

---

**UPMC – M2 Ingénierie pour le Nucléaire**

# **Neutronique**

## **01. – Introduction Générale – Rappels**

---

Laurent Le Guillou  
UPMC / LPNHE

llg@lpnhe.in2p3.fr

# Plan général du cours

---

1. – Introduction générale, rappels
2. – Cinétique ponctuelle des réacteurs (*équations de Nordheim*)
3. – Ralentissement des neutrons
4. – Absorption résonnante
5. – Thermalisation des neutrons
6. – Transport des neutrons : équation de Boltzmann
7. – Diffusion des neutrons
8. – Théorie multi-groupe
9. – Evolution du combustible (*équations de Bateman*)
10. – Effets de température
11. – Contrôle de la réactivité, contrôle de la puissance

# Plan général du cours

---

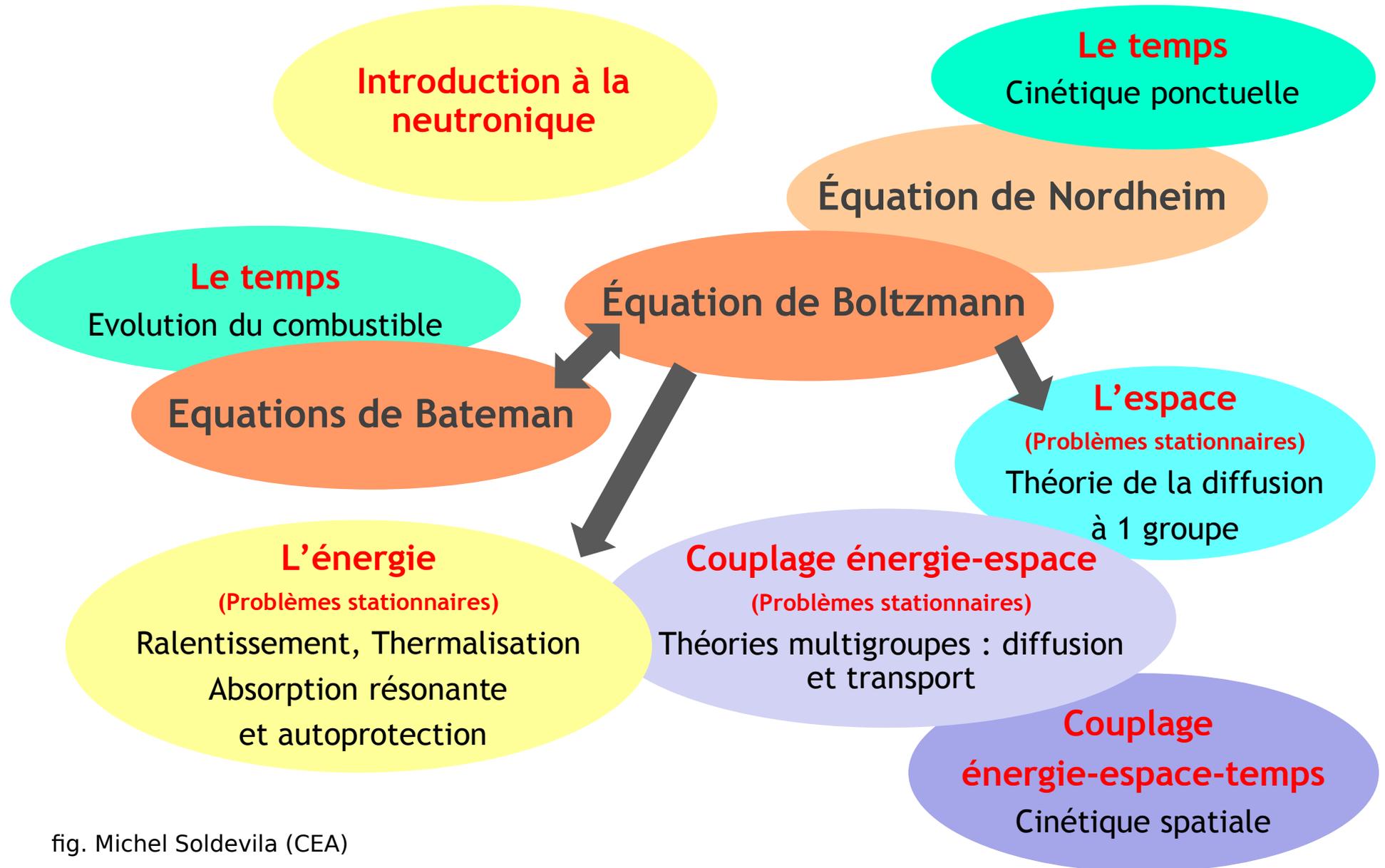


fig. Michel Soldevila (CEA)

# Bibliographie

---

- P. Reuss
  - *Précis de Neutronique* (INSTN/EDP Sciences)
  - *Traité de Neutronique* (Hermann)
- Collectif CEA – Monographies de la DEN
  - *La Neutronique* (Editions Le Moniteur, 2013)
- Collectif (dir. P. Bonche)
  - *Le nucléaire expliqué par des physiciens* (EDP Sciences)
- S. Marquet
  - *La physique des réacteurs nucléaires* (Lavoisier, 2011)
- G. I. Bell & S. Glasstone
  - *Nuclear reactor theory* (1970)
- J. R. Lamarsh
  - *Introduction to nuclear reactor theory* (1970)

