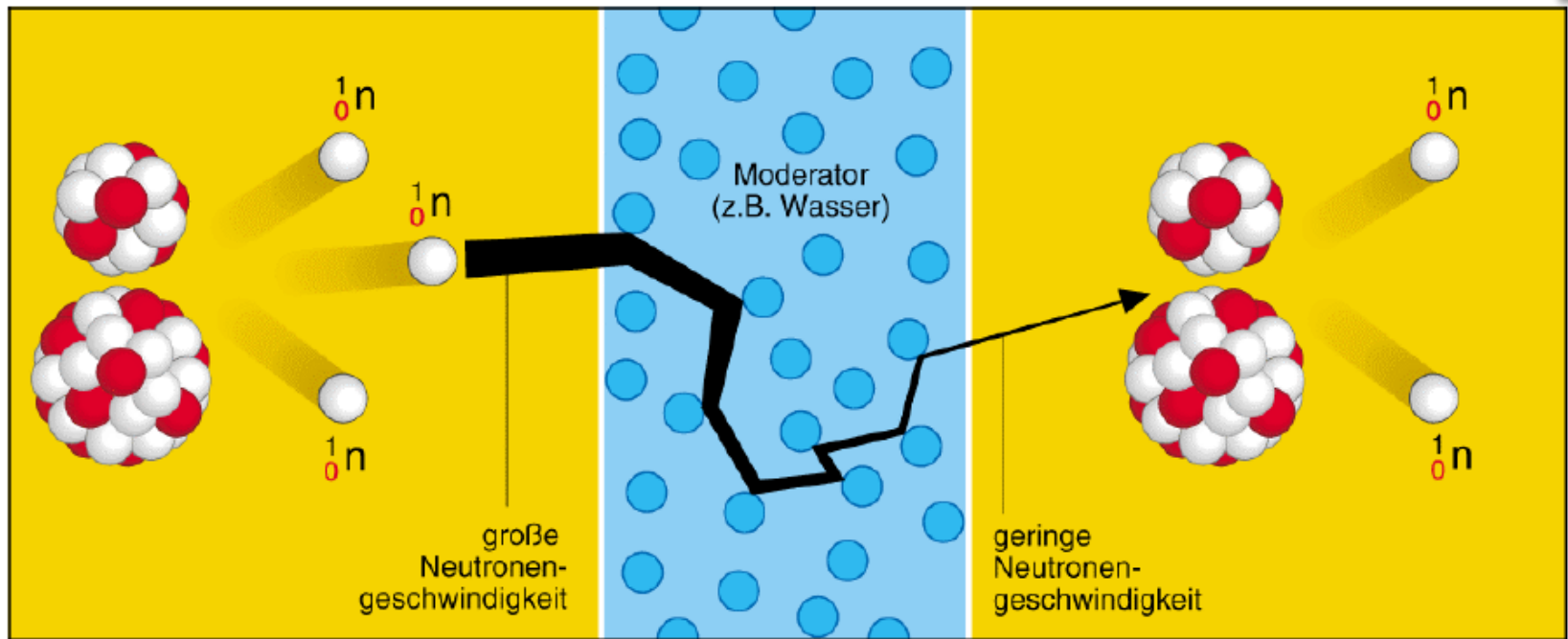
El efecto del moderador es *termalizar* los neutrones

Rápidos

Los neutrones que se producen en una fisión tienen energías de $\sim 2\text{MeV}$

Los neutrones que inducen una fisión de ^{235}U tienen energías $< 1\text{eV}$

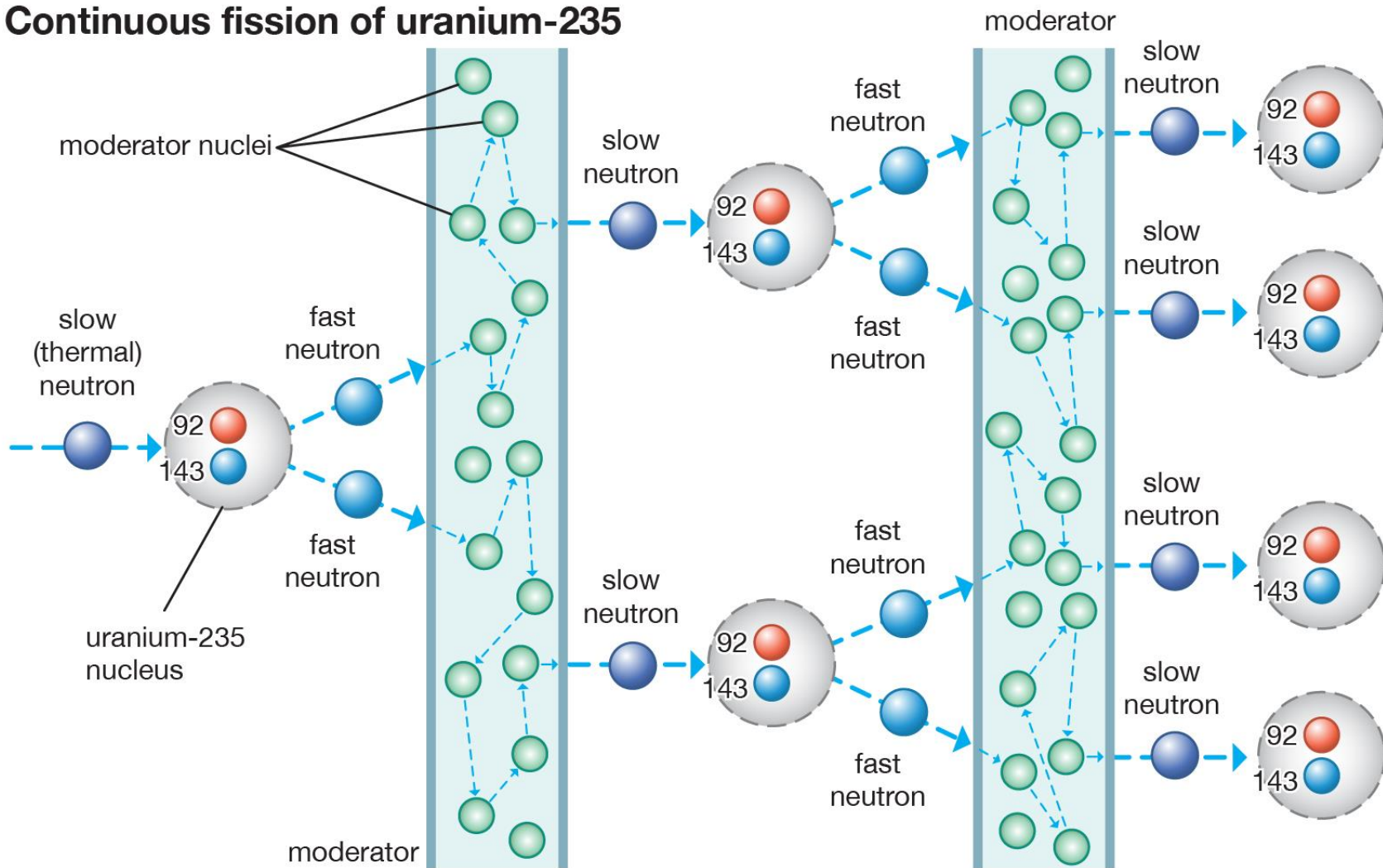
Térmicos



Para pasar de una energía a otra hay que frenar los neutrones

La moderación se produce mediante colisiones

Continuous fission of uranium-235



La moderación se produce mediante colisiones

Los neutrones no poseen carga eléctrica

No se frenan por fuerzas eléctricas

Hacen falta colisiones

Colisión: interacción breve entre dos partículas

Tras la colisión, el n reaparece

Elástica
(n, n)

Se conserva la energía

El núcleo sigue en el estado fundamental

Inelástica o plástica
(n, n')

