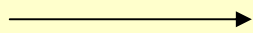
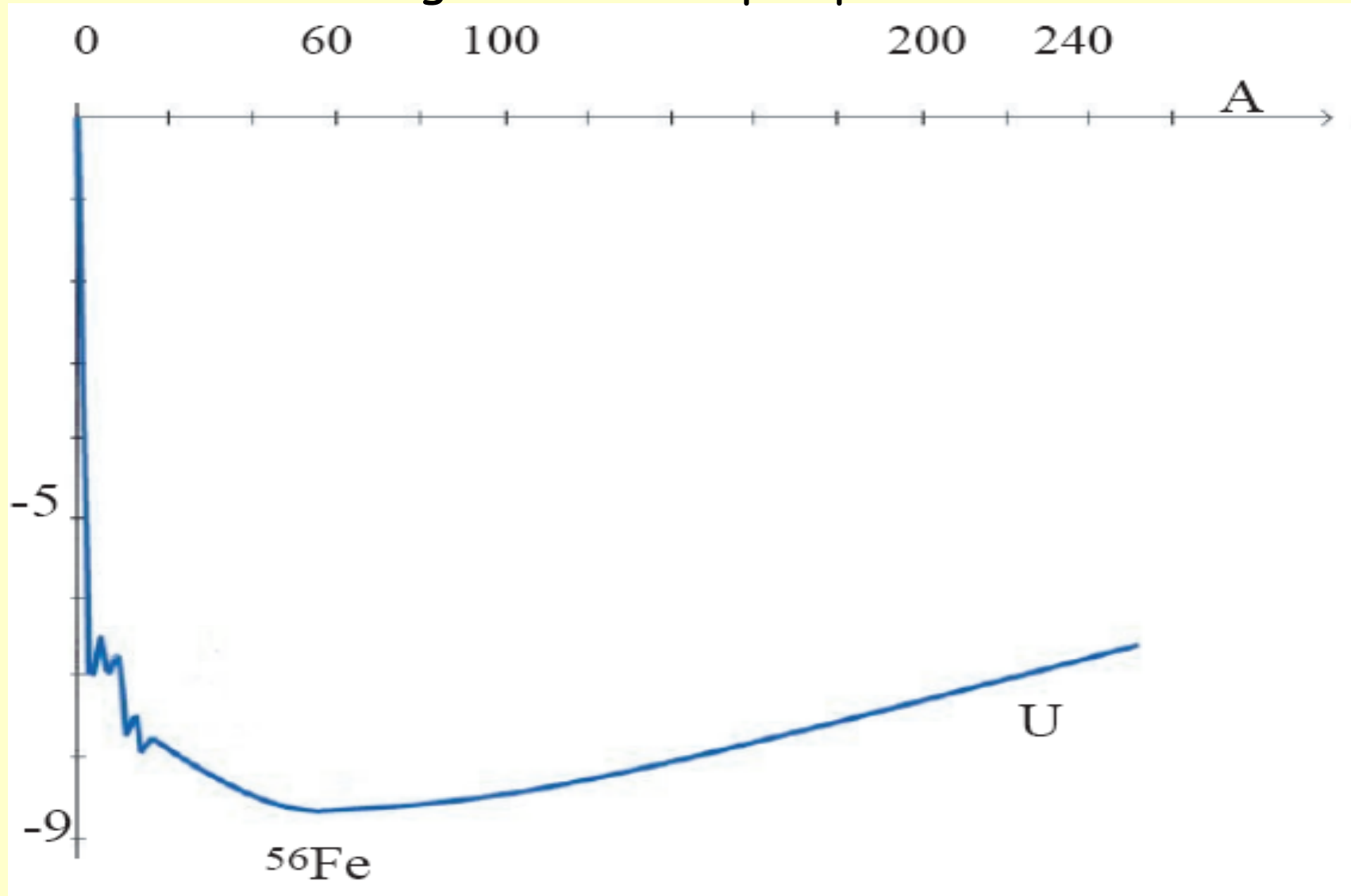


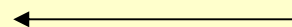
# Réacteur de fission

Principes et réalisation

# Energie de liaison par particule



Fusion



Fission

# Exemples

E/A

${}^2\text{H}$  (deuteron): 1.1 MeV

${}^3\text{H}$  (tritium): 2.8 MeV

${}^3\text{He}$  : 2.6 MeV

${}^4\text{He}$  : 7.07 MeV

${}^{58}\text{Fe}$  : 8.792 MeV

${}^{62}\text{Ni}$  : 8.794 MeV

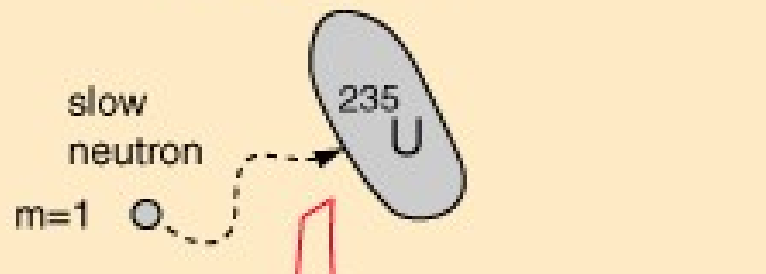
${}^{235}\text{U}$  : 7.590 MeV

Fusion

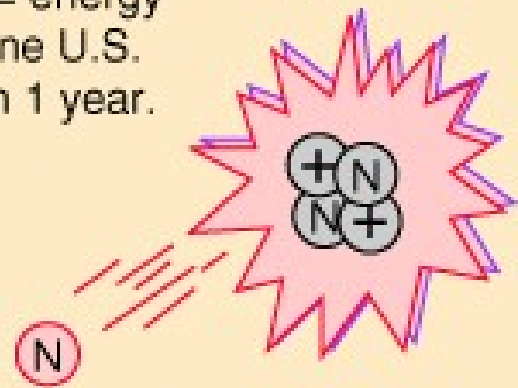
Fission

# FUSION

# FISSION



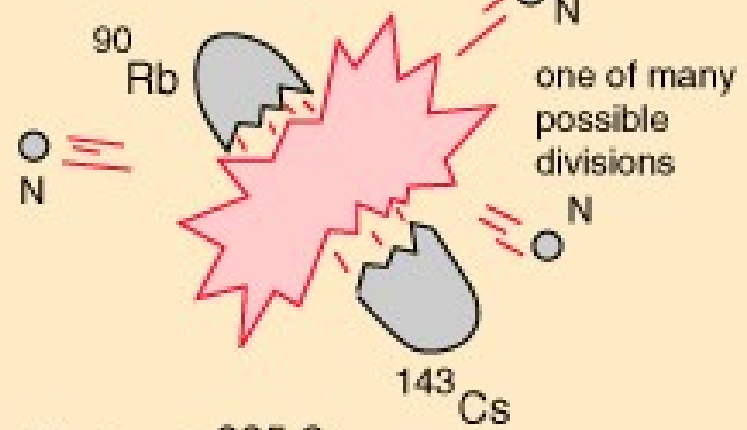
1 UNIT = energy use of one U.S. citizen in 1 year.



$$E = (.02)c^2$$

676 units

Conversion to energy per kg fuel



$$E = (.2)c^2$$

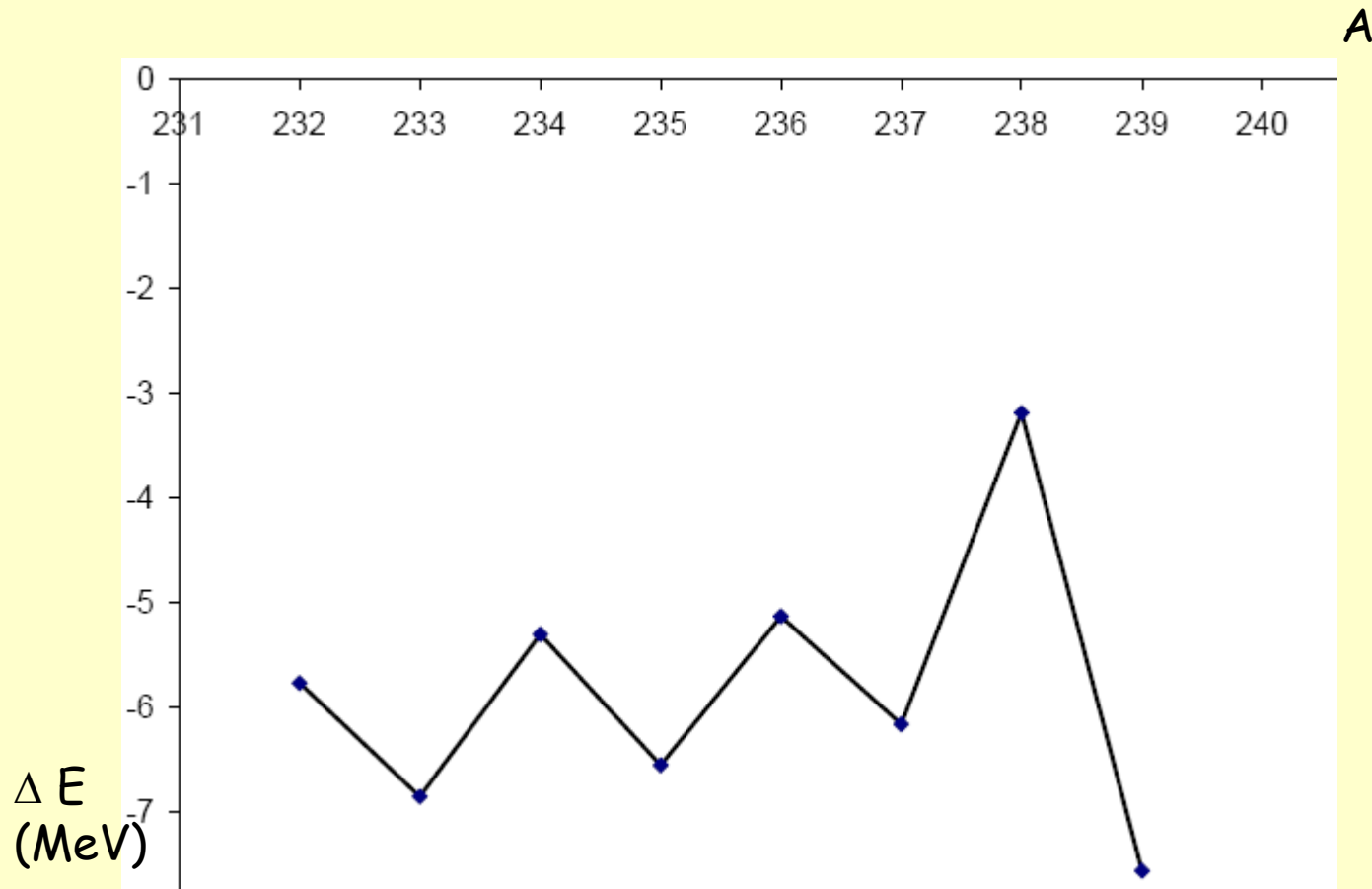
176 units

$$3,38 \cdot 10^{14} \text{ J/Kg}$$

$$8,8 \cdot 10^{13} \text{ J/Kg}$$

# Noyaux impairs moins liés que noyaux pairs!

## Isotopes d'Uranium



$$\Delta E = E(A-1) - E(A)$$

# La Région des Actinides Eléments & Isotopes

Du Thorium au Plutonium en passant par l'Uranium  
Le domaine d'action du nucléaire civil