# Plan

---

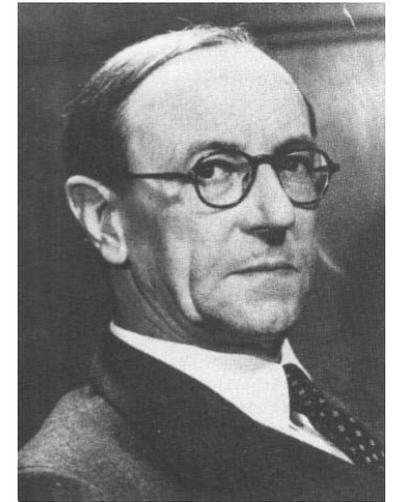
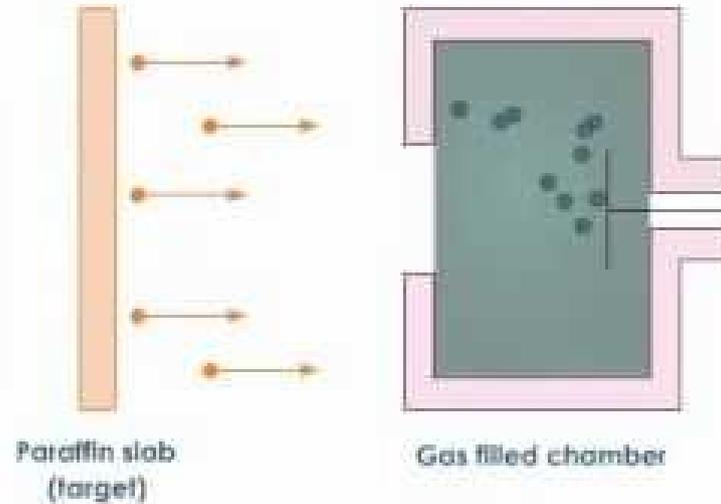
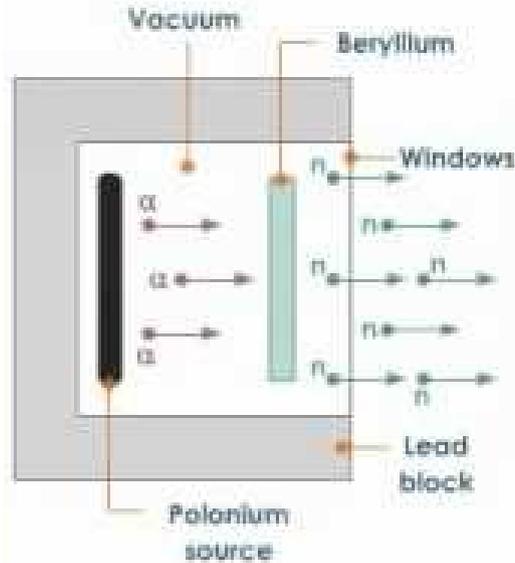
- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Plan

---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Découverte du neutron (Chadwick, 1932)



- particule neutre : insensible aux électrons : très pénétrant

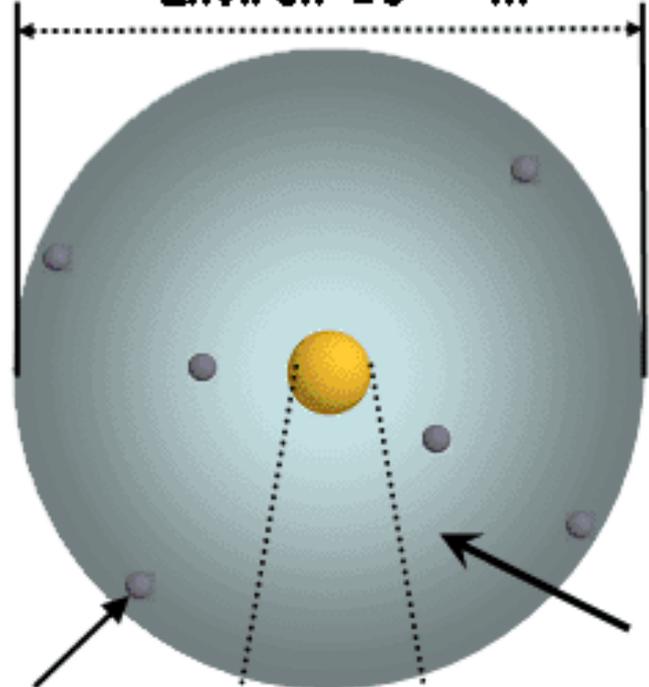
$$q(n) = 0 \quad m_n = 939.5653 \text{ MeV}/c^2 = 1.008665 \text{ u}$$

- Constituant du noyau avec le proton :  $A = Z + N \quad {}^A_Z X$

- Particule libre instable :

$$\tau = 881.5 \text{ s} \simeq 15 \text{ min} \quad t_{1/2} \simeq 10.2 \text{ min}$$