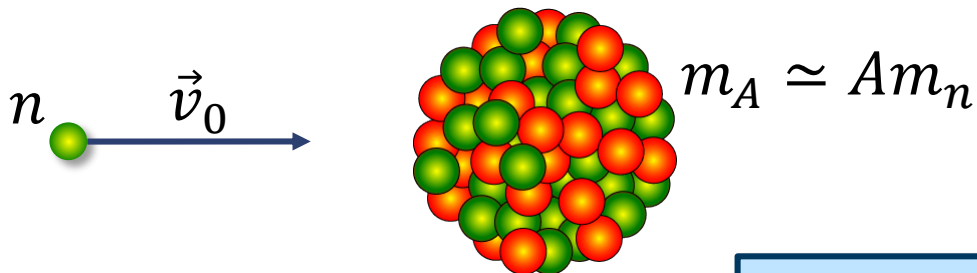
El núcleo pasa a un estado excitado

La e. cinética disminuye

El núcleo decae más tarde (emitiendo radiación γ)

Teoría de colisiones elásticas. Antes de la colisión

Un neutrón con \vec{v}_0 incide sobre un núcleo en reposo



Se conserva la cantidad de movimiento

$$m_n \vec{v}_n + m_A \vec{v}_A = \vec{p}$$

En u.m.a.

$$\vec{v}_n + A\vec{v}_A = \vec{v}_0$$

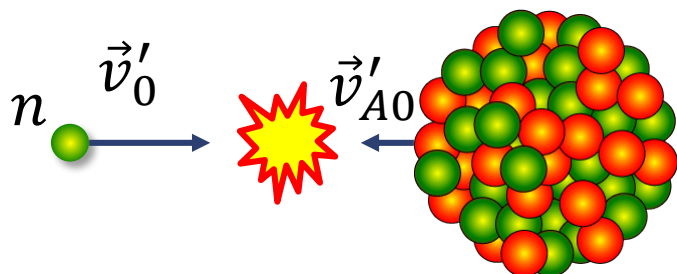
La velocidad del CM es constante

$$\vec{v}_G = \frac{\vec{p}}{M} = \frac{m_n \vec{v}_n + m_A \vec{v}_A}{m_n + m_A} = \frac{\vec{v}_0}{1 + A}$$

En el sistema CM

$$\vec{p}' = \vec{0} \text{ cte.}$$

$$\vec{v}'_0 = \vec{v}_0 - \vec{v}_G = \frac{A\vec{v}_0}{1 + A}$$



$$\vec{v}'_{A0} = \vec{0} - \vec{v}_G = -\frac{\vec{v}_0}{1 + A}$$

Teoría de colisiones elásticas. Tras la colisión

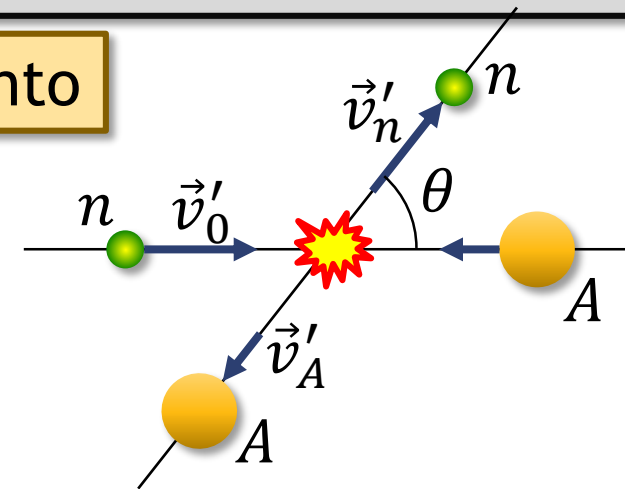
Se conserva la cantidad de movimiento

$$\vec{0} = \vec{p}' = \vec{v}'_n + A\vec{v}'_A$$

$$\vec{v}'_n = -A\vec{v}'_A$$

Salen en direcciones opuestas

$$\vec{v}'_n = v'_n (\cos(\theta) \vec{i} + \text{sen}(\theta) \vec{j})$$



θ : ángulo de dispersión (*scattering*) en el sistema CM

En el sistema laboratorio

$$\vec{v}_n = \vec{v}_G + \vec{v}'_n = \left(\frac{v_0}{1+A} + v'_n \cos(\theta) \right) \vec{i} + v'_n \text{sen}(\theta) \vec{j}$$

Teoría de colisiones elásticas. Conservación de la energía cinética

En una colisión elástica se conserva la energía cinética

$$\frac{1}{2} |\vec{v}'_n|^2 + \frac{A}{2} |\vec{v}'_A|^2 = \frac{1}{2} |\vec{v}'_0|^2 + \frac{A}{2} |\vec{v}'_{0A}|^2$$

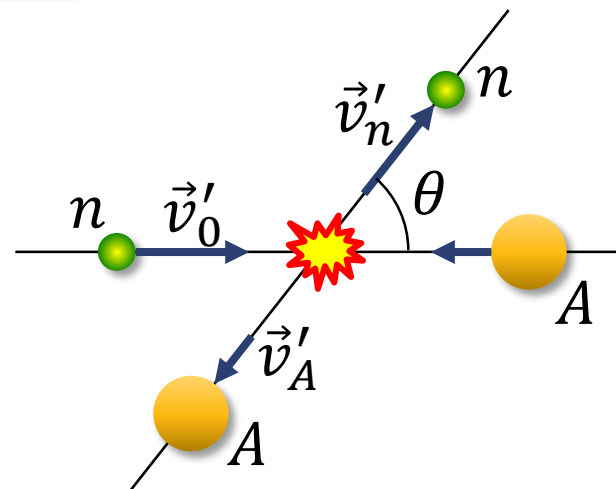
$$\frac{1}{2} |\vec{v}'_n|^2 \left(1 + \frac{1}{A} \right) = \frac{1}{2} |\vec{v}'_0|^2 \left(1 + \frac{1}{A} \right) \implies |\vec{v}'_n| = |\vec{v}'_0|$$

En el sistema CM, el neutrón sale con la misma rapidez.

Solo cambia su dirección

¿Cómo frena entonces?

En el sistema laboratorio sí cambia su rapidez



Energía tras la colisión

$$\vec{v}_n = \vec{v}_G + \vec{v}'_n = \left(\frac{v_0}{1+A} + \frac{Av_0}{1+A} \cos(\theta) \right) \vec{i} + \frac{Av_0}{1+A} \sin(\theta) \vec{j}$$

$$\theta = 0$$

No colisión

$$\vec{v}_n = v_0 \vec{i}$$

$$E_f / E_i = 1$$

$$\theta = \pi$$

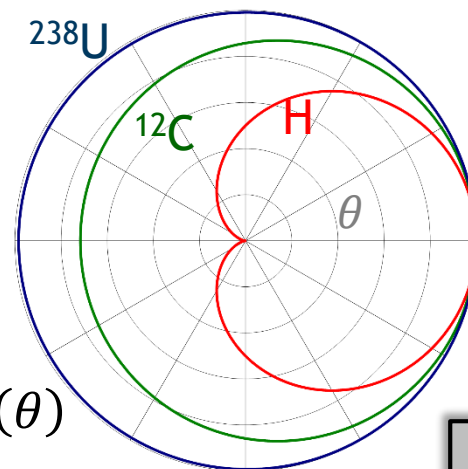
Colisión frontal

$$\vec{v}_n = \frac{v_0(1-A)}{1+A} \vec{i}$$

$$\frac{E_f}{E_i} = \left(\frac{1-A}{1+A} \right)^2 \equiv \alpha$$

$$\begin{aligned} \frac{E_f}{E_i} &= \frac{1 + A^2 + 2A \cos(\theta)}{(1+A)^2} = \\ &= \frac{1+\alpha}{2} + \frac{1-\alpha}{2} \cos(\theta) \end{aligned}$$

$$\alpha \leq \frac{E_f}{E_i} \leq 1$$



$$\frac{E_f}{E_i} = f(\theta)$$

Pérdidas sucesivas de energía por colisión

¿Cuánta se reduce la energía en promedio?