Z

94

93

92

91

90

										<b>Plutonium</b>															
										Pu 232	Pu 233	Pu 234	Pu 235	Pu 236	Pu 237	Pu 238	Pu 239	Pu 240	Pu 241	Pu 242	Pu 243				
										e capture 36m	e capture 20m	e capture 9.0h	e capture 24.3m	α 2.85y	e capture 45.6d	α 87.8y	α 2.439x10 <sup>4</sup> y	α 6540y	F <sup>-</sup> 1.3y	α 3.87x10 <sup>5</sup> y	F <sup>-</sup> 4.8y				
										Np 229	Np 230	Np 231	Np 232	Np 233	Np 234	Np 235	Np 236	Np 237	Np 238	Np 239	Np 240	Np 241			
										α 4.0m	α 4.6m	α 50m	e capture 14.7m	e capture 35m	e capture 4.4d	e capture 396d	β <sup>-</sup> 22.5h	α 2.74x10 <sup>6</sup> y	β <sup>-</sup> 2.12d	β <sup>-</sup> 2.35d	F <sup>-</sup> 7.3m	β <sup>-</sup> 18.0m			
<b>Uranium</b>										U 226	U 227	U 228	U 229	U 230	U 231	U 232	U 233	U 234	U 235	U 236	U 237	U 238	U 239	U 240	
										α ~0.5s	α 1.1m	α 9.1m	e capture 58m	α 20.8d	e capture 4.2d	α 72y	α 1.58x10 <sup>5</sup> y	α 2.44x10 <sup>5</sup> y	0.0055% α 7.04x10 <sup>8</sup> y	α 2.34x10 <sup>7</sup> y	β <sup>-</sup> 6.75d	α 4.47x10 <sup>9</sup> y	α 99.28% 235m	F <sup>-</sup> 235m	β <sup>-</sup> 14.1h
Pa 222	Pa 223	Pa 224	Pa 225	Pa 226	Pa 227	Pa 228	Pa 229	Pa 230	Pa 231	Pa 232	Pa 233	Pa 234	Pa 235	Pa 236	Pa 237	Pa 238									
α 5.7ms	α ~6.5ms	α ~0.95s	α 1.8s	α 1.8m	α 38.3m	e capture 26h	e capture 1.4d	e capture 17.4d	α 3.25x10 <sup>4</sup> y	β <sup>-</sup> 1.32d	β <sup>-</sup> 27.0d	β <sup>-</sup> 6.67h	β <sup>-</sup> 24.1m	β <sup>-</sup> 9.1m	β <sup>-</sup> 8.7m	F <sup>-</sup> 2.3m									
Th 221	Th 222	Th 223	Th 224	Th 225	Th 226	Th 227	Th 228	Th 229	Th 230	Th 231	Th 232	Th 233	Th 234	Th 235											
α 1.7ms	α 2.9ms	α 0.66s	α 1.04s	α 8m	α 31m	α 18.72d	α 1.913y	α 7340y	α 7.7x10 <sup>4</sup> y	β <sup>-</sup> 25.52h	α 100% 1.40x10 <sup>10</sup> y	β <sup>-</sup> 22.2m	β <sup>-</sup> 24.1d	β <sup>-</sup> 6.9m											
															<b>Thorium</b>										

Pour distinguer les lignes entre elles, les « éléments », on PEUT utiliser des méthodes de la chimie (plus « aisé »)

Pour distinguer les cases sur une ligne, les « isotopes », il FAUT utiliser des méthodes physique (plus « difficile »)



# Pourquoi?

Age de la terre: 4.65 milliards années.

Tous les noyaux lourds (au-dessus du  $^{208}\text{Pb}$ ) sont instables ( $\alpha$  ou  $\beta$ )

Demi vie: temps nécessaire pour que la moitié des noyaux d'un échantillon disparaissent.

$^{232}\text{Th}$ : 14 milliards années

$^{238}\text{U}$  : 4.5 milliards années

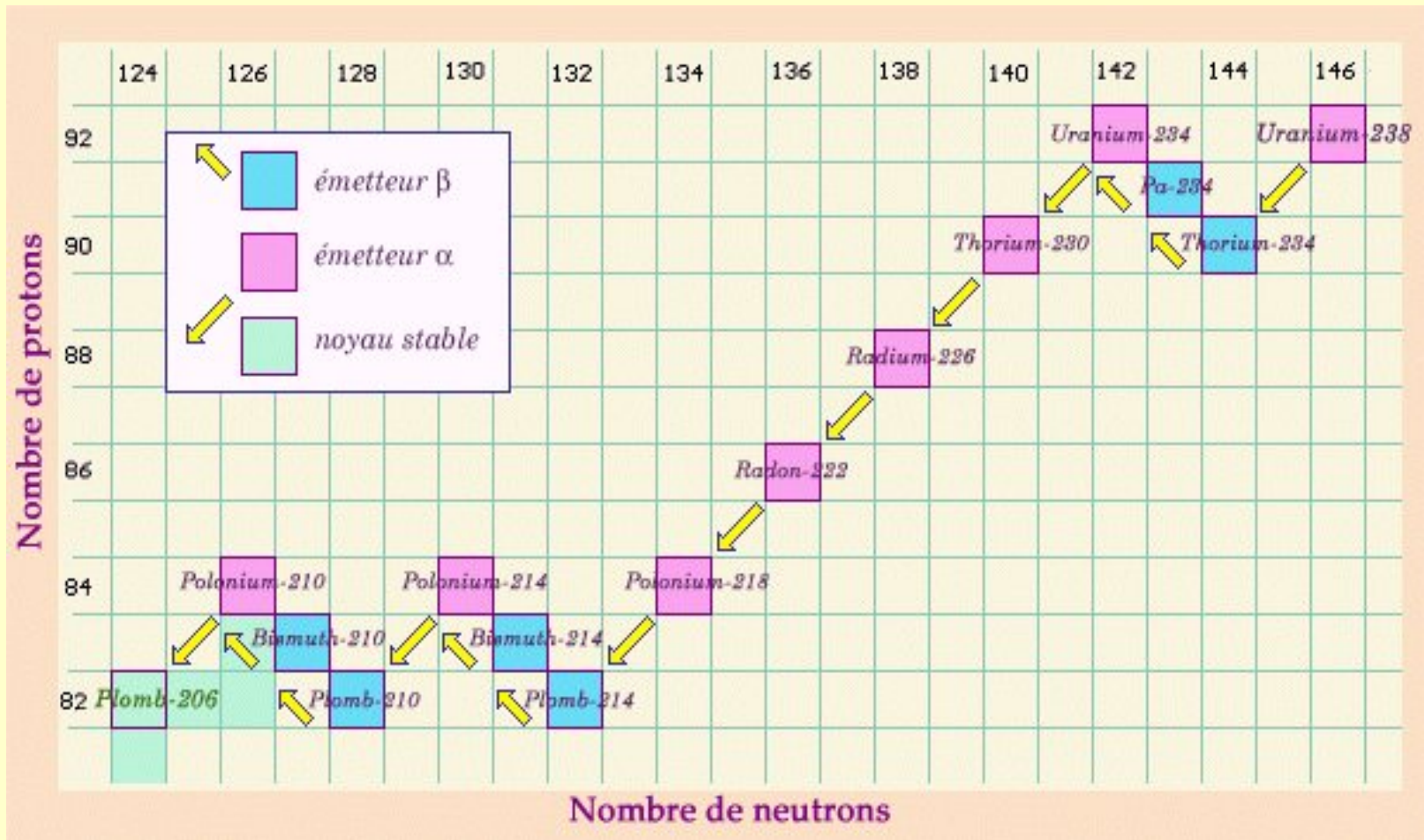
$^{235}\text{U}$  : 700 millions années

Il reste environ la moitié de l' $^{238}\text{U}$  présent à la formation de la terre.

Composition aujourd'hui de l'U naturel: 99.3%  $^{238}\text{U}$  et 0.7%  $^{235}\text{U}$

# Radioactivité naturelle - un exemple

$$^{238}\text{U} \quad T_{1/2} = 4,46 \cdot 10^9 \text{ ans}$$



# Quelques définitions

**Noyaux fissiles:** noyaux lourds

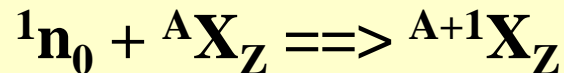
pairs (Z) - impairs (N) ( $^{235}\text{U}_{92}$ )

fissionnent s'ils absorbent un neutron de basse énergie

(n dit thermique  $E_n = 1/40 \text{ eV}$ )

**Noyaux fertiles :** noyaux lourds pairs-pairs ( $^{238}\text{U}_{92}$ )

qui après absorption d'un neutron (capture)



et décroissance(s)  $\beta$  fournissent un noyau fissile

**Réaction de diffusion :**  ${}^1_0\text{n}_0 + {}^A_Z\text{X} \implies {}^A_Z\text{X} + {}^1_0\text{n}_0$

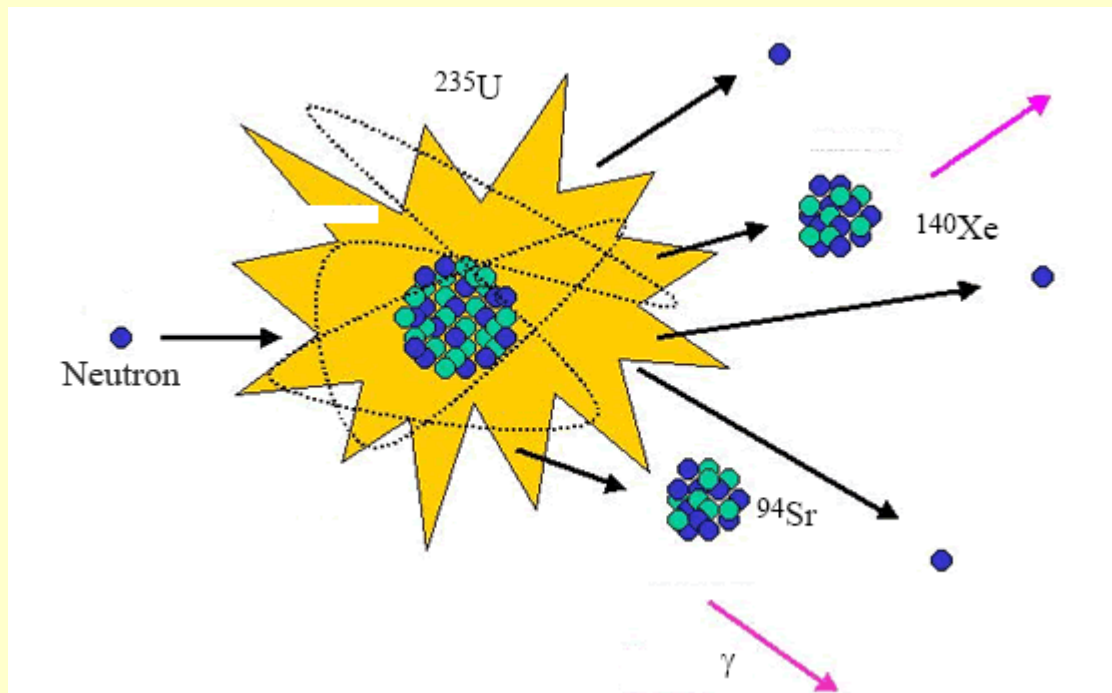
Si  ${}^A_Z\text{X}$  au repos et  $E_n \implies E_{\text{recul}}$  et  $E_{n'} < E_n$  ralentissement du n