Environ  $10^{-10}$  m



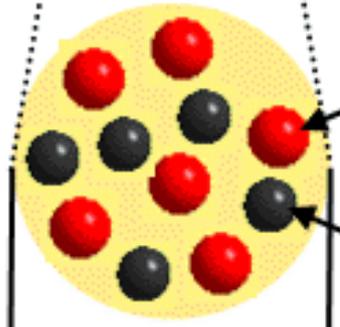
Z protons  
Z électrons  
N neutrons

$$A = Z + N$$



Région occupée  
par les  
électrons

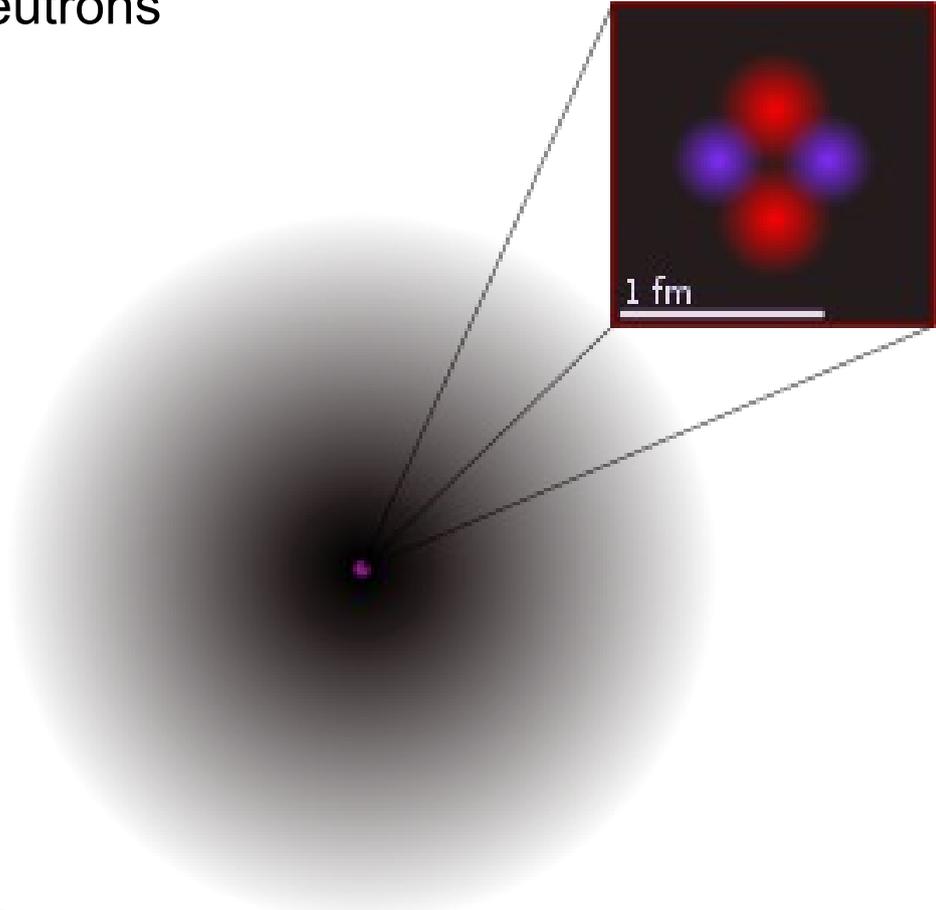
Électron  
Charge =  
 $-1.6 \times 10^{-19}$  C



Proton  
Charge =  
 $+1.6 \times 10^{-19}$  C

Neutron  
Charge = 0

Env.  $10^{-15}$  m



1 Ångström (= 100,000 fm)