En el sistema CM puede salir en cualquier dirección (isotropía)

$$\left\langle \frac{E_f}{E_i} \right\rangle = \frac{1 + \alpha}{2}$$

¿Cuántas colisiones hacen falta para termalizar un neutrón?

$$\left\langle \frac{E_f}{E_i} \right\rangle_N = \left(\frac{1 + \alpha}{2} \right)^N$$

$$N = \frac{\ln(E_f / E_i)}{\ln((1 + \alpha) / 2)}$$

$$E_f = k_B T = 25 \text{ meV}$$

$$E_i = 2 \text{ MeV}$$

A	1 (H)	2 (D)	12 (C)	238 (U)
α	0.00	0.11	0.72	0.98
$(1 + \alpha) / 2$	0.50	0.56	0.86	0.99
N	26	31	119	2175

El moderador debe ser ligero

Cambio en la dirección

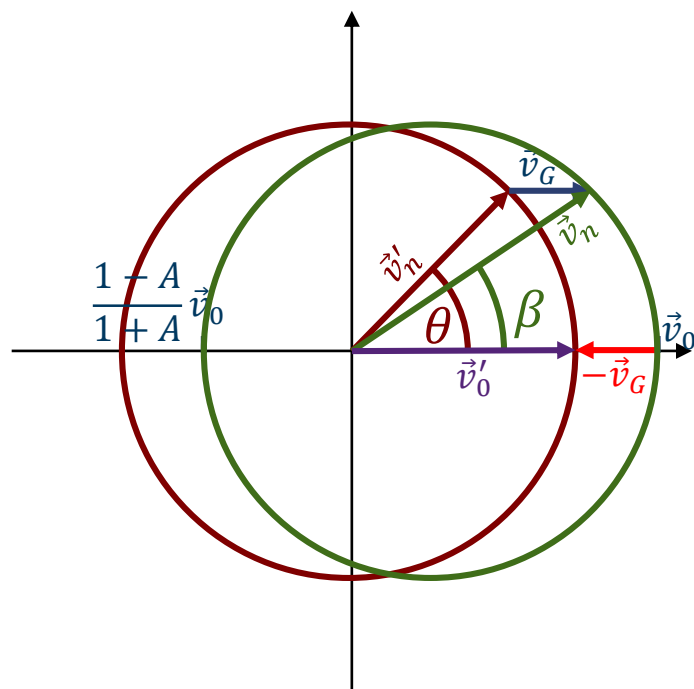
En el sistema laboratorio no hay isotropía

$$\vec{v}_n = \frac{v_0}{1+A} \vec{i} + \frac{v_0 A}{1+A} (\cos(\theta) \vec{i} + \sin(\theta) \vec{j})$$

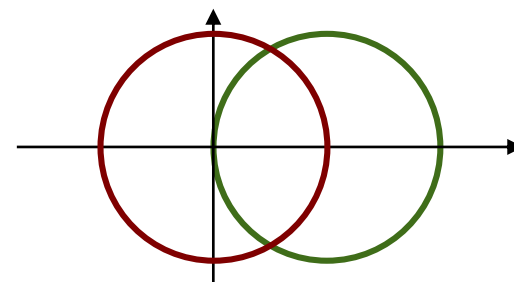
$$= v_n \cos(\beta) \vec{i} + v_n \sin(\beta) \vec{j}$$

$$\cos(\beta) = \frac{1 + A \cos(\theta)}{\sqrt{1 + A^2 + 2A \cos(\theta)}}$$

$$\langle \cos(\beta) \rangle = 2/(3A)$$



El hidrógeno
($A = 1$)
desvía poco



Aumenta la probabilidad de fuga

¿Cuál es el mejor moderador?

El hidrógeno es el que más frena

Pero...

El H₂ es un gas

Se necesita un material más denso (más colisiones/cm³)

El H₂O es mucho más efectivo que el H₂

Pero...

El H absorbe neutrones



Se necesita un material poco absorbente

Hay que comparar las secciones eficaces de absorción

Comparación de secciones eficaces

		Thermal cross section (barn)			Fast cross section (barn)		
		Scattering	Capture	Fission	Scattering	Capture	Fission
Moderator	H-1	20	0.2	-	4	0.00004	-
	H-2	4	0.0003	-	3	0.000007	-
	C (nat)	5	0.002	-	2	0.00001	-
Structural materials, others	Au-197	8.2	98.7	-	4	0.08	-
	Zr-90	5	0.006	-	5	0.006	-
	Fe-56	10	2	-	20	0.003	-
	Cr-52	3	0.5	-	3	0.002	-
	Co-59	6	37.2	-	4	0.006	-
	Ni-58	20	3	-	3	0.008	-
	O-16	4	0.0001	-	3	0.00000003	-
Absorber	B-10	2	200	-	2	0.4	-
	Cd-113	100	30000	-	4	0.05	-
	Xe-135	400000	2000000	-	5	0.0008	-
	In-115	2	100	-	4	0.02	-
Fuel	U-235	10	99	583[5]	4	0.09	1
	U-238	9	2	0.00002	5	0.07	0.3
	Pu-239	8	269	748	5	0.05	2

El mejor moderador es el agua pesada, D₂O

Ligero

Denso

Baja absorción

El grafito (C) es otro buen candidato

Fuente: [JANIS](#)

Difusión de neutrones

Las colisiones provocan difusión de neutrones en el medio

n : densidad de neutrones (n/cm^3)

$$n = n(E)$$

Hay varias, divididas por energías

ϕ : flujo de neutrones ($n/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

$$\phi = nv$$

v : rapidez típica a esa energía

\vec{j} : corriente de neutrones ($n/(\text{cm}^2 \cdot \text{s})$)

La corriente de neutrones cumple la ley de Fick

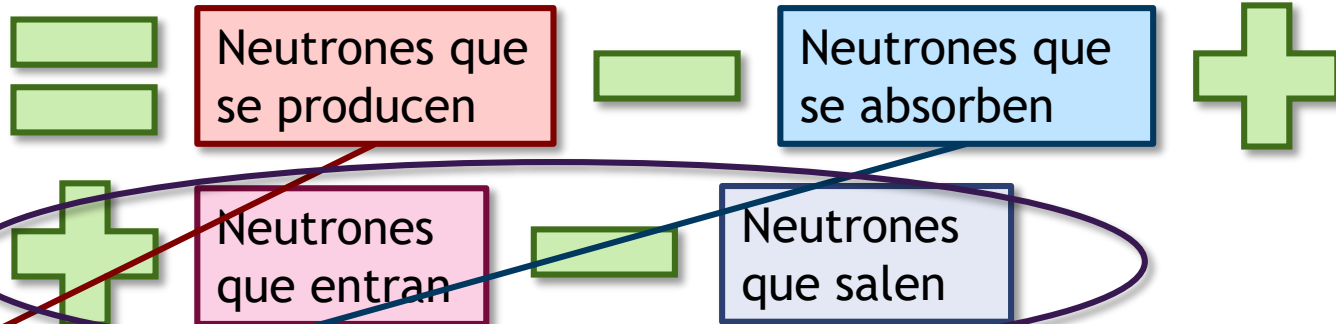
$$\vec{j} = -D\nabla\phi$$

D : coeficiente de difusión (cm)

Ecuación para la densidad de neutrones

Ley de conservación:

Variación del nº de neutrones en un volumen



$$\frac{\partial n}{\partial t} = S - \Sigma_a \phi - \nabla \cdot \vec{J}$$

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = D \nabla^2 \phi + S - \Sigma_a \phi$$