D'autant plus efficace que X est léger  $\implies$  Modération

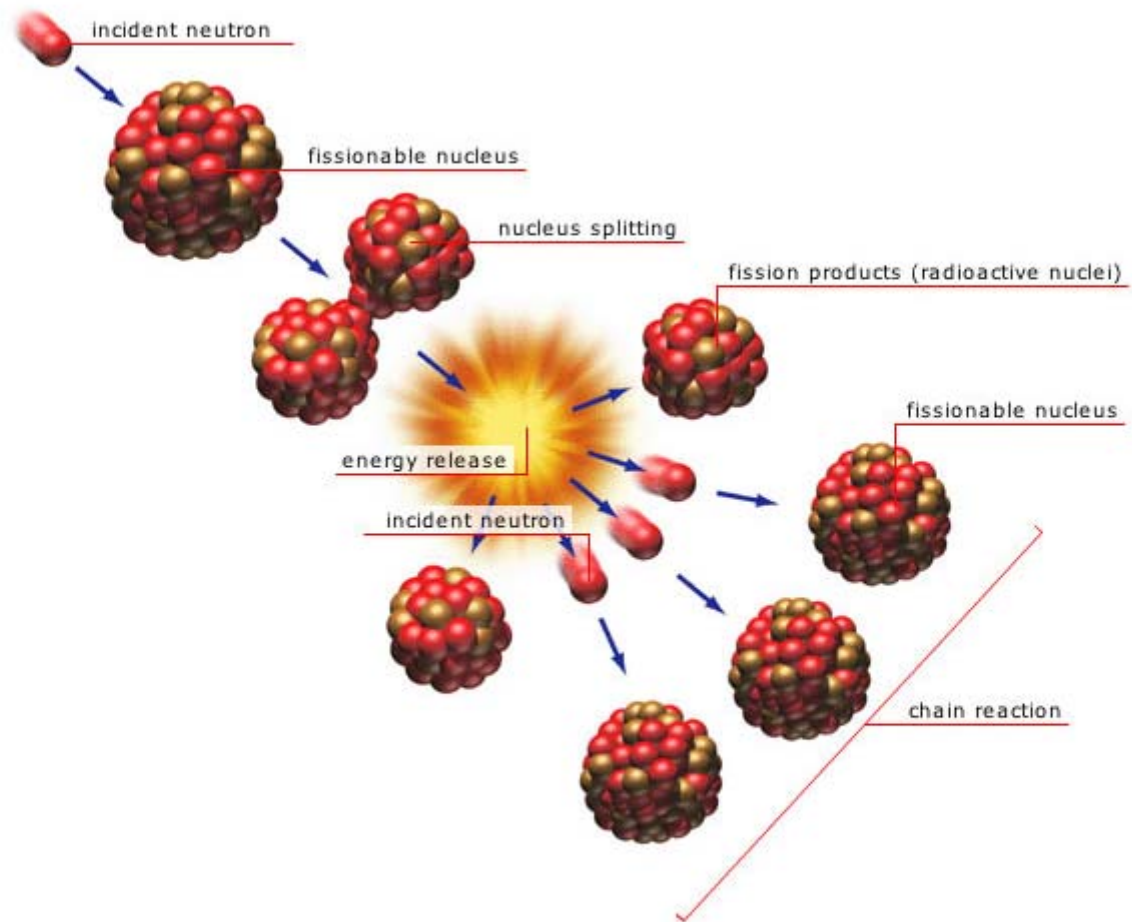


# Fission de l'U

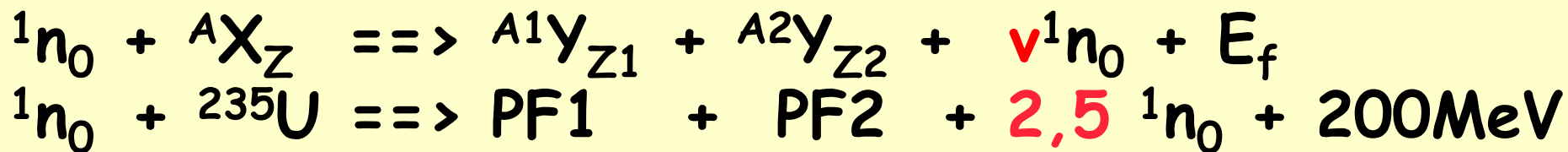
Un neutron est capturé par  $^{235}\text{U}$ : formation de  $^{236}\text{U}$  qui fissionne  
fission pour toute E du n



Un exemple de voie de fission: Sr et Xe résidus






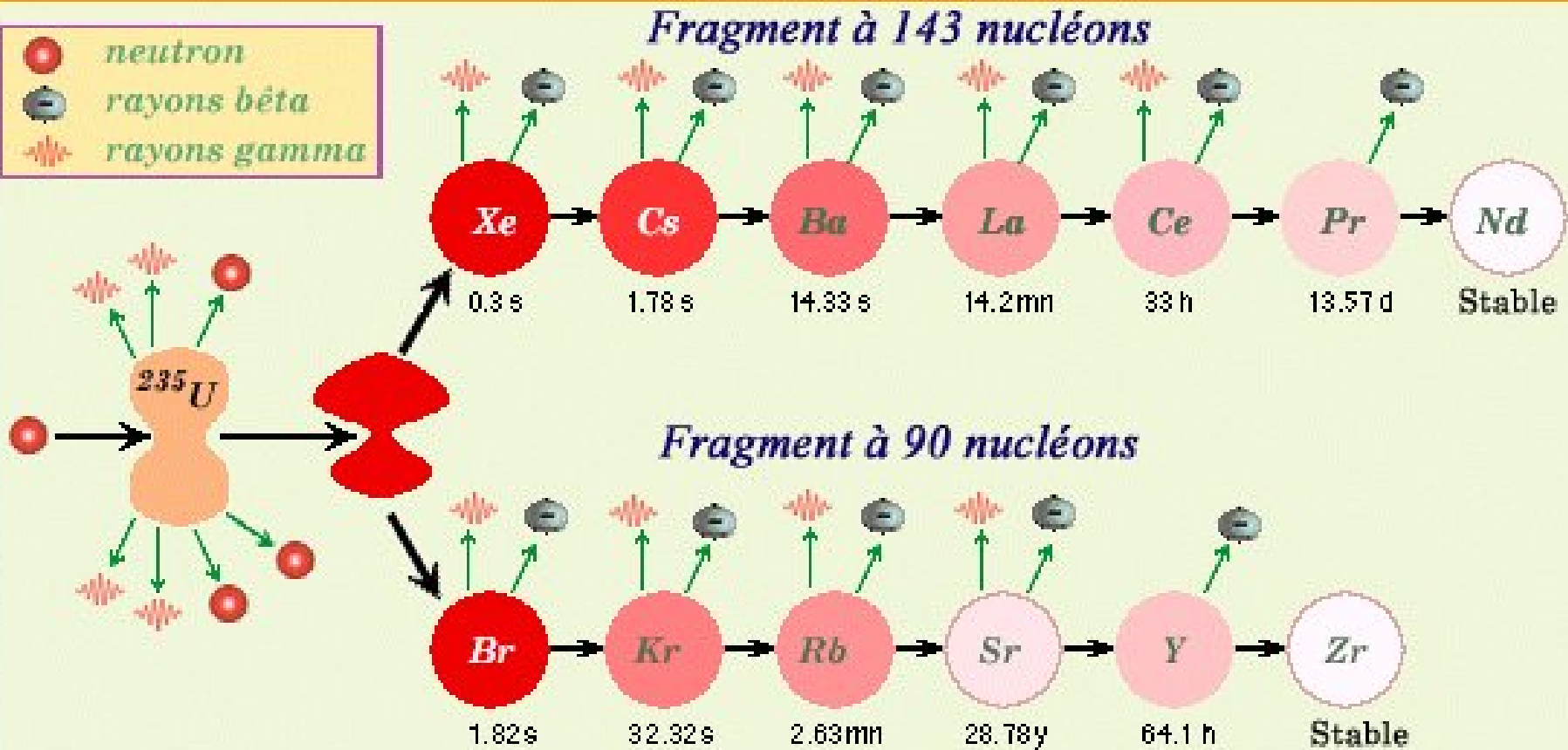
© 2004 QA International. All rights reserved.

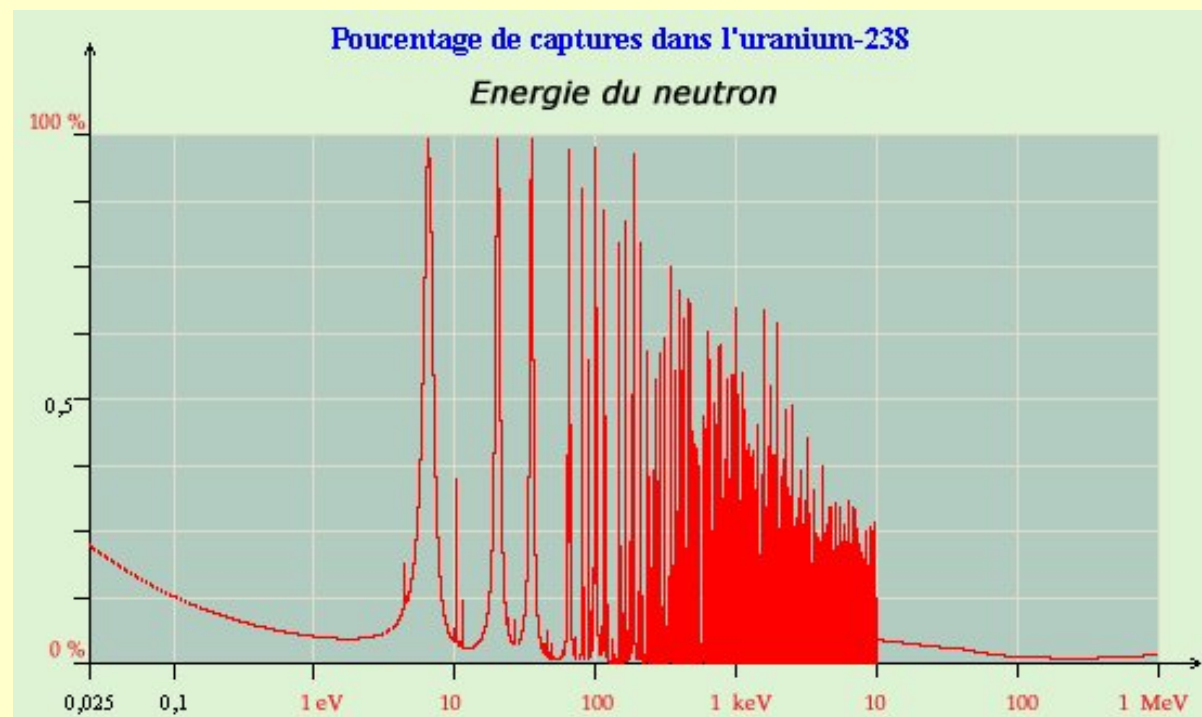
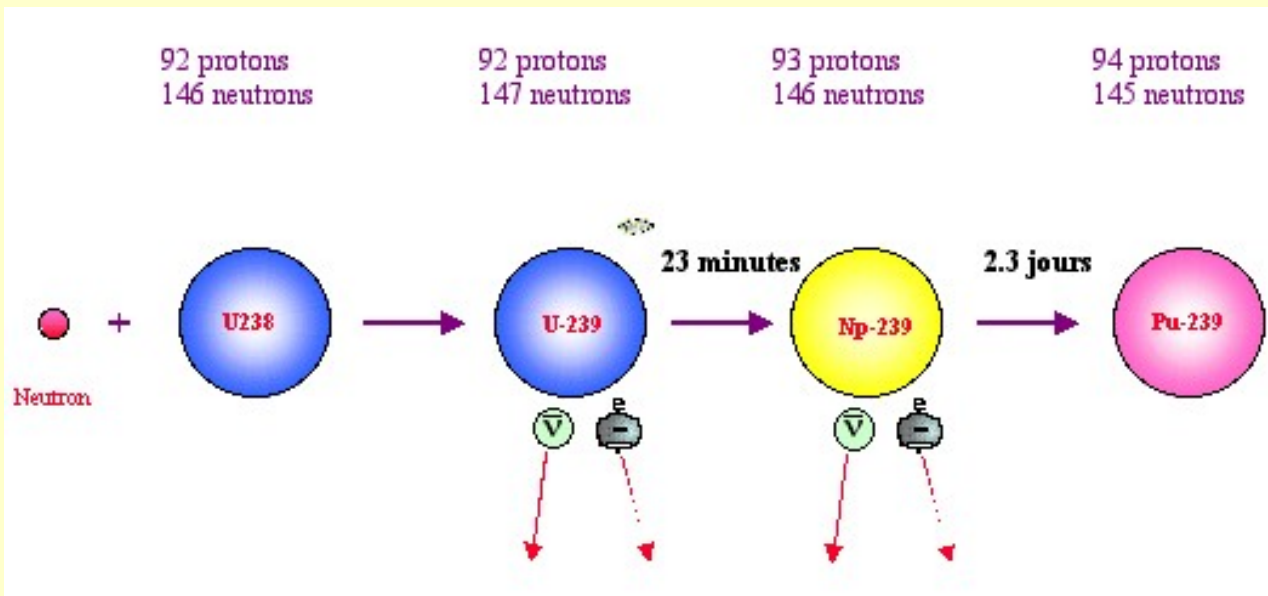