Le neutron, insensible au cortège, peut facilement interagir avec les noyaux

# Fission, réaction en chaîne

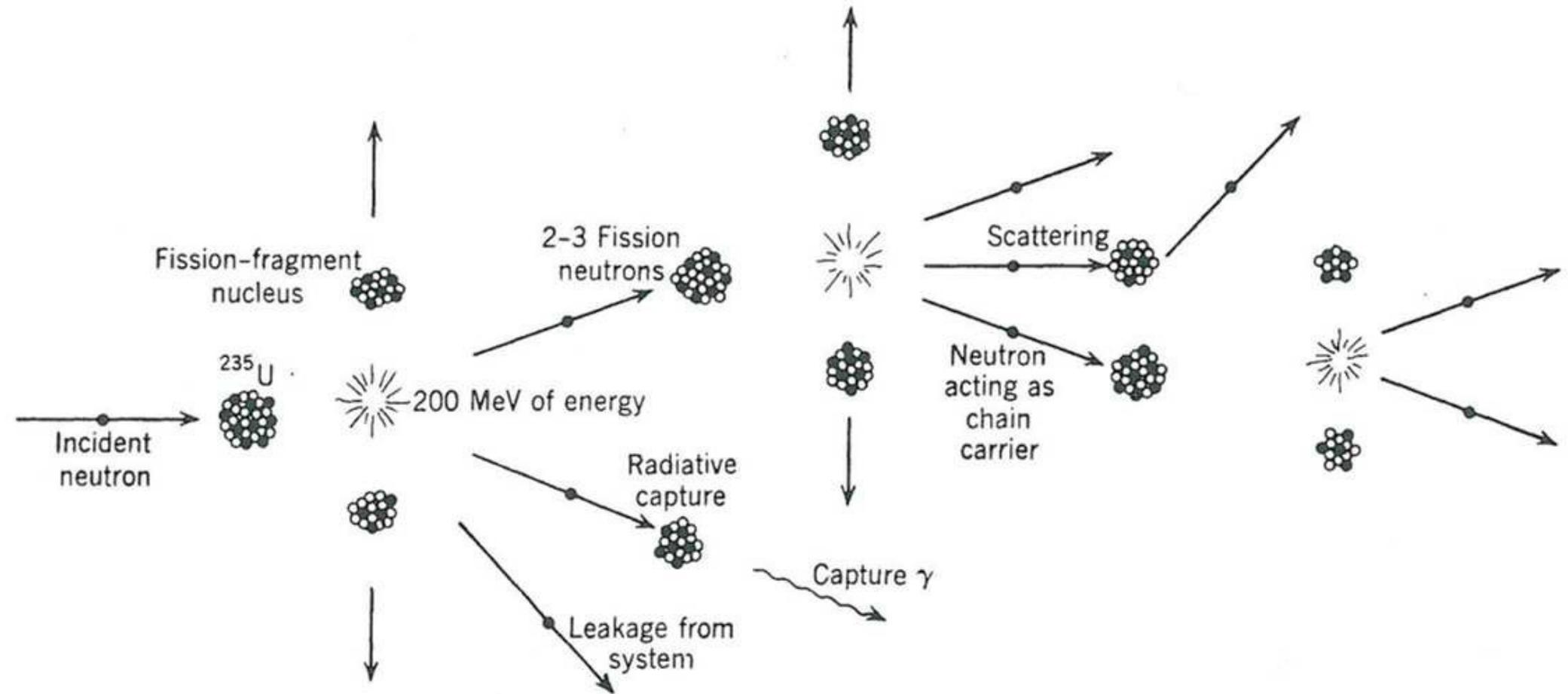
---

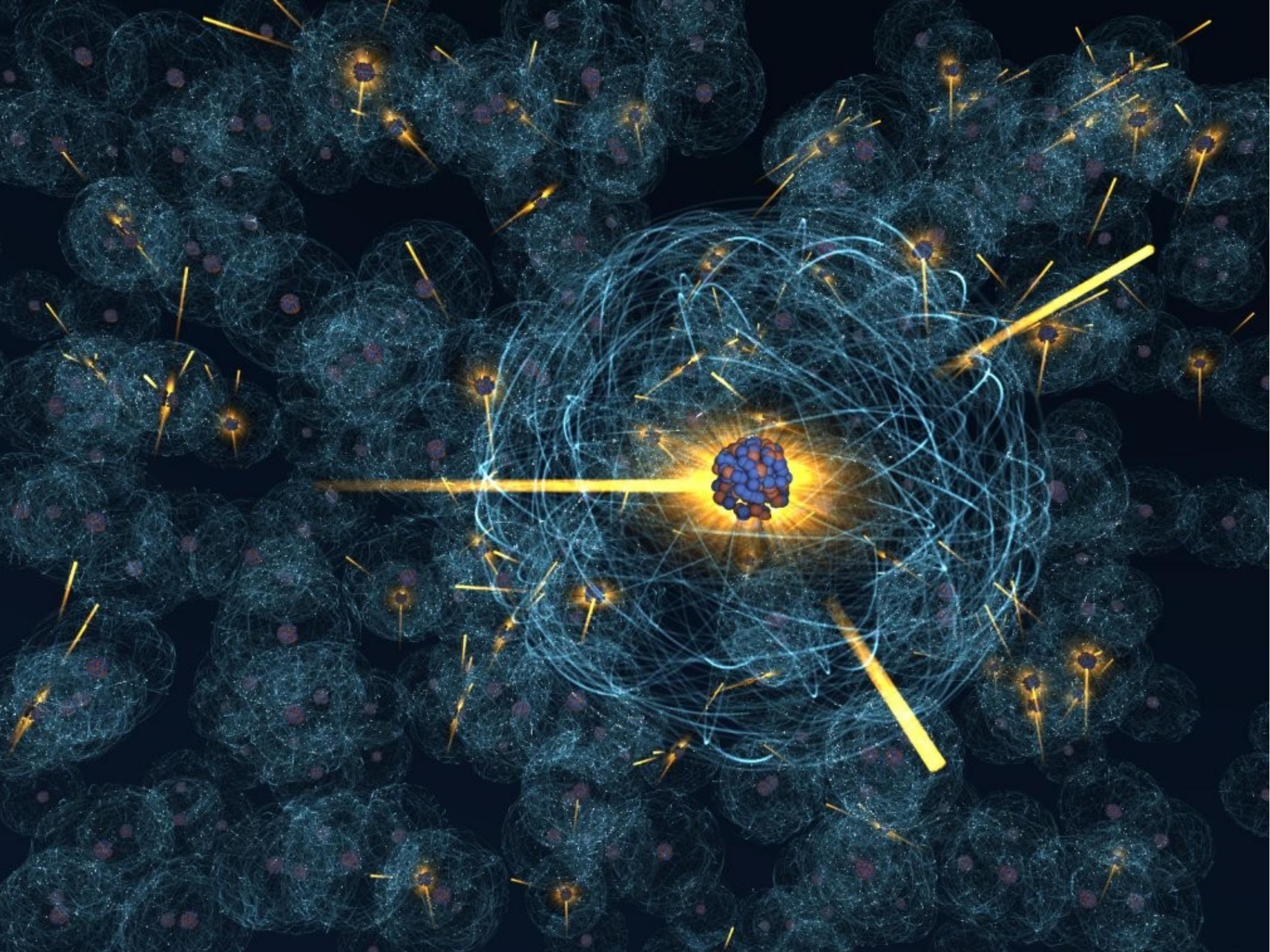
- Un neutron peut induire une réaction de fission nucléaire (Hahn, Strassman, Meitner, 1939)
- Certains noyaux peuvent fissionner sous l'impact d'un neutron sans énergie cinétique notable (pas d'énergie seuil) :

Noyaux *fissiles* :  $^{233}\text{U}$ ,  $^{235}\text{U}$ ,  $^{239}\text{Pu}$ , ...