En el estado estacionario

$$D \nabla^2 \phi + S - \Sigma_a \phi = 0$$

Hay que añadir condiciones de contorno

Fugas de neutrones. Se escapan por la superficie

En un reactor (ideal) de tamaño infinito todos los neutrones son moderados y finalmente absorbidos

En un reactor finito hay fugas (*leakage*)

Reducen el factor de multiplicación k

Dependen de

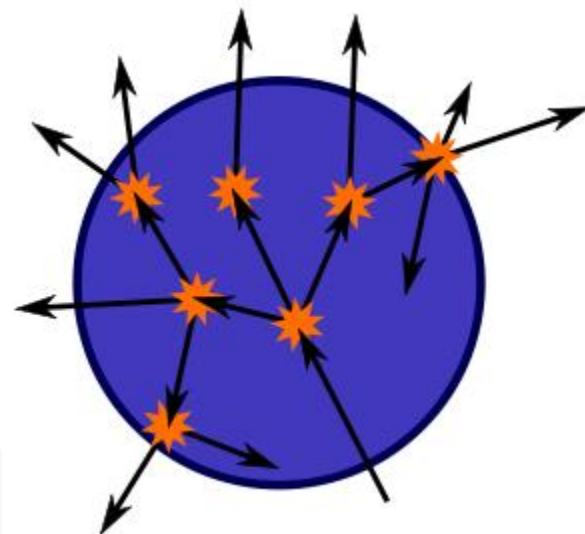
Tamaño

Forma

Blindaje

Hay una masa mínima para sostener la reacción

Masa crítica



Masa crítica: la mínima para que haya reacciones en cadena

Para determinar el tamaño mínimo se emplean modelos

Capa (*slab*)

Cilindro

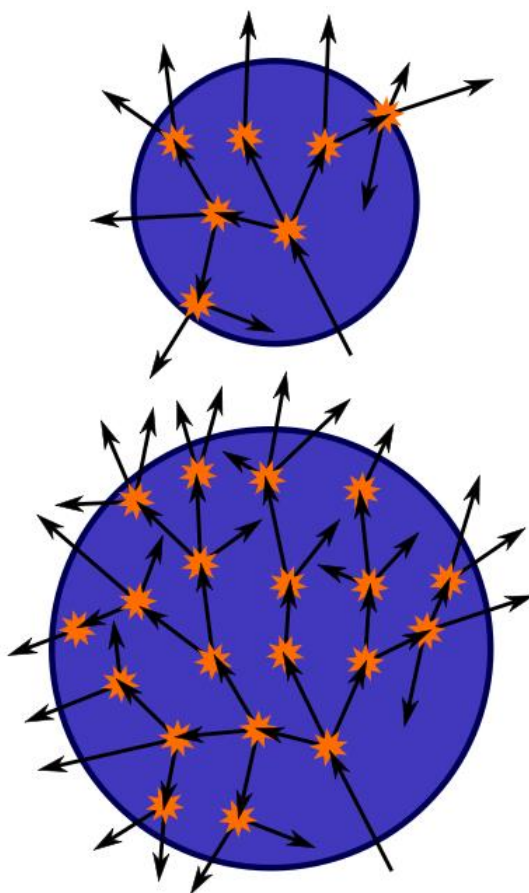
Esfera

Otros

Hay que resolver la ecuación de difusión con fuentes y condiciones de contorno

En la superficie

$$\vec{j} \cdot \vec{n} = -\lambda\phi$$

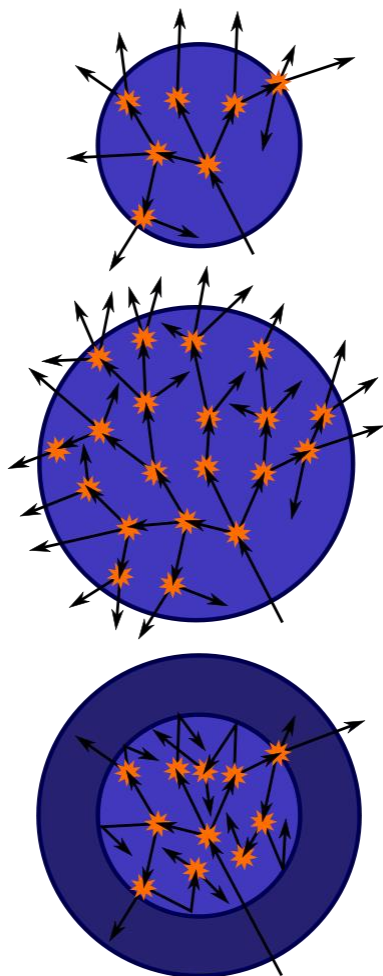


Esfera pura

Núclido	Semivida	Masa crítica	Diámetro
U-233	159.2 ky	15kg	11cm
U-235	704 My	52kg	17cm
Pu-239	24.11 ky	10kg	9.9cm

Reflectores de neutrones

Para reducir las fugas se recubre el reactor de un material reflectante a los neutrones



Ligero

berilio

grafito

Actúa también como moderador

Pesado

acero

plomo

En la superficie

$$\vec{j} \cdot \vec{n} = 0$$

Puede incrementar dramáticamente la criticalidad (accidentes del Demon Core)

Absorción de neutrones

Finalmente, los neutrones pueden ser capturados por distintos elementos

Elementos físiles

U-235

Pu-239

Elementos fisionables

U-238

Elementos fértiles

U-238

Elementos estructurales

O, del UO_2

metales

Moderador

H, del H_2O

Refrigerante

H, del H_2O

Productos de fisión

Xe-135

Cd-113

In-115

Comparación de secciones eficaces de captura de neutrones

		Thermal cross section (barn)			Fast cross section (barn)		
		Scattering	Capture	Fission	Scattering	Capture	Fission
Moderator	H-1	20	0.2	-	4	0.00004	-
	H-2	4	0.0003	-	3	0.000007	-
	C (nat)	5	0.002	-	2	0.00001	-
Structural materials, others	Au-197	8.2	98.7	-	4	0.08	-
	Zr-90	5	0.006	-	5	0.006	-
	Fe-56	10	2	-	20	0.003	-
	Cr-52	3	0.5	-	3	0.002	-
	Co-59	6	37.2	-	4	0.006	-
	Ni-58	20	3	-	3	0.008	-
	O-16	4	0.0001	-	3	0.00000003	-
Absorber	B-10	2	200	-	2	0.4	-
	Cd-113	100	30000	-	4	0.05	-
	Xe-135	400000	2000000	-	5	0.0008	-
	In-115	2	100	-	4	0.02	-
Fuel	U-235	10	99	583[5]	4	0.09	1
	U-238	9	2	0.00002	5	0.07	0.3
	Pu-239	8	269	748	5	0.05	2