Tous les PF sont radioactifs émetteurs  $\beta$  et/ou  $\gamma$

# PF : désexcitation $^{143}\text{Xe} + ^{90}\text{Br}$

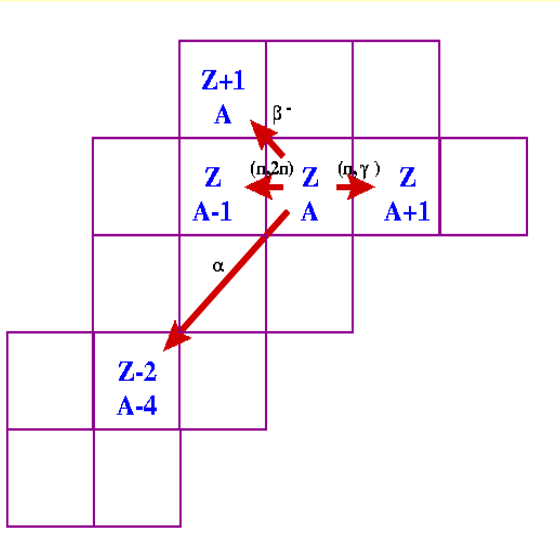
-  neutron
-  rayons bêta
-  rayons gamma



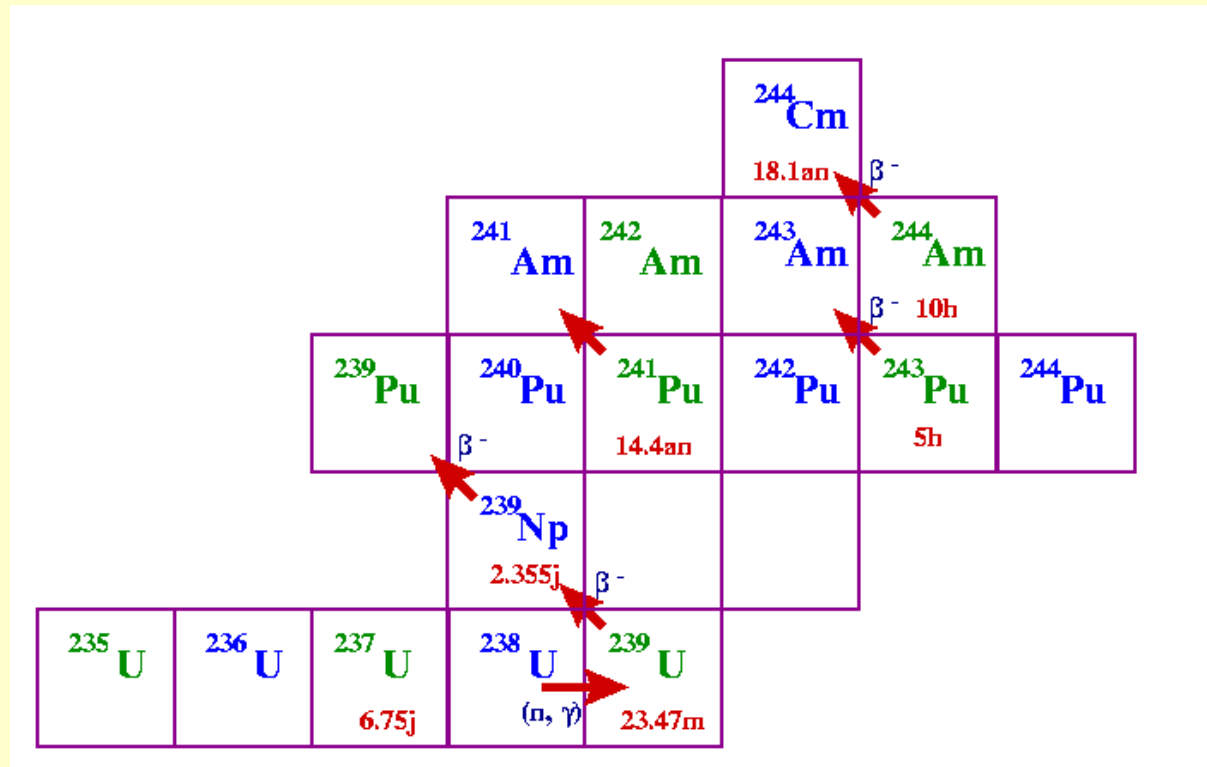


# Absorption = Capture $^{238}\text{U}$

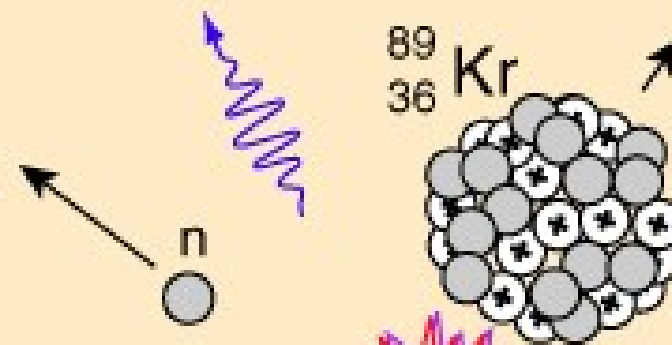
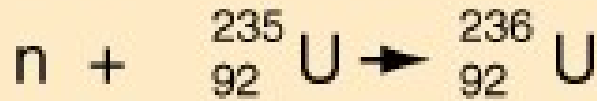
## $(n,\gamma)$ peuvent être multiples



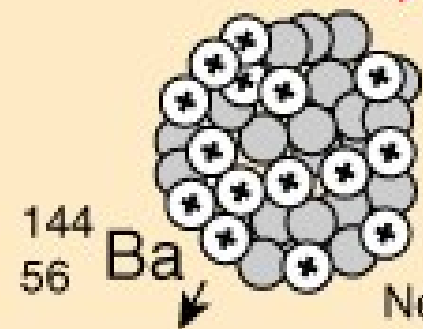
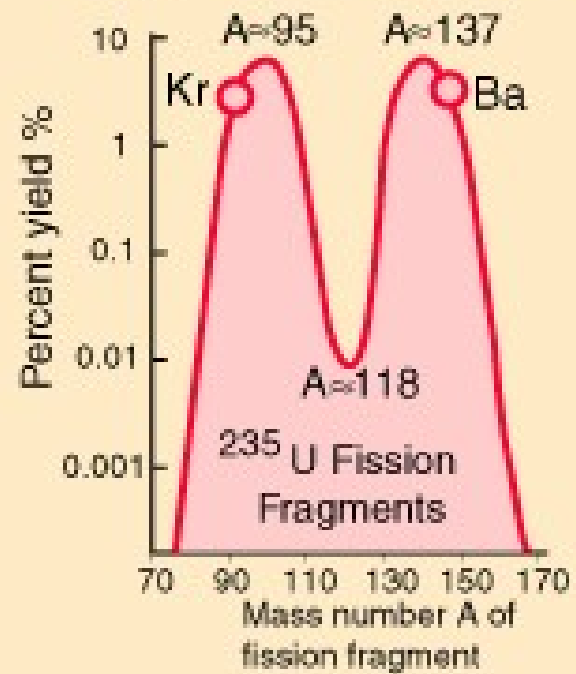
## Production $^{239}\text{Pu}$ et actinides mineurs AM



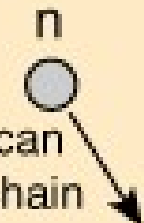
An example of one of the many reactions in the uranium-235 fission process.

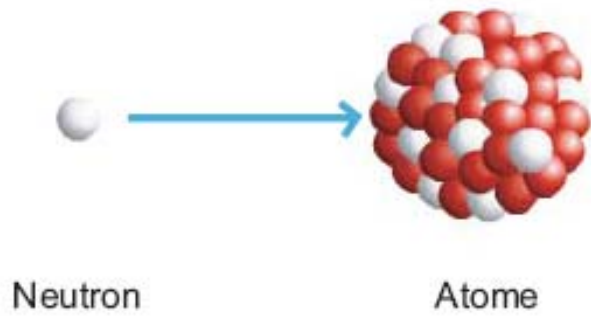


Fission yields fragments of intermediate mass, an average of 2.4 neutrons, and average energy about 215 MeV.

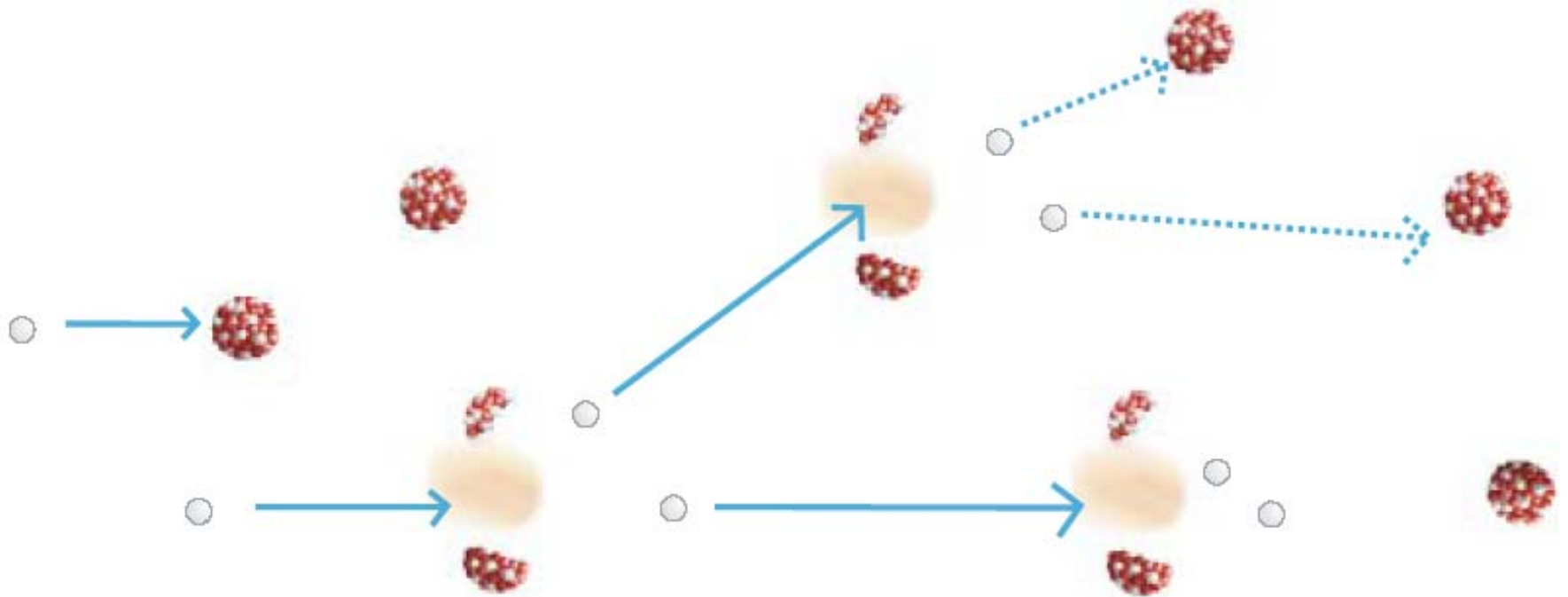


Neutrons can initiate a chain reaction.

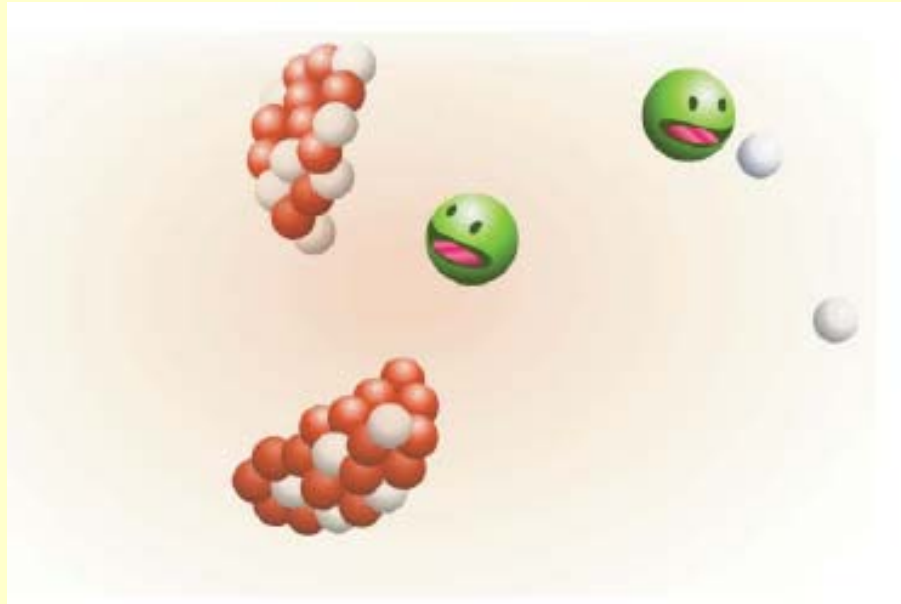




A l'origine de réaction de fission, il y a un projectile, le neutron, qui vient frapper un noyau et le divise en 2 parties.