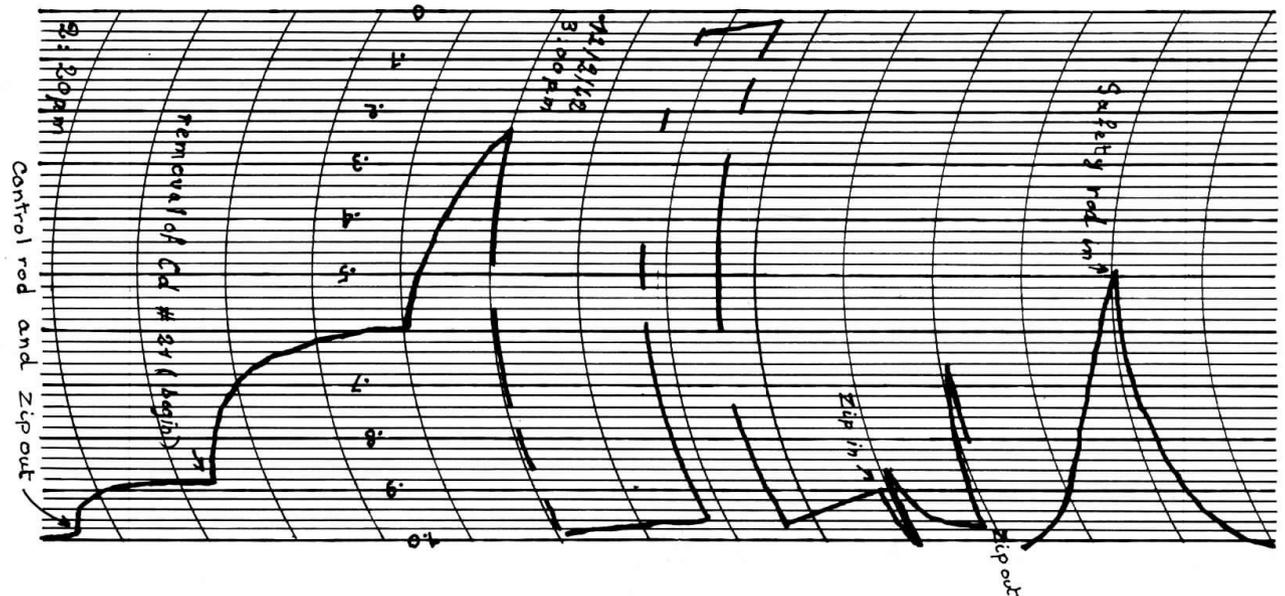
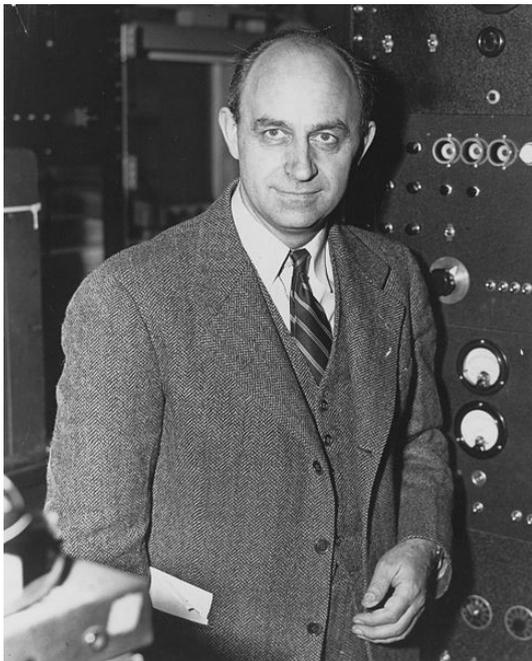
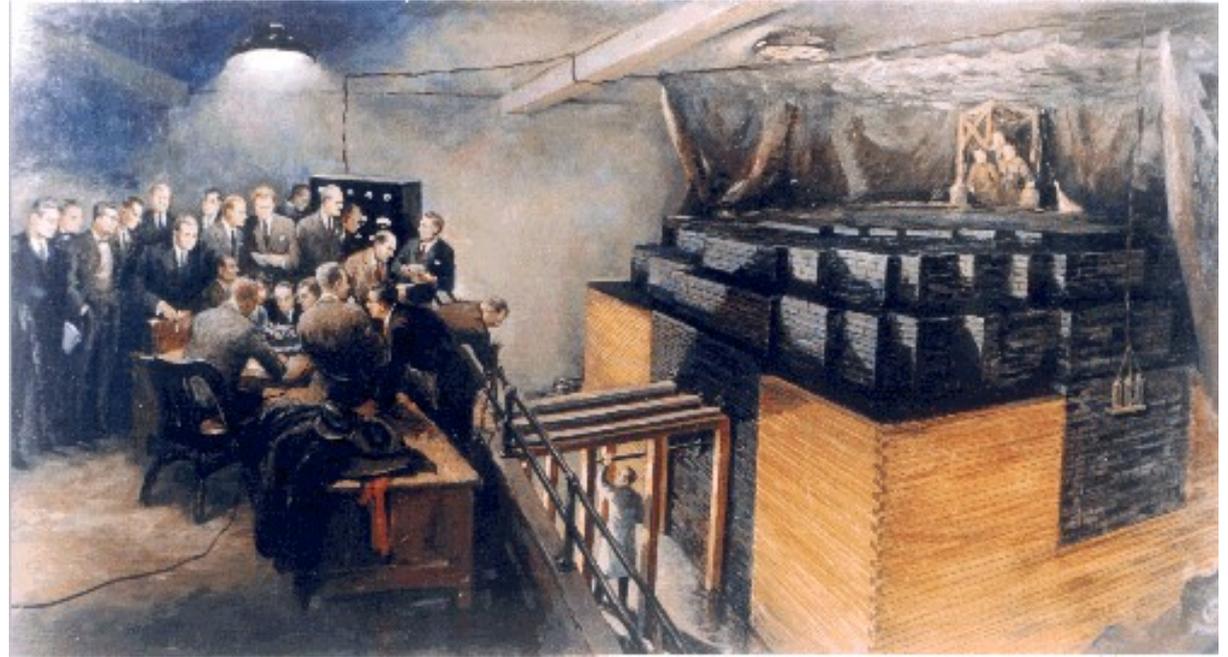
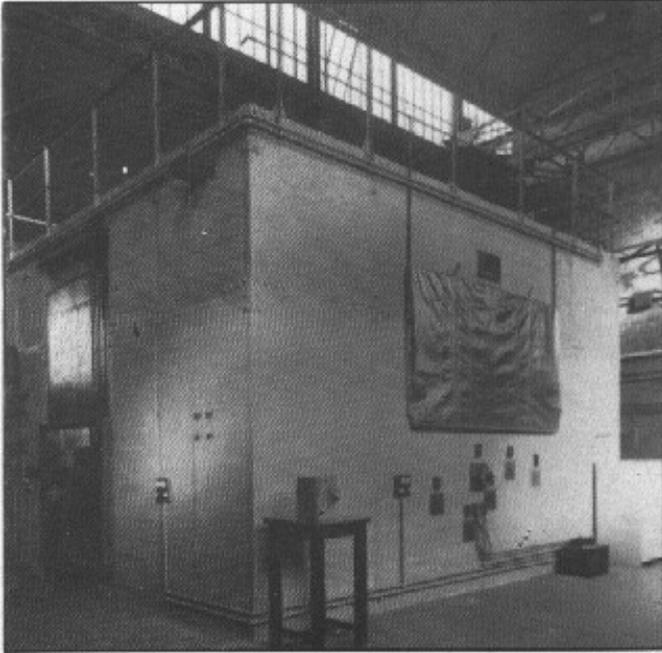
- Pour l'uranium-235, chaque fission produit une énergie colossale  $\sim 200$  MeV par réaction !
- Chaque fission produit des fragments et  $\nu$  neutrons de quelques MeV, qui peuvent induire de nouvelles fissions :
  - réaction en chaîne !
- Première pile atomique : Fermi (1942) CP-1, Chicago.
- Application immédiate : réaction en chaîne non contrôlée : bombe atomique (Projet Manhattan)