Para la estructura es preferible usar zirconio

En régimen estacionario, la absorción es constante

Para fijar k hay que regular la absorción

La presencia de *venenos* reduce el valor de k

Veneno: sustancia con gran capacidad de captura de neutrones

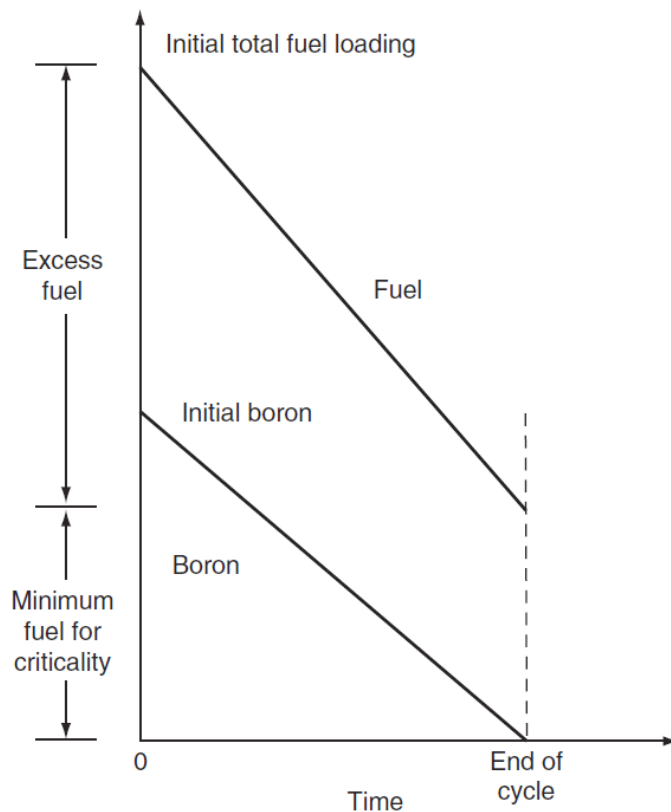
Puede ser un subproducto ($Xe-135$) o ser añadido externamente ($B-10$ disuelto en el agua)

Exceso:  detiene el reactor

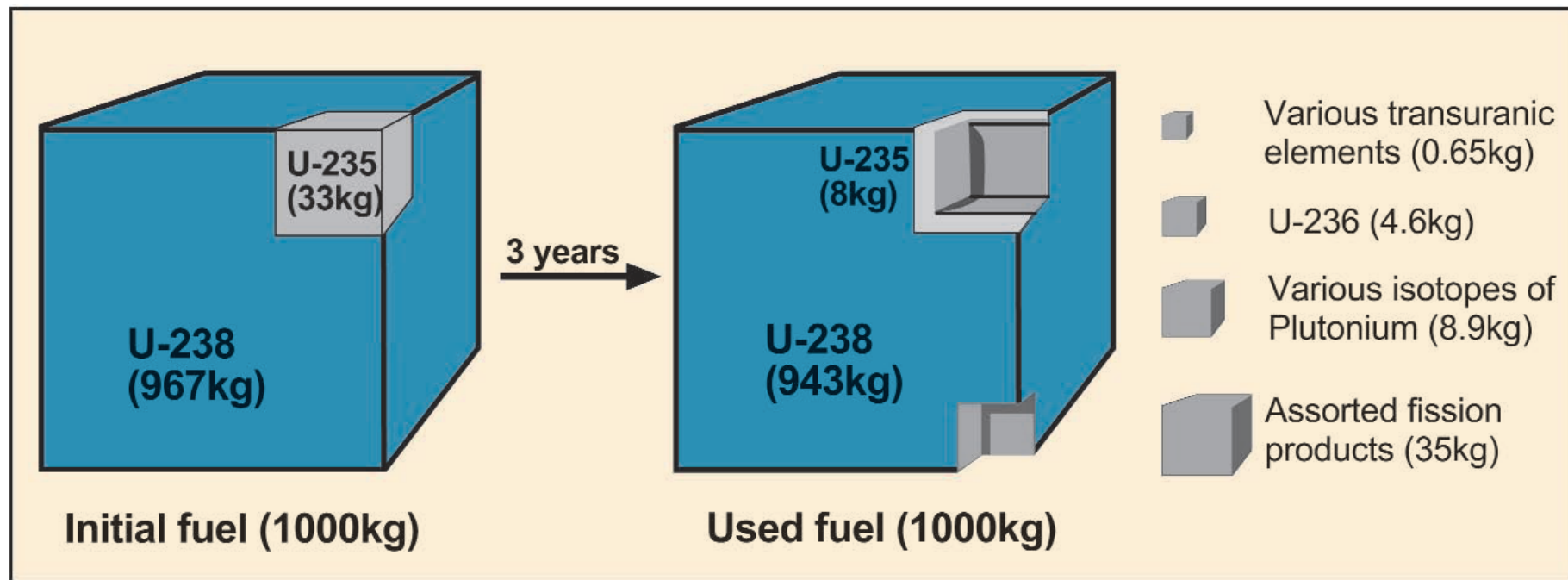
Defecto:  accidente

El ^{235}U del reactor no se llega a agotar

Cada cierto tiempo (1-2 años) debe detenerse el reactor para reponer combustible



El combustible en un reactor térmico: antes y después



Al final del uso:

La mayoría del ^{235}U se ha fisionado

Parte del ^{238}U se ha transformado en ^{239}Pu o ^{241}Pu y fisionado

Se han creado fragmentos radiactivos

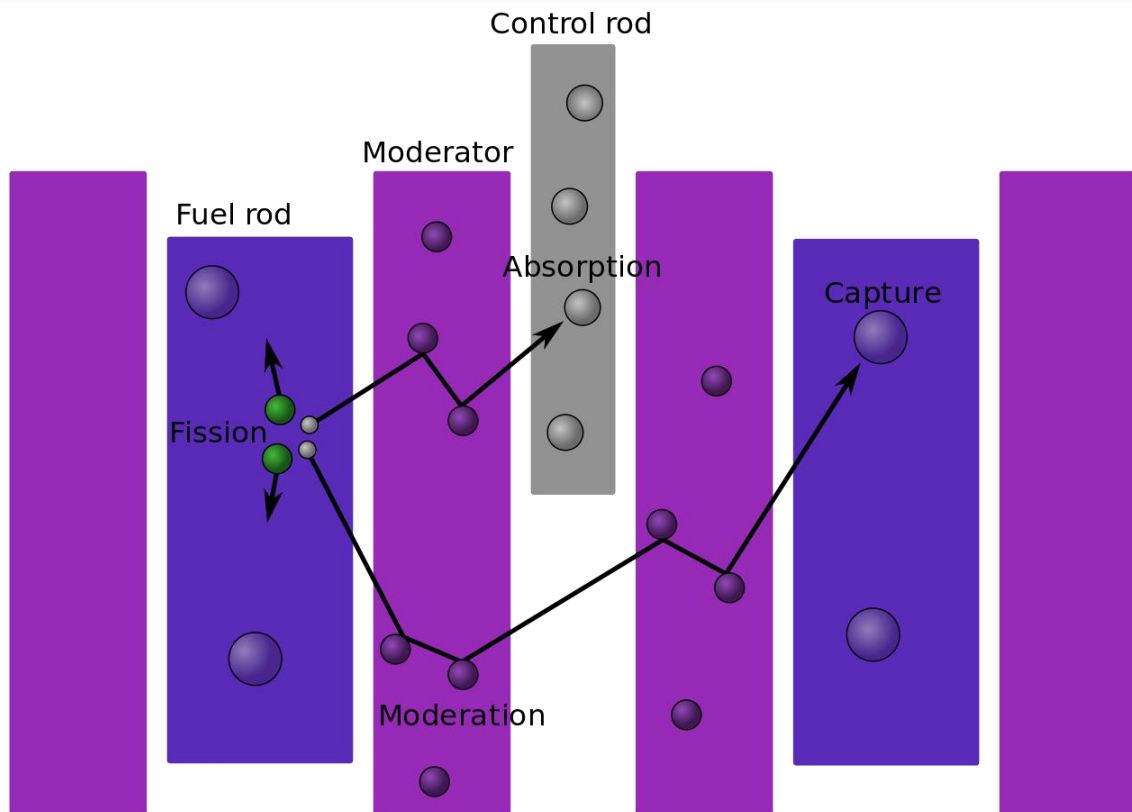
Las barras de control permiten regular la absorción

El veneno disuelto permite regular cambios lentos en la reactividad (consumo de combustible)

Para cambios más rápidos (arranque, parada, incidente) se emplean barras de control