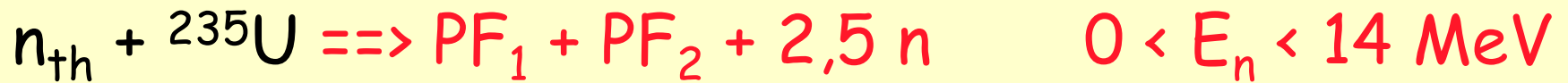


Par exemple, lors de la fission, l'atome d'uranium 235 est divisé en 2 et émet 2 ou 3 neutrons qui peuvent à leur tour frapper et diviser d'autres noyaux et ainsi de suite. C'est ce que l'on appelle **"la réaction en chaîne"**.



Dans un réacteur, la réaction est contrôlée de façon à ce qu'un seul des neutrons générés par chaque fission en provoque une nouvelle.  
Un modérateur est utilisé pour ce contrôle.

# Les réactions $n + {}^{235,238}\text{U}$ , ( ${}^{239}\text{Pu}$ ), + modérateur *un peu de neutronique*



Energie cinétique

0,025 eV

de 0,025 eV à 100 eV

de 100 eV à 10 keV

de 10 keV à 10 MeV

> 10 MeV

Classification

thermiques

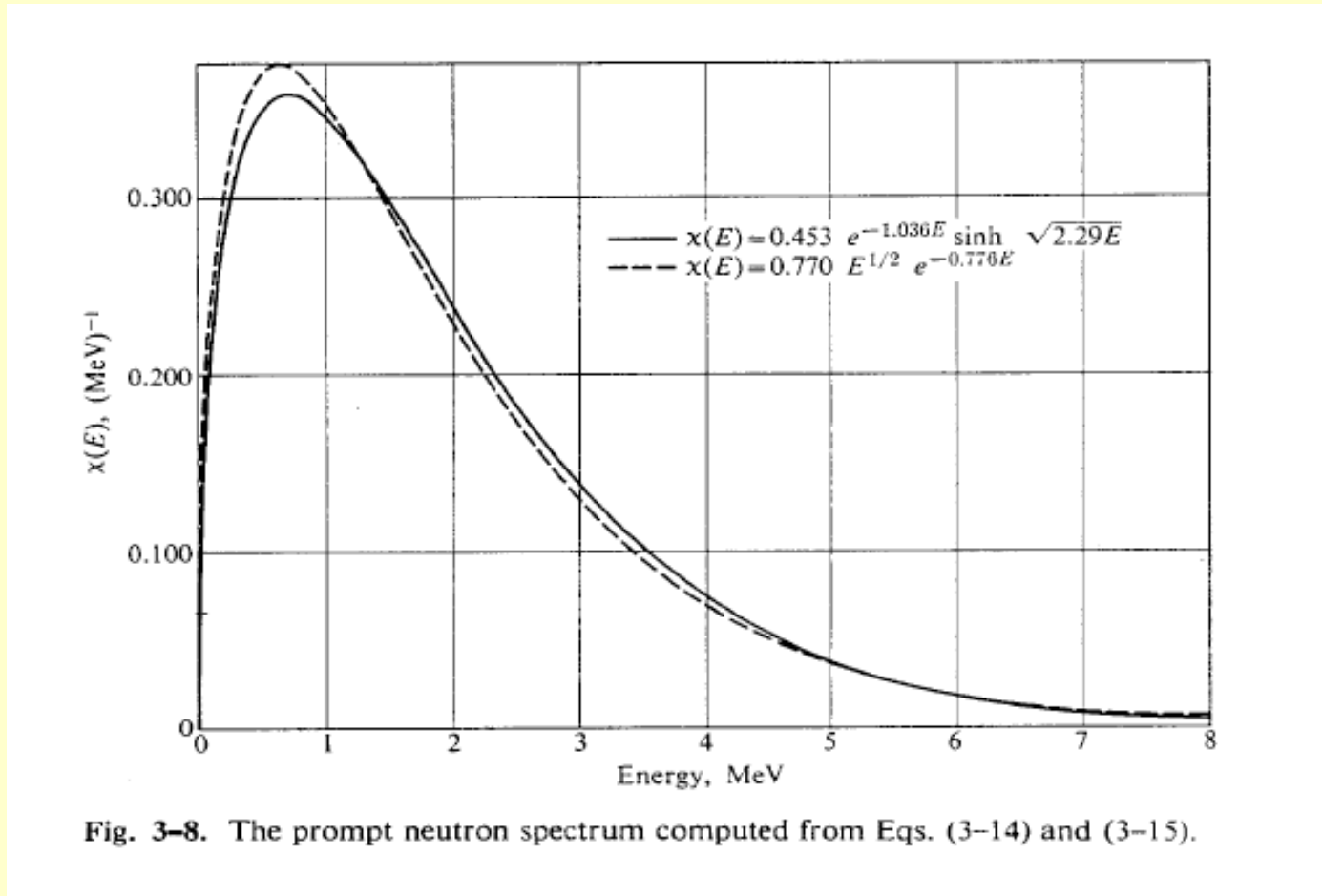
lents

intermédiaires

rapides

haute énergie

# Spectre en énergie des neutrons de fission de $^{235}\text{U}$



Choix: utiliser les neutrons à l'énergie de fission (1 à 3 MeV)  
OU  
ralentir les neutrons jusqu'à ce qu'ils soient thermiques

# Bilan en énergie d'une fission

- 200 MeV (30 picojoules) par fission

fragments de fission: 166 MeV d'énergie cinétique

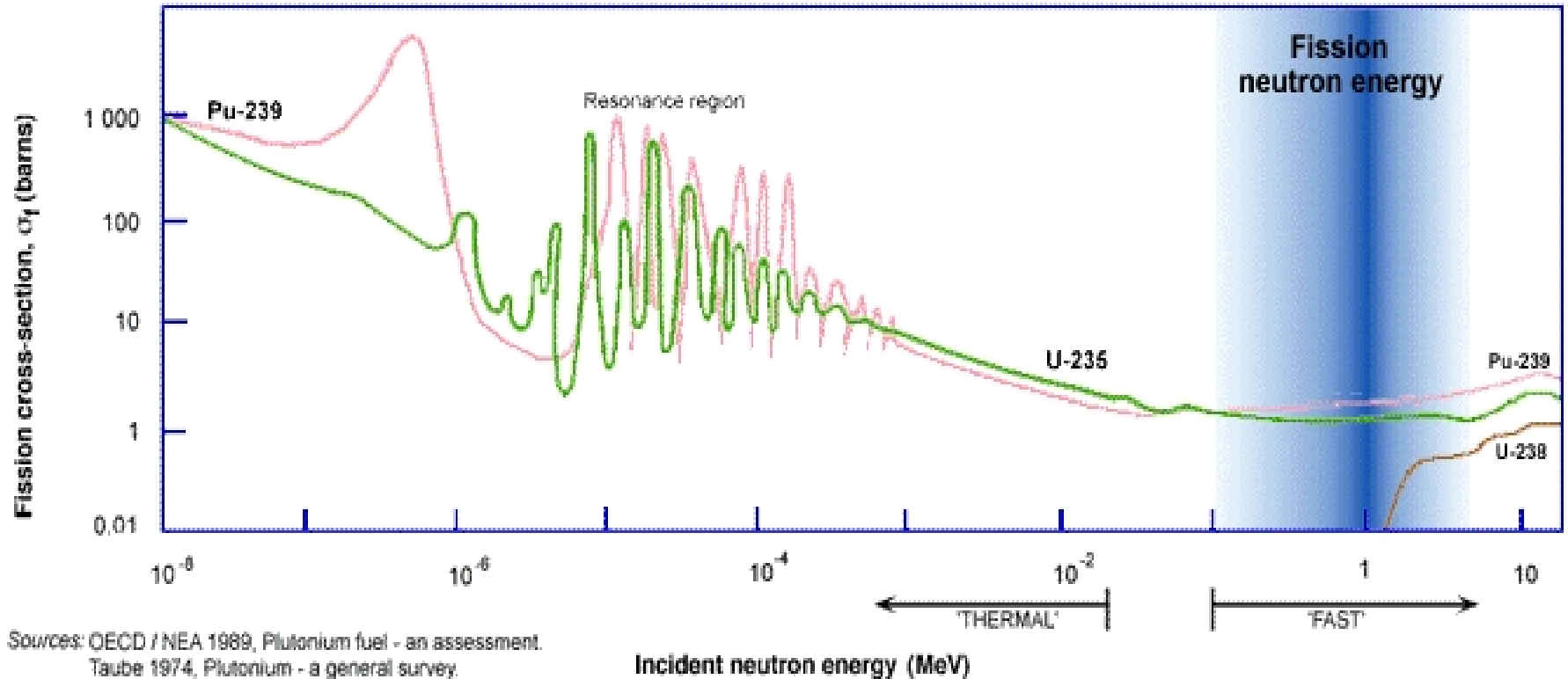
29 MeV d'énergie interne

(récupérée par leur désexcitation)

neutrons: 5 MeV pour en moyenne 2.5 neutrons

Absorption = Fission  $^{235,238}\text{U}, ^{239}\text{Pu}$  (n,f)

NEUTRON CROSS-SECTIONS FOR FISSION OF URANIUM AND PLUTONIUM



Sources: OECD / NEA 1989, Plutonium fuel - an assessment.  
Taube 1974, Plutonium - a general survey.  
1 barn = 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup>, 1 MeV = 1.6 x 10<sup>-13</sup> J

section efficace :  $\sigma$  : en barn 10<sup>-28</sup> m<sup>2</sup> (ou 100 fm<sup>2</sup>)