# Réaction en chaîne



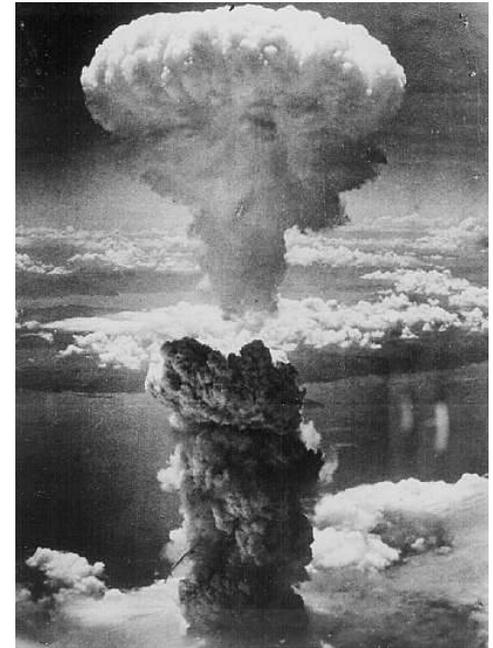
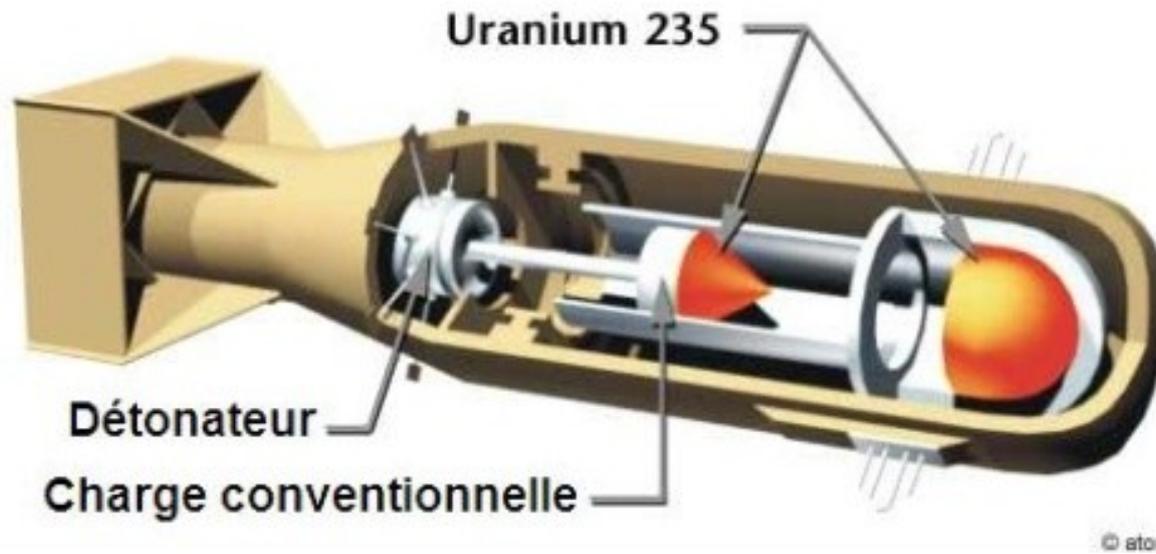


# Pile de Fermi CP-1 (Chicago, 1942)

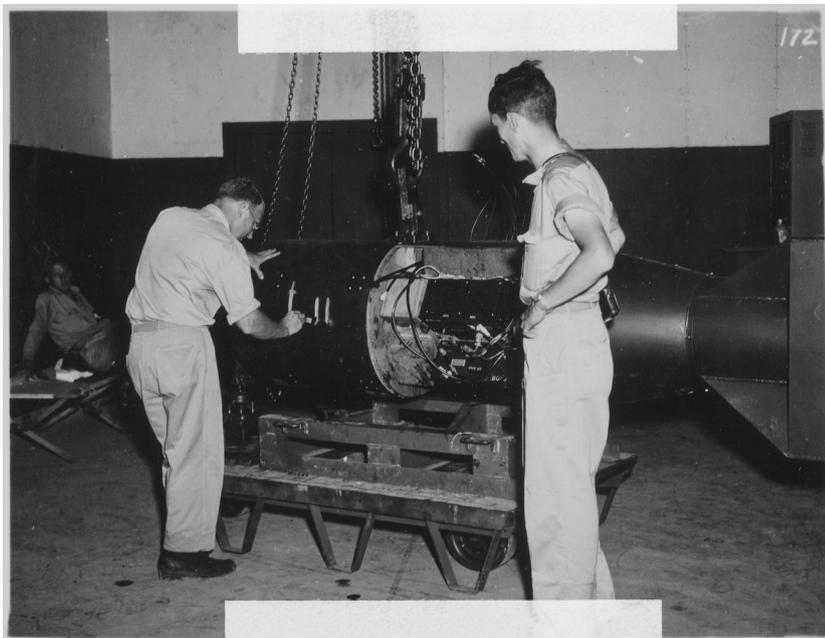


Enregistrement de la première divergence du réacteur CP1 (Chicago Pile n° 1)  
le mercredi 2 décembre 1942.