Son varillas móviles

Normalmente de carburo de boro



Las varillas de control tienen diferentes USOS

Van intercaladas entre las varillas de combustible

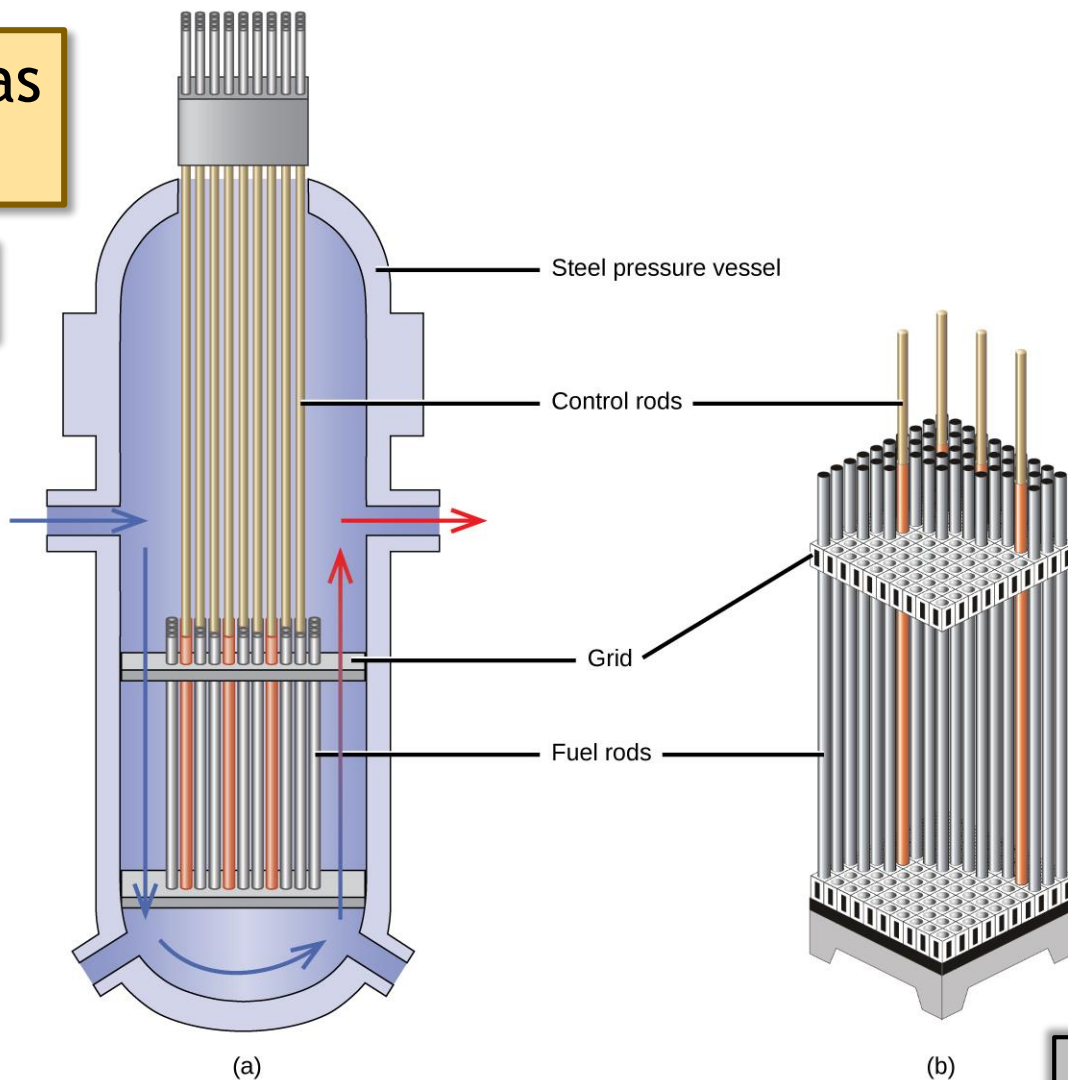
Hay de diferentes tipos

Regulación

Picos locales

Incidente

En caso de accidente se produce un *scram*: todas las varillas bajan



La multiplicación en una reacción en cadena: la fórmula de seis factores

$$k = \frac{\text{número de neutrones en una generación}}{\text{número de neutrones en la precedente}}$$

k depende de:

Producción

Absorción

Moderación

Fuga

Se calcula aproximadamente por la *six-factor-formula*

$$k = \eta \epsilon p f L_f L_T$$

El proceso se divide en pasos y cada factor se estima por separado

Factor de reproducción y factor de neutrones rápidos

1. Se particulariza la anterior para neutrones térmicos

$$\eta = \frac{\text{neutrones rápidos debidos a neutrones térmicos}}{\text{neutrones térmicos absorbidos por el fuel}}$$

Debe ser > 1

Ej. $\eta = 1.79$

2. No todos los neutrones rápidos provienen de fisiones debidas a n térmicos. Algunas son causadas por n rápidos

$$\epsilon = \frac{\text{total de neutrones rápidos emitidos}}{\text{neutrones rápidos debidos a neutrones térmicos}}$$

Es > 1

Ej. $\epsilon = 1.067$

Fuga (*leakage*) de neutrones rápidos

3. Los neutrones rápidos, por su gran velocidad, tienen un recorrido libre medio muy largo. Pueden escapar de la celda de combustible

$$1 - L_f = \frac{\text{número de neutrones rápidos que escapan}}{\text{número de neutrones rápidos}}$$

...y la complementaria...

$$L_f = \frac{\text{número de neutrones que no se escapan}}{\text{número de neutrones rápidos}}$$

$$Es < 1$$

$$\text{Ej. } 1 - L_f = 0.283, L_f = 0.717$$

Absorción de neutrones rápidos

4. Una parte de los neutrones rápidos es absorbida por los materiales del reactor

La sección eficaz suele ser baja, salvo en la *absorción de resonancia* del ^{238}U , que aparece al moderarse los neutrones

$$1 - p = \frac{\text{neutrones rápidos absorbidos}}{\text{número de neutrones que no se escapan}}$$

...y la complementaria...

$$p = \frac{\text{neutrones rápidos no absorbidos}}{\text{número de neutrones que no se escapan}}$$

$$\text{Es} < 1$$

$$\text{Ej. } 1 - p = 0.173, p = 0.827$$

Fuga (*leakage*) de neutrones térmicos

5. Los neutrones térmicos tienen un recorrido libre medio muy corto, no obstante, algunos pueden escapar

$$1 - L_T = \frac{\text{número de neutrones térmicos que escapan}}{\text{neutrones rápidos no absorbidos}}$$

$$L_T = \frac{\text{número de neutrones térmicos que no se escapan}}{\text{neutrones rápidos no absorbidos}}$$