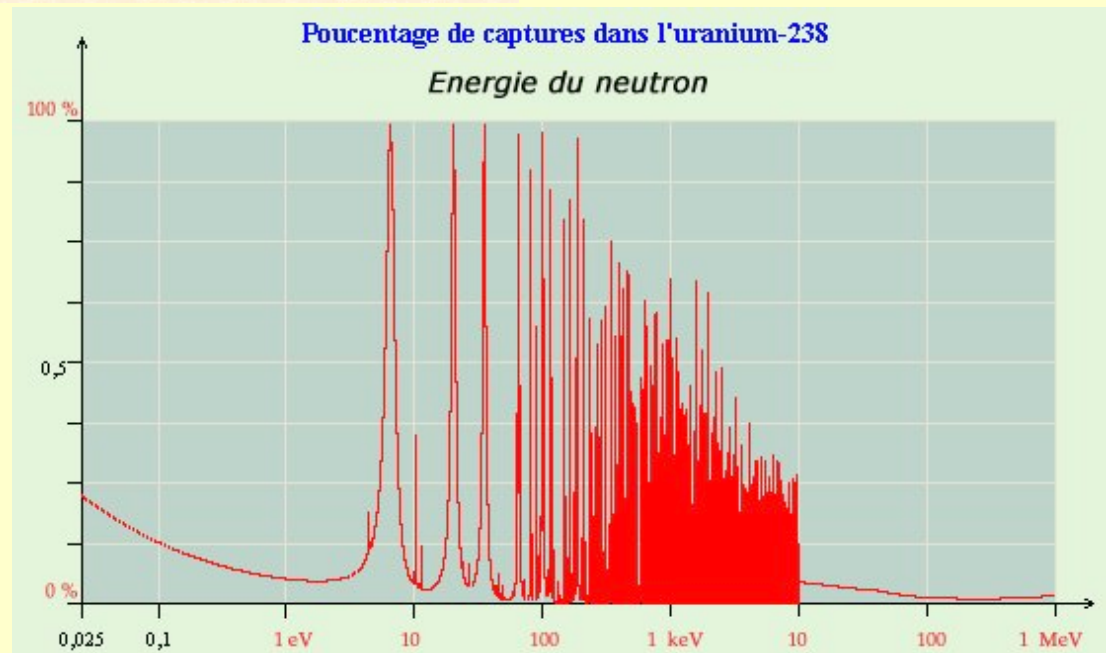
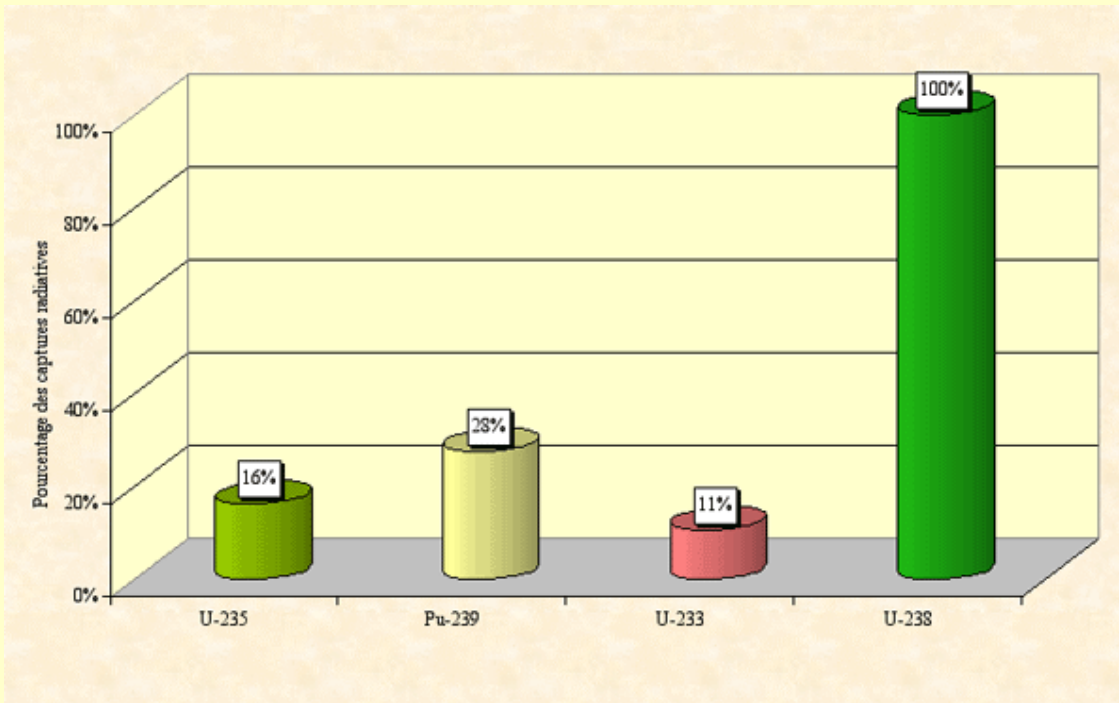
liée à la probabilité de la réaction

# Vie d'un neutron dans un réacteur

- Neutron utile: capturé par  $^{235}\text{U}$  et produit une fission
- Neutrons inefficaces:
  - capturé par  $^{238}\text{U}$
  - capturé par les matériaux du réacteur
  - sort de la zone de réaction
  - capturé par  $^{235}\text{U}$  et ne produit pas de fission

Bilan doit être d'un neutron produisant une fission  
résulte en un neutron en produisant une autre

# Captures Radiatives (n, $\gamma$ )



# Diffusion (n,n') élastique la plus probable - (n,n'γ) inélastique

$$E_r = 4A/(1+A)^2 (\cos^2\Theta) E_n$$

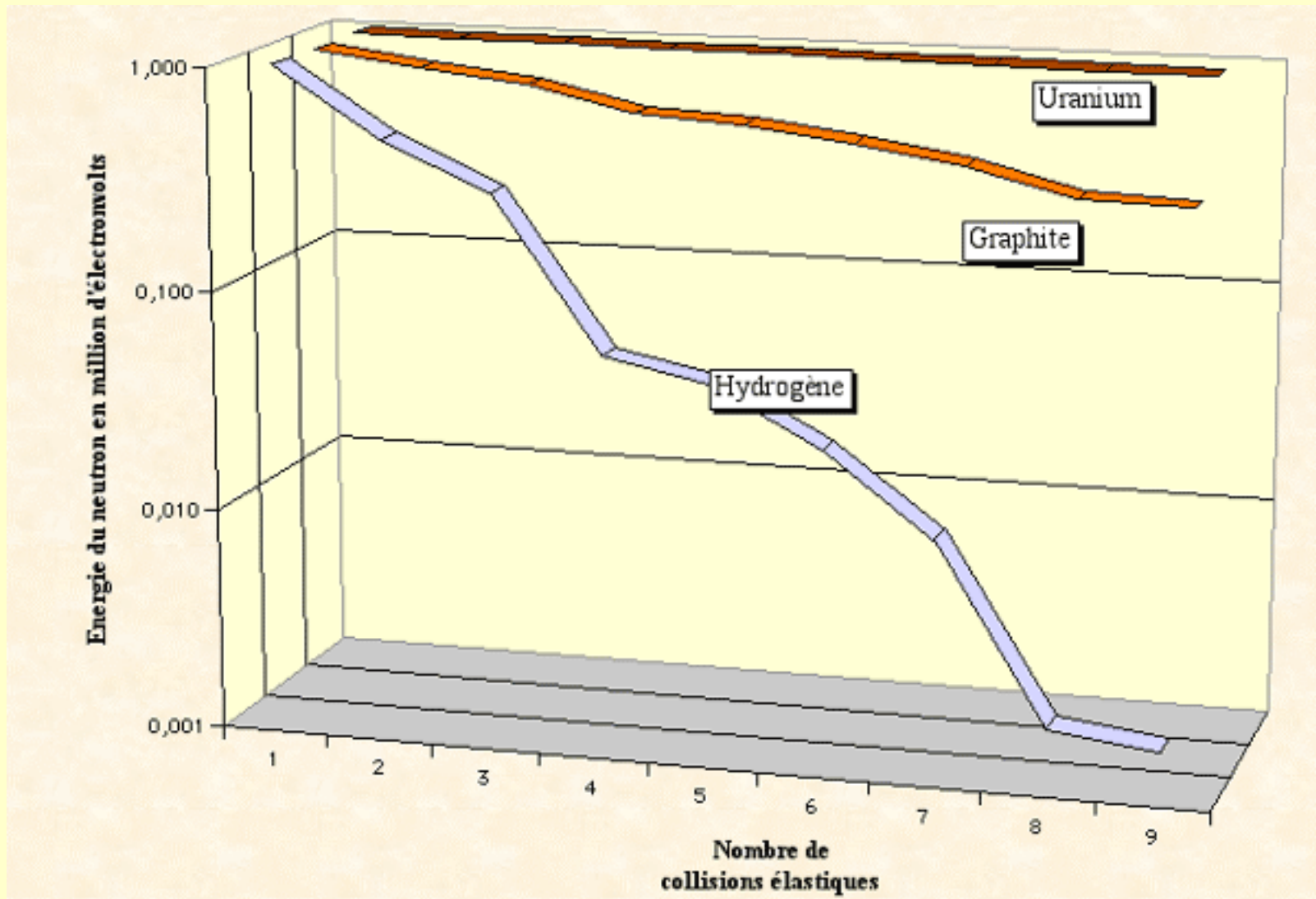
$E_r = E$  recul cible,  $A =$  masse,  $\Theta =$  angle recul

$$[E_r/E_n]_{MAX} = 4A/(1/A)^2$$

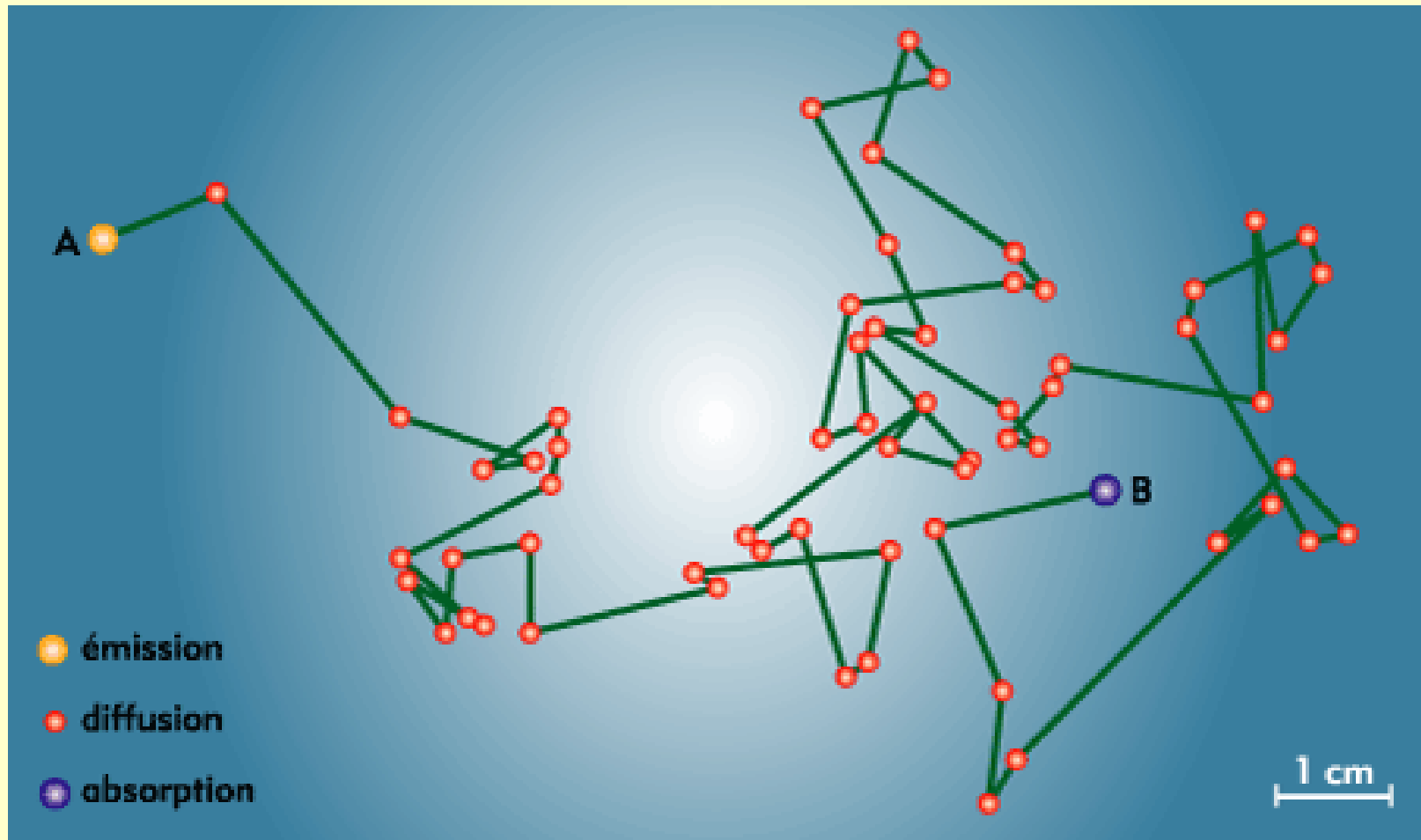
Cible	A	$E_r/E_n$
$^1\text{H}$	1	1
$^2\text{H}$	2	0,889
$^4\text{He}$	4	0,640
$^{12}\text{C}$	12	0,284
$^{16}\text{O}$	16	0,221
$^{238}\text{U}$	238	0,0167

==> Modérateur

matériaux légers



# Parcours typique d'un neutron dans un réacteur (des cm : gigantesque)



# Multiplicité des neutrons de fission

neutrons sont :

-négligeables du point de vue énergétique (5 MeV sur 200)