# Applications militaires : bombe A (1945)



Little Boy ( $^{235}\text{U}$ ), Hiroshima, 6 août 1945



# Après-guerre : nucléaire civil (*Atoms for Peace*)

---

- 1944 : premier réacteur production de Pu (Hanford, USA)
- 1945 : bombes A (U et Pu), Hiroshima & Nagasaki
- 1945 : premier réacteur U-naturel eau-lourde (Canada)
- 1945 : création du CEA (France)
- 1946 : premier réacteur à neutrons rapide (Clémentine, USA)
- 1948 : divergence de ZOE (Fontenay-aux-Roses, France)
- 1953 : tests des premières bombes H (URSS)
- 1953 : discours Atoms for Peace (Eisenhower) aux Nations-Unies,
  - exportations US de technologie et combustible enrichi
- 1954 : sous-marin à propulsion nucléaire « Nautilus » (USA)
- 1954 : réacteur graphite – eau « AM-1 » (URSS)
- 1956 : divergence de G1 : UNGG, 40 MW (Marcoule)
- 1970 : divergence de Chooz-A (300 Mwe) premier REP en Europe

# Nucléaire civil : programme en France

---

- Programme UNGG

(U-naturel, graphite-gaz)

*1<sup>ère</sup> génération : 6 réacteurs, arrêtés*

- 1963-1973 : Chinon-A1 (80 MWe)
- 1972-1974 : Bugey-1 (550 MWe)



*St Laurent des Eaux (UNGG)*

- Programme REP (réacteur à eau pressurisée)

*2<sup>ème</sup> génération : 58 réacteurs*

- 1977 - : Fessenheim-1 (900 MWe)
- 1984 - : Paluel-1 (1300 MWe)
- 1987 - : recyclage du plutonium (MOX)
- 1996 - : Chooz-B1 (N4, 1500 MWe)
- 1999 - : Civaux-2 (N4, 58<sup>e</sup> tranche REP)



*Chooz (REP)*

# Plan

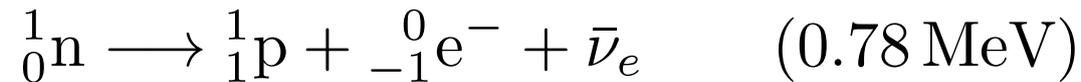
---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Energie et durée de vie du neutron

---

- Neutron stable lié dans le noyau
- Neutron libre instable :



$$\tau = 881.5 \text{ s} \simeq 15 \text{ min} \quad t_{1/2} \simeq 10.2 \text{ min}$$

- Durée entre deux interactions :
  - Dans la matière : entre  $10^{-8}$  s (arme) et  $10^{-3}$  s (réacteur à fission)
  - Dans un REP : typiquement  $10^{-4}$  à  $10^{-5}$  s  
→ on considérera le neutron libre comme stable
- Energie cinétique : de quelques MeV à 0.025 eV (*thermique*)  
 $2 \text{ MeV} \rightarrow \sim 14000 \text{ km/s}$        $0.025 \text{ eV} \rightarrow 2200 \text{ m/s}$

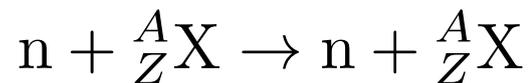
# Diffusion du neutron (*scattering*)

## Collision sur un noyau atomique

modifie l'énergie et la direction du neutron

- Diffusion élastique  $A(n,n)A$

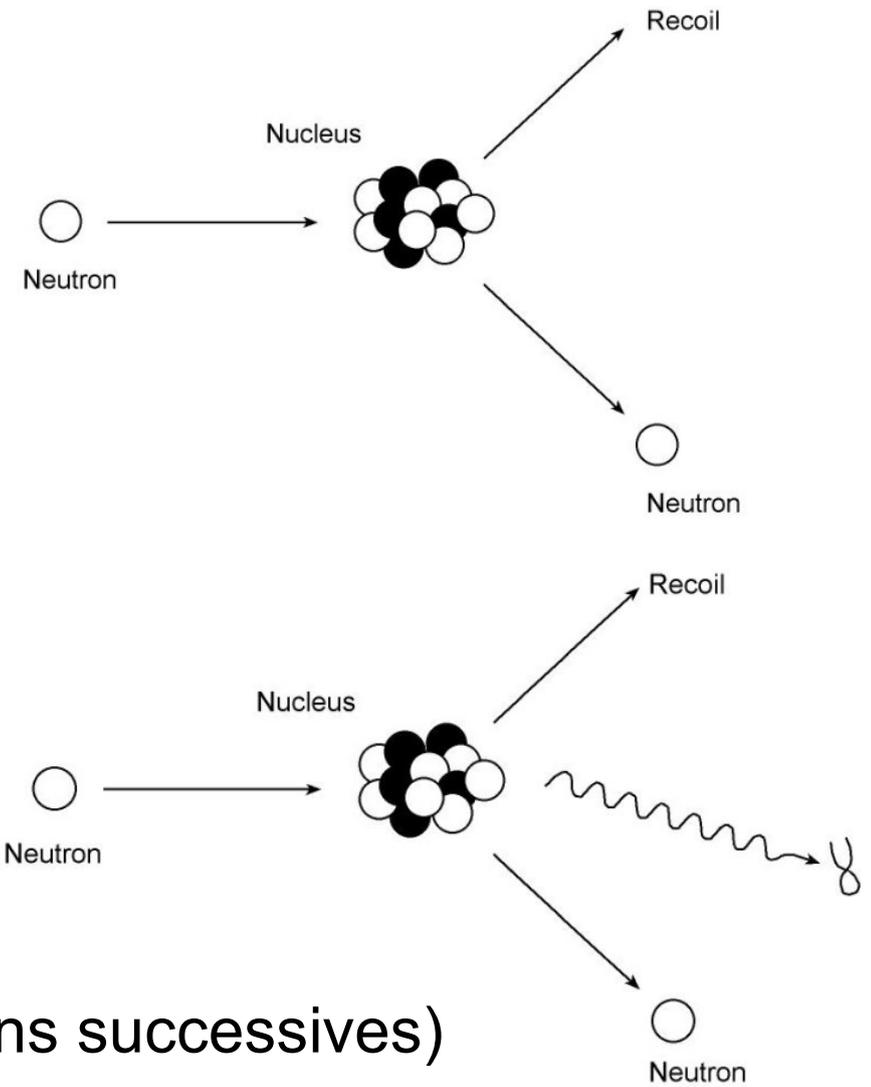
probabilité indép. de l'énergie



- Diffusion inélastique  $A(n,n)A^*$

Noyau composé et désexcitation.