$$1 - L_T \ll 1 - L_f$$

$$E_s < 1$$

$$\text{Ej. } 1 - L_T = 0.025, L_T = 0.975$$

Absorción de neutrones térmicos

Todos los neutrones que no escapan acaban siendo absorbidos

6. Algunos neutrones térmicos son absorbidos por el moderador, el veneno, el refrigerante y el recubrimiento

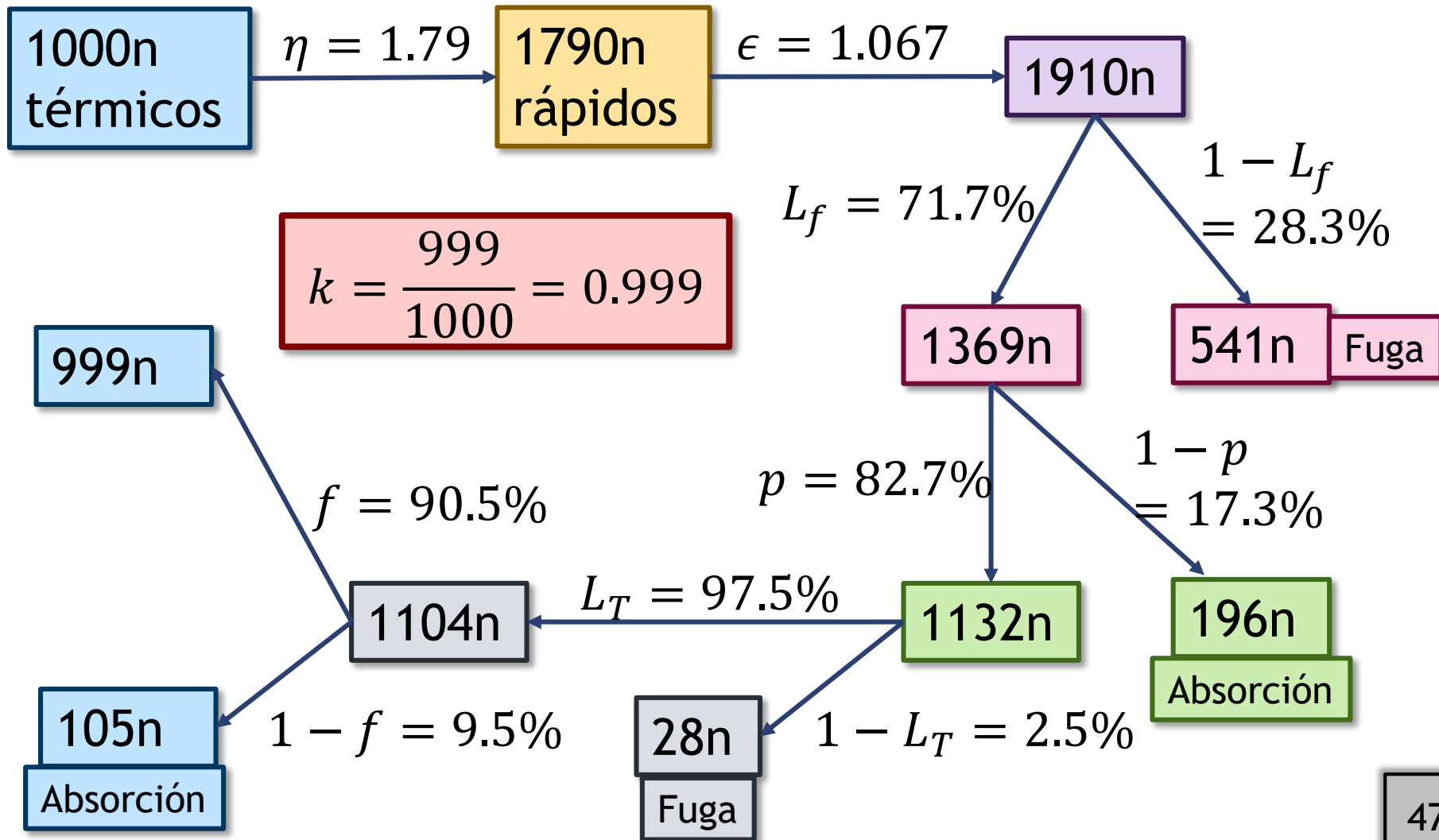
$$f = \frac{\text{número de neutrones térmicos absorbidos por el fuel}}{\text{número de neutrones térmicos que no se escapan}}$$

$$1 - f = \frac{\text{número de neutrones térmicos absorbidos por otros}}{\text{número de neutrones térmicos que no se escapan}}$$

$$Es < 1$$

$$Ej. 1 - f = 0.095, f = 0.905$$

El ciclo de los neutrones



Formula de 6 factores y fórmula de 4 factores

$$k = \epsilon p f \eta L_f L_T$$

Fórmula de seis factores

En un reactor infinitamente extenso, no se escapa ningún neutrón, $L_f = 1$ y $L_T = 1$

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

Fórmula de cuatro factores

En nuestro ejemplo:

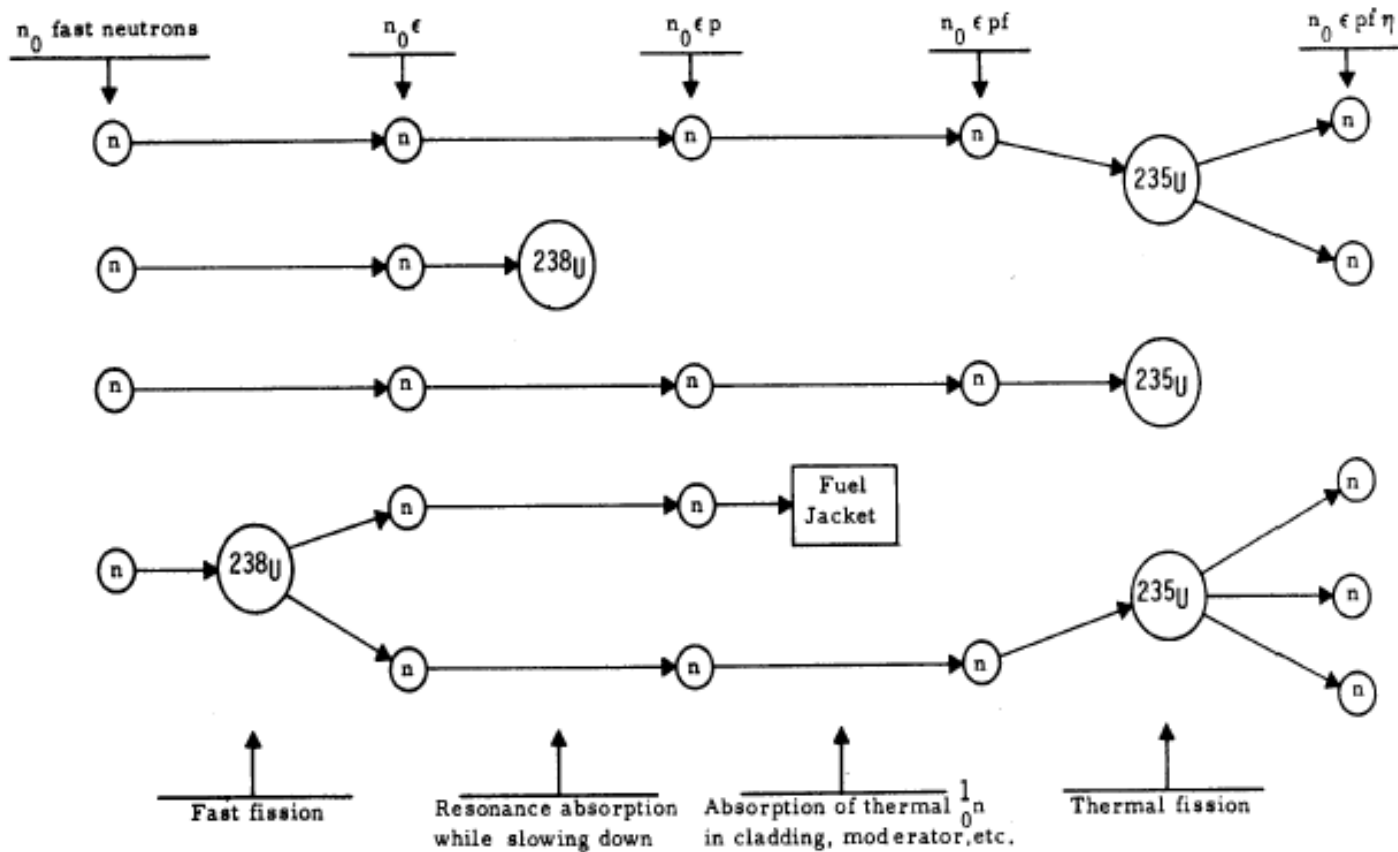
$$k = 0.999$$
$$k_{\infty} = 1.429$$

Con el combustible se fijan η , ϵ y p

Con el diseño: L_f y L_T

En operación: f

Ejemplo simple de la fórmula de 4 factores



For This Diagram Only:

$\epsilon = 5/4 = 1.25$
 $p = 4/5 = 0.80$
 $f = 3/4 = 0.75$
 $\eta = 5/3 = 1.66$

$$k_{\infty} = \frac{n_0 \epsilon p f \eta}{n_0} = 5/4 = 1.25$$

No siempre un reactor opera en régimen estacionario

En arranque o parada la potencia va cambiando

→ $k \neq 1$

Reactividad del reactor

$$\rho = \frac{\delta k}{k} = \frac{k - 1}{k}$$

$\rho > 0$

Supercrítico

$\rho < 0$

Subcrítico

Hay que usar la ec. dependiente del tiempo

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = D \nabla^2 \phi + \Sigma_f \phi - \Sigma_a \phi$$

Esta ecuación no tiene en cuenta que no todo es simultáneo

Δt para emitir los neutrones

Δt para moderar los neutrones

Δt para capturar los neutrones

Un reactor supercrítico sin neutrones diferidos es inestable

Cuando k sube del valor crítico se introducen las barras absorbentes de B_4C . ¿Hay tiempo para hacerlo?