-essentiels pour l'organisation de la réaction en chaîne

2,5 produits pour 1 consommé

perte par absorption (fertile et stérile)

fuites hors du cœur

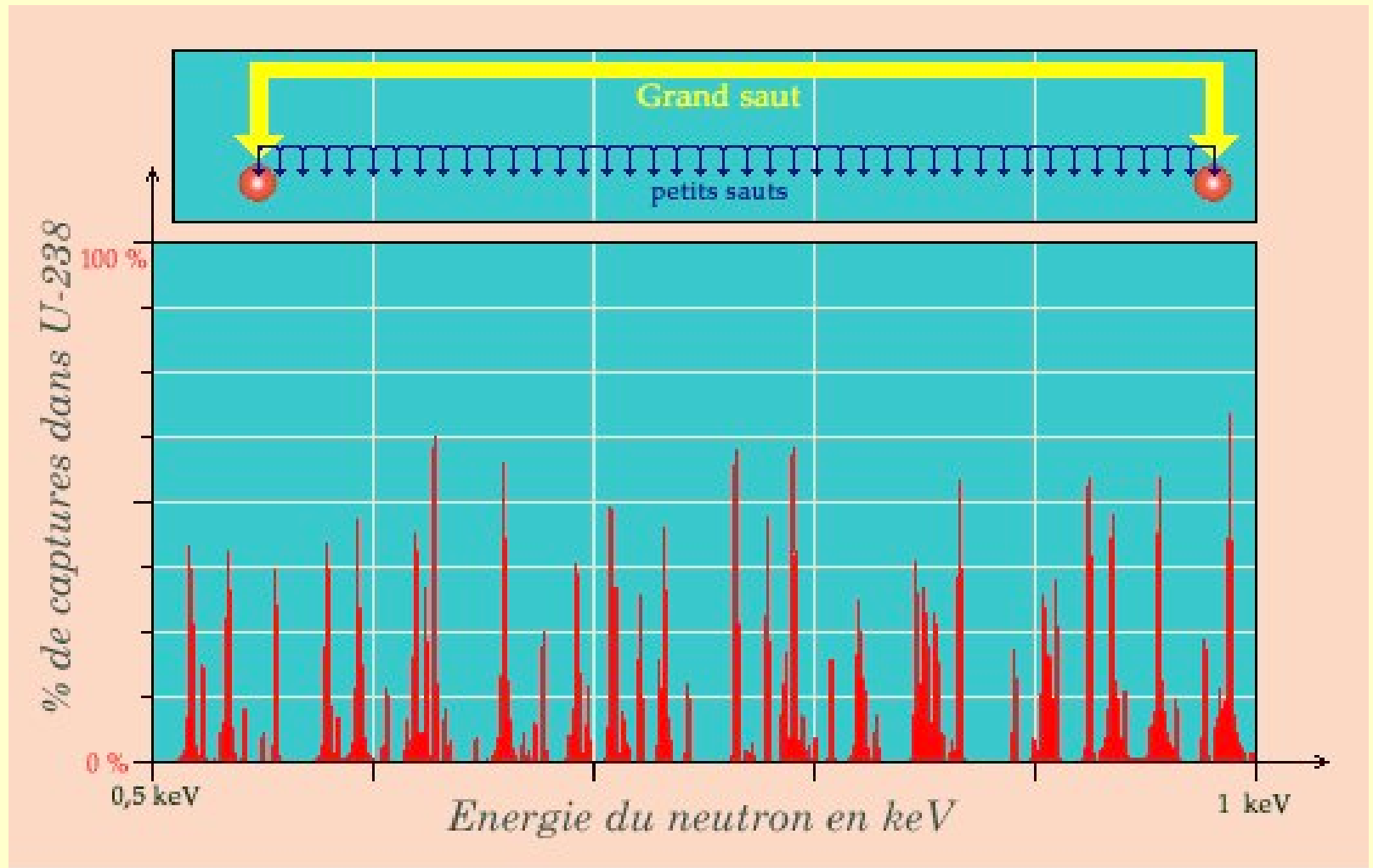
doivent être compensées.

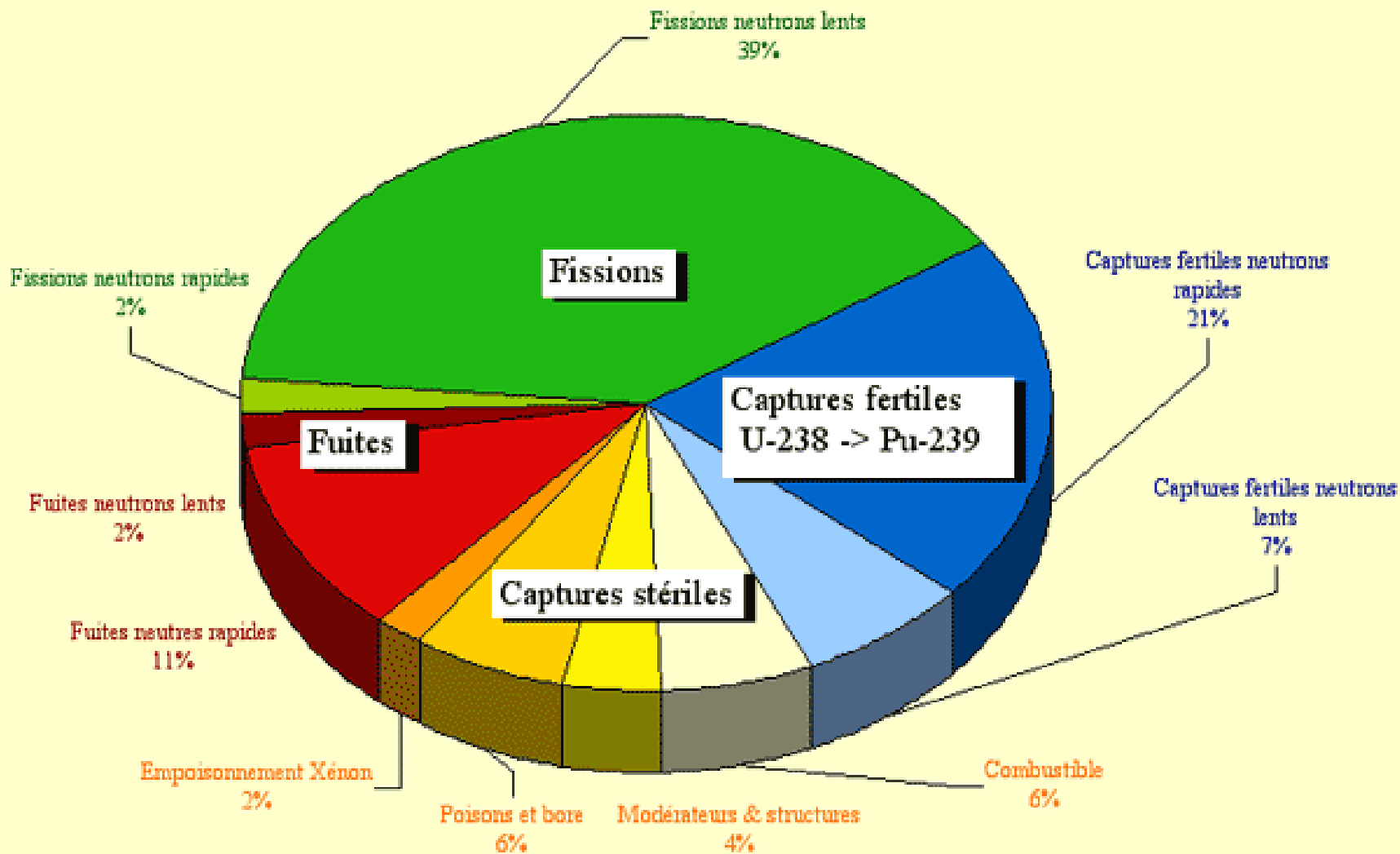
$\nu$ : multiplicité = Nombre moyen de  $n$  émis par fission

$\nu'$ : Nombre moyen de  $n$  émis par  $n$  absorbé

$\nu' < \nu$  et si  $\nu' > 1$  réaction en chaîne possible

# $(n,\gamma)$ ds $^{238}\text{U}$ zone des résonances





# Criticité

$E_n$  la plus probable = 0,7 MeV

$\langle E_n \rangle = 2 \text{ MeV}$

probabilité de fission (section efficace)  si  $E_n$  

 thermalisation  modérateur

tous ces choix conditionnent le bilan neutronique

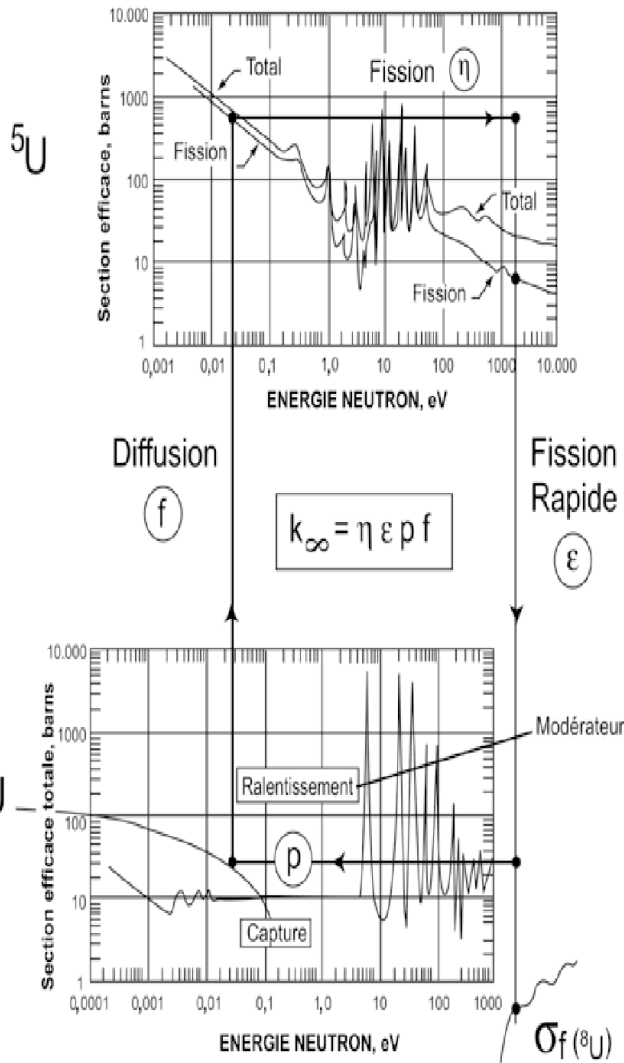
$k = \text{constante de multiplication} = \text{fissions}(t+1)/\text{fissions}(t)$

si  $k < 1$       système sous-critique

si  $k = 1$       système critique

si  $k > 1$       système sur-critique

# Les 4 Facteurs - Réacteur infini (théorique) - pas de pertes



1  $n_{th}$  provoque une fission et produit  $\eta$  neutrons rapides de «  $E_n$  » = 2 MeV

ces neutrons rapides provoquent des fissions rapides ( $^{238}\text{U}$ ) qui multiplie le nombre de neutrons par  $\varepsilon$

modération, les  $n_{epith}$  peuvent être absorbés (trappés) par les composants lourds présents dans le réacteur

$\Rightarrow p$  : probabilité de survie

après thermalisation, diffusion des neutrons jusqu'à absorption

$\Rightarrow f$  probabilité d'absorption menant à fission

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

ces nombres sont des constantes pour un isotope

$n$  = multiplicité pour combustible réel

(plusieurs isotopes fissiles et fertiles)