El tiempo τ de cada generación es muy corto, por lo que la situación puede descontrolarse rápidamente

Si $k = 1.001$ y $\tau \simeq 10^{-4}s$, ¿Cuanto crece en 1s?

$$N = 1.001^{10^4} N_0 = 22000 N_0$$

¡Accidente!

En general

$$N(t) = (1 + \delta k)^{\frac{t}{\tau}} N_0 \simeq N_0 e^{\frac{t}{T}}$$

$$T = \frac{\tau}{\delta k} = \frac{\tau}{k - 1}$$

La importancia de los neutrones diferidos

Una parte (0.65%) de los neutrones son diferidos (*delayed*)

Group	Half-Life (s)	Decay Constant (s ⁻¹)	Energy (keV)	Yield, Neutrons per Fission	Fraction
1	55.72	0.0124	250	0.00052	0.000215
2	22.72	0.0305	560	0.00546	0.001424
3	6.22	0.111	405	0.0031	0.001274
4	2.3	0.301	450	0.00624	0.002568
5	0.614	1.14 -		0.00182	0.000748
6	0.23	3.01 -		0.00066	0.000273
Total					0.006502

El tiempo efectivo es una combinación del de los inmediatos y del de los diferidos

$$T_{ef} = \left(1 - \sum_i \beta_i \right) T + \sum_i \beta_i (T + T_i) \approx 0.083s \gg 10^{-4}s$$

Criticalidad inmediata y diferida

El reactor puede ser subcrítico en los neutrones inmediatos y dar tiempo de reacción suficiente

Criticalidad inmediata
(*prompt critical*)

$\rho > 0$ sin los neutrones diferidos

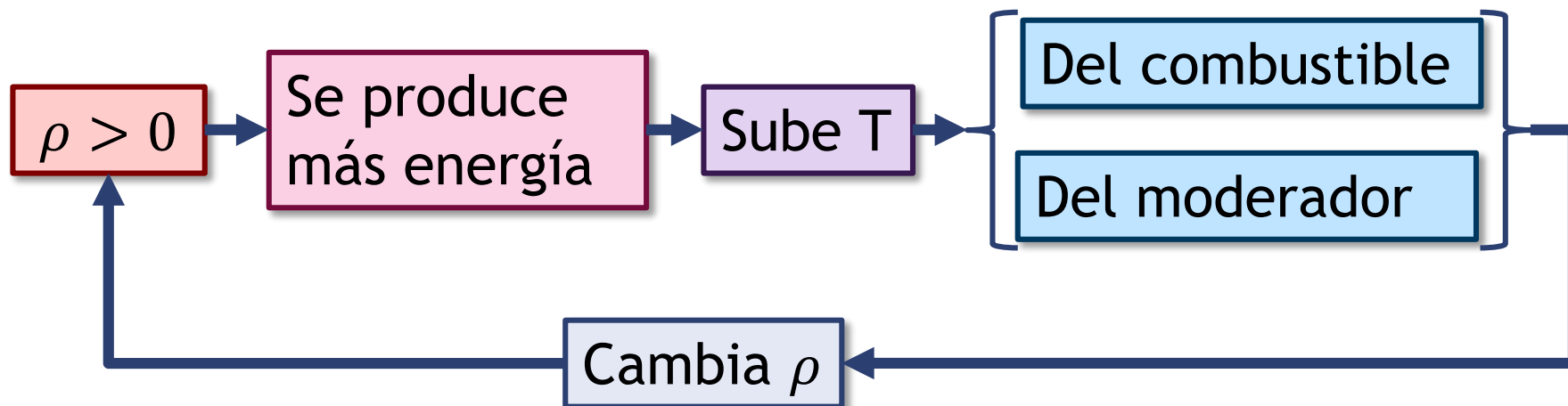
Reacción explosiva

Criticalidad diferida
(*delayed critical*)

$\rho < 0$ sin los neutrones diferidos
pero $\rho > 0$ con ellos

Reacción controlable

El cambio en la reactividad cambia la reactividad



$$\frac{d\rho}{dT} > 0$$

Feedback
positivo

Descontrol

$$\frac{d\rho}{dT} < 0$$

Feedback
negativo

Control

Influyen más factores además de la temperatura

Dependencia con la temperatura del combustible (coeficiente Doppler)

$$\alpha_{T_{\text{fuel}}} = \frac{\partial \rho}{\partial T_{\text{fuel}}}$$

Si sube la temperatura del combustible

Dilatación

Menos neutrones por unidad de volumen, $\rho \downarrow$

La absorción es el efecto dominante

Mayor agitación

Más energía de los neutrones térmicos, $\rho \uparrow$

$$\alpha_{T_{\text{fuel}}} < 0$$

Mayor T del U-238

Más absorción en la zona de resonancia, $\rho \downarrow$

Dependencia con la temperatura del moderador (MTC)

$$\alpha_{T_M} = \frac{\partial \rho}{\partial T_M}$$

Si sube la temperatura del moderador

Menor densidad

Mayor agitación

Menor moderación, $\rho \downarrow$

Menor absorción, $\rho \uparrow$

Mayor *scattering* y menos fugas, $\rho \uparrow$

Domina la menor absorción

$$\alpha_{T_M} < 0$$

El efecto de las burbujas: coeficiente de vacío (*void coefficient*)

En los reactores con moderadores y/o refrigerantes líquidos pueden formarse burbujas

Daños mecánicos (cavitación)

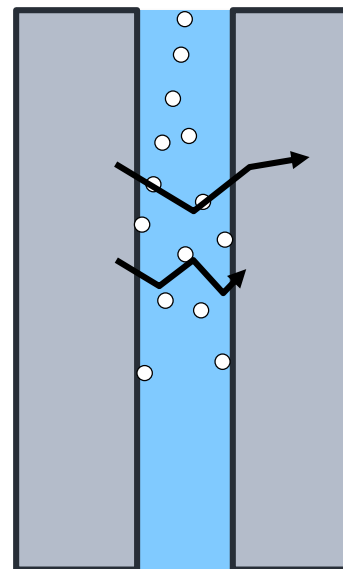
Cambio en la reactividad

Moderación

Absorción

Cambio en la refrigeración

El cambio en la reactividad se mide con el coeficiente de vacío (*void coefficient*)



$$\alpha_v = \frac{\partial \rho}{\partial f}$$

Puede ser > 0 o < 0

f : fracción de vacío

Dependencia con la presión del moderador (*pressure coefficient*)

$$\alpha_{p_M} = \frac{\partial \rho}{\partial p_M}$$

Si aumenta la presión del moderador

Mayor densidad

Mayor moderación, $\rho \uparrow$

$$\alpha_{p_M} > 0$$

Este efecto es normalmente despreciable

El agua es casi incompresible

La presión se controla externamente