=Nombre moyen émis par absorption (fission + capture)

modifiable par composition isotopique combustible

$n = 1,5$  si  $^{235}\text{U}$  à 1%

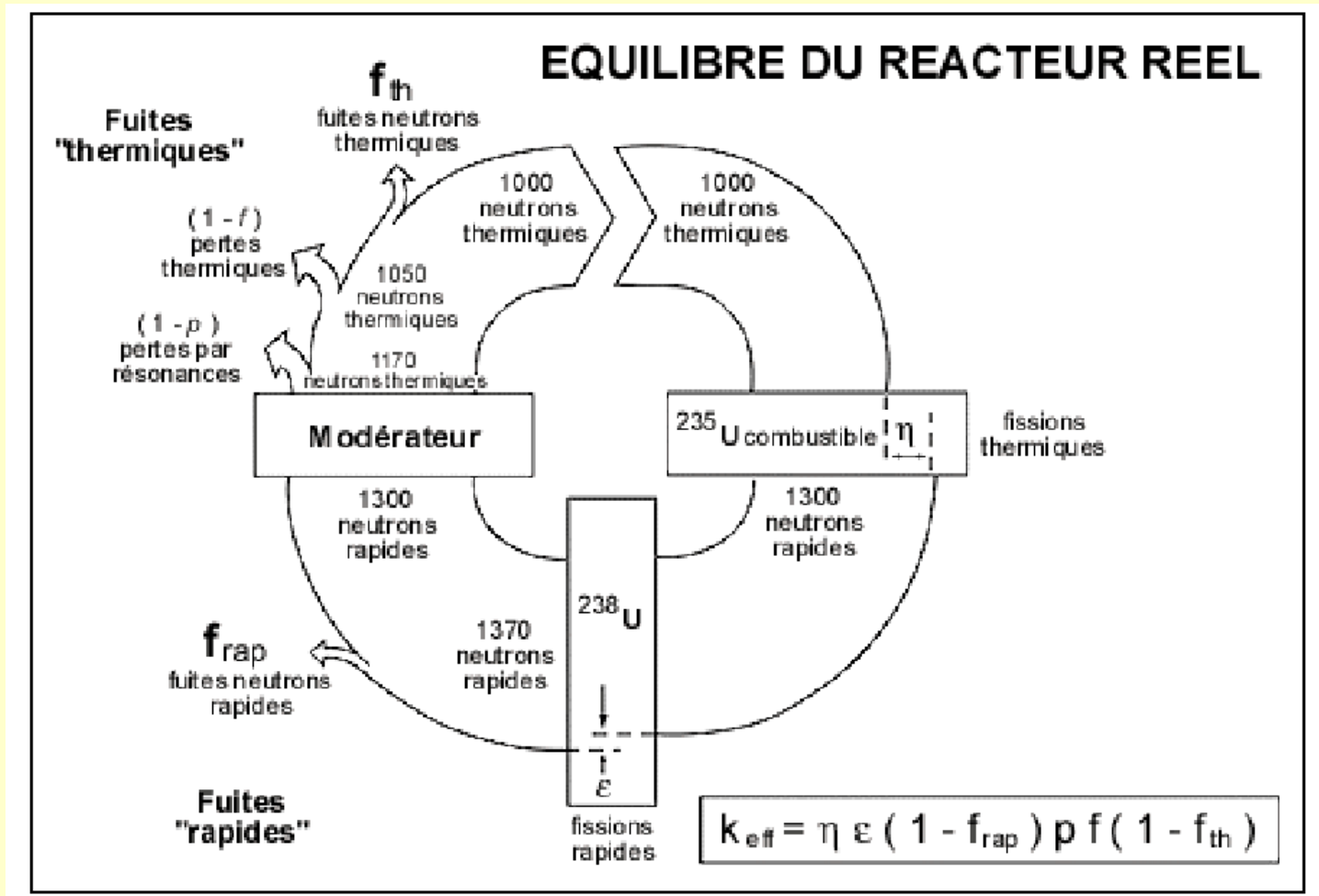
$n = 2,07$  si à 5%

autres facteurs :

-masse totale et composition isotopique du système complet

-énergie des neutrons au moment de leur absorption

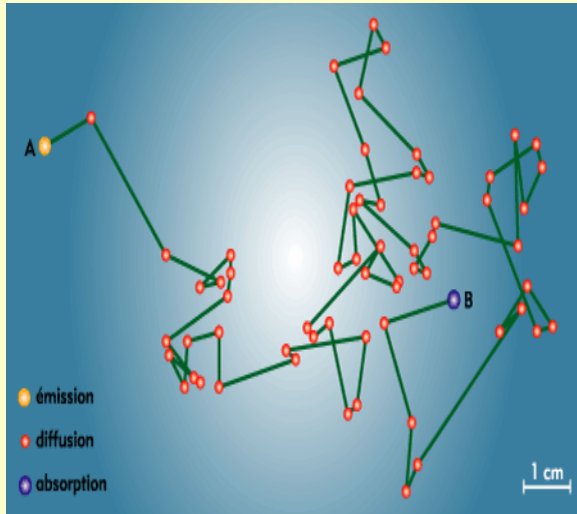
# Réacteur réel - fuites et pertes



Réacteur réel:  $k_{eff} = 1$  donc avec  $k_{\infty} > 1$

# Modération

# Compacité : ralentir les neutrons avec un minimum de chocs pour atteindre  $E_{th}$



Modérateur	Nombre de chocs	Parcours (mm)
C	115	187
D <sub>2</sub> O	25	110
H <sub>2</sub> O	18	57,5
U	2172	-

# **Transparence** : diffuser sans absorber

$n_{th}$ : 520 mm dans C, 100 mm D<sub>2</sub>O, 28 mm H<sub>2</sub>O

# Minimiser les captures **sans** fission dans combustible

# Les choix

- $D_2O$  : compromis transparence-efficacité;
- $H_2O$  : le plus compact et bon caloporteur;
- $C$  : ne peut pas être caloporteur

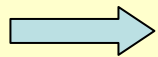
# Stabilité et Pilotage du réacteur

$$\rho = \text{réactivité} = (k_{\text{eff}} - 1)/k_{\text{eff}}$$

$$\text{Stabilité} \quad \rho = 0$$

Temps entre deux génération de fission très court:

de quelques  $\mu\text{s}$  à quelques ms



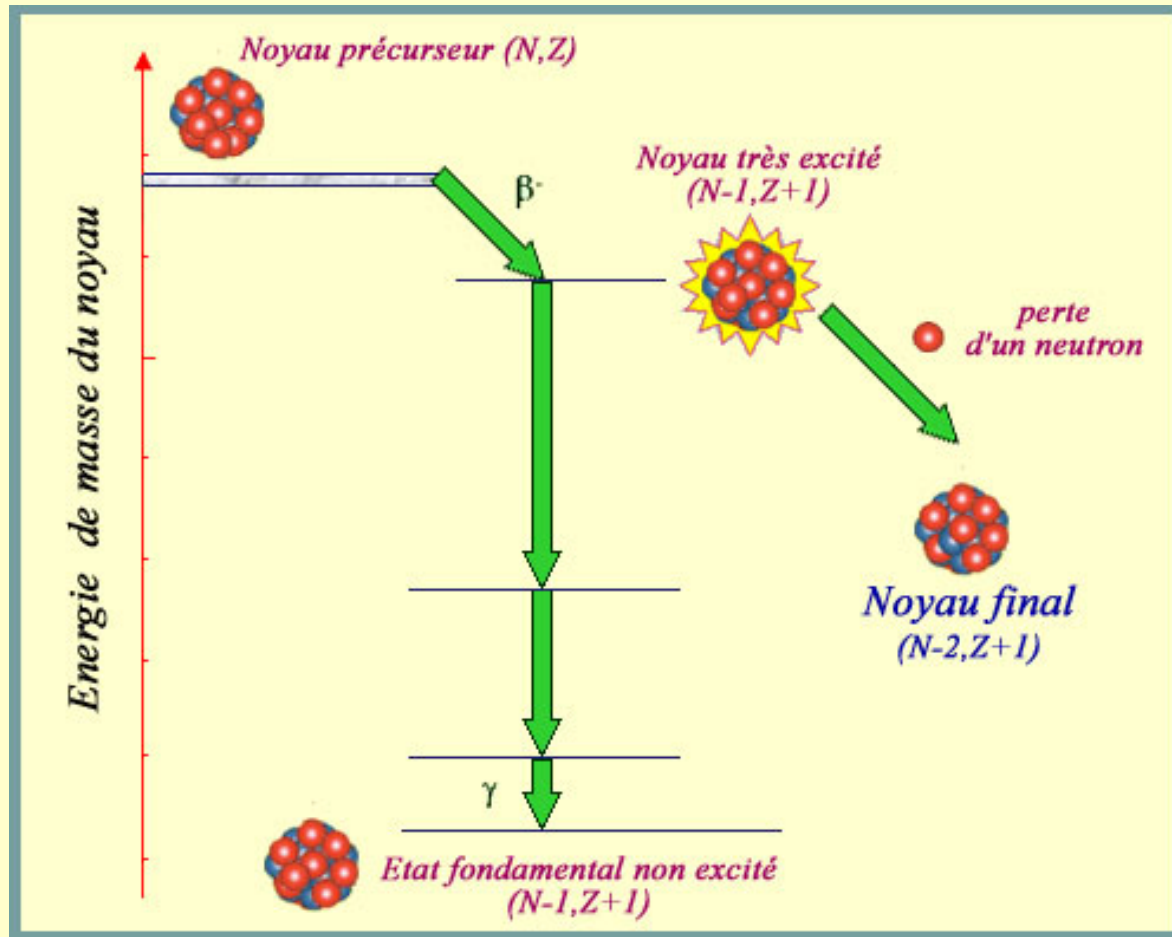
temps nécessaire à une divergence trop court pour toute réaction...

Si temps entre deux fissions =  $10^{-4}$  s, variation de 0.1 % du facteur de multiplication induit une variation de puissance:

$$P = P_0 e^{(k-1)t/\tau}$$

soit  $e^{10}$  en 1 s !

Tous les neutrons ne sont pas émis à l'instant même de la fission ( $10^{-14}$ s)  
faible proportion  $\beta$  de neutrons sont retardés (0.65% pour  $^{235}\text{U}$ )



Neutrons retardés

tous les neutrons ne sont pas émis en même temps  
immédiatement par les produits de fission

**neutrons retardés** ( fraction  $\beta$  0,65%)

(émis après décroissance  $\beta^-$  de fragments de fission)

$$\langle t \rangle_{\text{ret.}} = 14 \text{ s}$$

effet marginal sur le nombre de neutrons mais essentiel  
sur le temps moyen entre deux fissions

Le fonctionnement d'un réacteur est tel qu'il n'atteint la criticité  
qu'avec l'appoint des neutrons retardés.

## Neutrons retardés émis par les transactinides

isotope	$\beta(\%)$	$\beta\tau_r$ (sec)
$^{232}\text{Th}$	2.03	0.14
$^{233}\text{U}$	0.26	0.03
$^{235}\text{U}$	0.64	0.06
$^{238}\text{U}$	1.48	0.08
$^{239}\text{Pu}$	0.2	0.02
$^{241}\text{Am}$	0.24	0.013
$^{242}\text{Cm}$	0.04	0.004

# Pilotage du réacteur

Variation du facteur d'utilisation thermique  $f$

Introduction contrôlée d'absorbants de neutrons thermiques:

$^{10}\text{B}$  (bore) liquide dans l'eau modérateur/caloporteur

barres d'absorbants solides (Cd)



# Evolution de la réactivité durant la vie d'un réacteur

$\rho$  évolue lentement (1%/mois)

- # usure du combustible et sa conversion en d'autres isotopes
- # apparition de produits de fission et d'actinides non fissiles ( $^{240,242}\text{Pu}$ ) qui absorbent les neutrons

# Poisons neutroniques

(grande probabilité d'absorption des neutrons)

ex :  $^{135}\text{Xe}$  produit par cascade  $\beta^-$  à longues périodes du  $^{135}\text{Te}$  (19 s)  $\implies$   $^{135}\text{I}$  (6.6 h)

$\implies$   $^{135}\text{Xe}$  (9.1 h)  $\implies$   $^{135}\text{Cs}$  ( $2.3 \cdot 10^6$  ans)

**Grande probabilité de capture de neutrons** par le  $^{135}\text{Xe}$

équilibre entre production par décroissance des PF  
destruction par capture de neutrons

si ARRET du réacteur, ARRET de la destruction

chute de réactivité de 2% pour 9 h d'arrêt !!

effet du  $^{135}\text{Xe}$  disparaît par décroissance en 30h

peut empêcher le redémarrage (TCHERNOBYL !!)

# Compensation de la baisse de réactivité pour 36 mois

Cause	en pcm
Usure Combustible	36000
Xe, Sm, poisons	4000
T° modérateur	4000
Ebullition modérateur	3000
T° Combustible	1000