Seuil en énergie, résonances



## Ralentissement des neutrons (diffusions successives)

→ Matériau « modérateur » (*cours Ralentissement*)

# Absorption des neutrons : réactions nucléaires

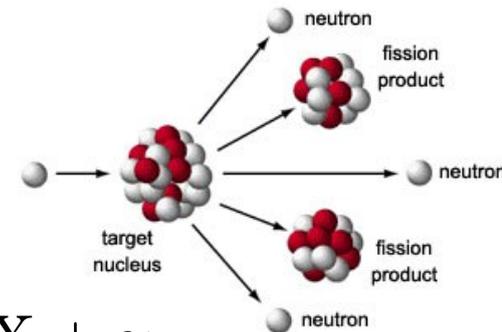
## Réactions nucléaires qui absorbent le neutron

- **Fission** induite (noyaux lourds)  $n + {}^{235}\text{U} \longrightarrow X + Y + \nu n$

- Pas de seuil en énergie pour N impair :

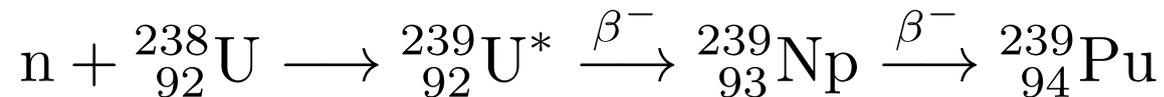
${}^{233}\text{U}$ ,  ${}^{235}\text{U}$ ,  ${}^{239}\text{Pu}$ ,  ${}^{241}\text{Pu}$  (noyaux *fissiles*)

- Seuil d'environ 1 MeV pour  ${}^{238}\text{U}$ ,  ${}^{240}\text{Pu}$ , etc.

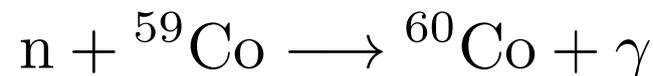


- **Capture radiative** ( $n, \gamma$ )  $n + \frac{A}{Z}\text{X} \longrightarrow \frac{A+1}{Z}\text{X} + \gamma$

- Processus concurrent de la fission
- Production d'isotopes fissiles (noyaux *fertiles*)



- Activation des matériaux du réacteur (parois, eau, cible, etc) : par ex.



- Production d'**alpha** ( $n, \alpha$ ) (pas de seuil)  ${}_0^1n + {}^{10}\text{B} \longrightarrow {}^7\text{Li} + \alpha$
- Production de **protons** ( $n, p$ ) ( $E > 10$  MeV)  ${}_0^1n + {}^{16}\text{O} \longrightarrow {}^{16}\text{N} + {}^1_1p$

# Plan

---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- **Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)**
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

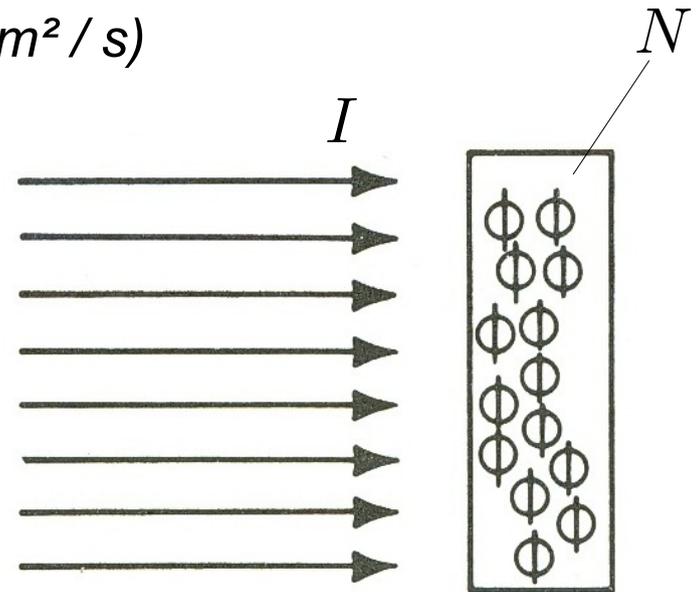
# Sections efficaces

Expression des probabilités d'interaction neutron – cible

- Le nombre d'interaction neutron-noyau est proportionnel :
  - À l'intensité du faisceau de neutrons  $I$  ( $n / m^2 / s$ )
  - À la densité de noyaux  $N$  (noyaux /  $m^3$ )
  - À la section efficace  $\sigma$  ( $m^2$ )

Taux de réaction  $R$  (réactions /  $m^3 / s$ ) :

$$R = \sigma \times I \times N$$



- Interprétation *classique* :  $\sigma$  est la section droite de chaque noyau individuel tel que vu par le faisceau incident.
- Section efficace pour **chaque type d'interaction** (diffusion, fission, absorption, ...) et pour chaque noyau. Dépend de  $E$ .
- Unité : le **barn** (b)  $1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2 = 10^{-28} \text{ m}^2$

# Interaction avec une cible épaisse

- Interactions dans  $dV = S dx$

$$I(x) \sigma N S dx$$

- Variation de  $I(x)$

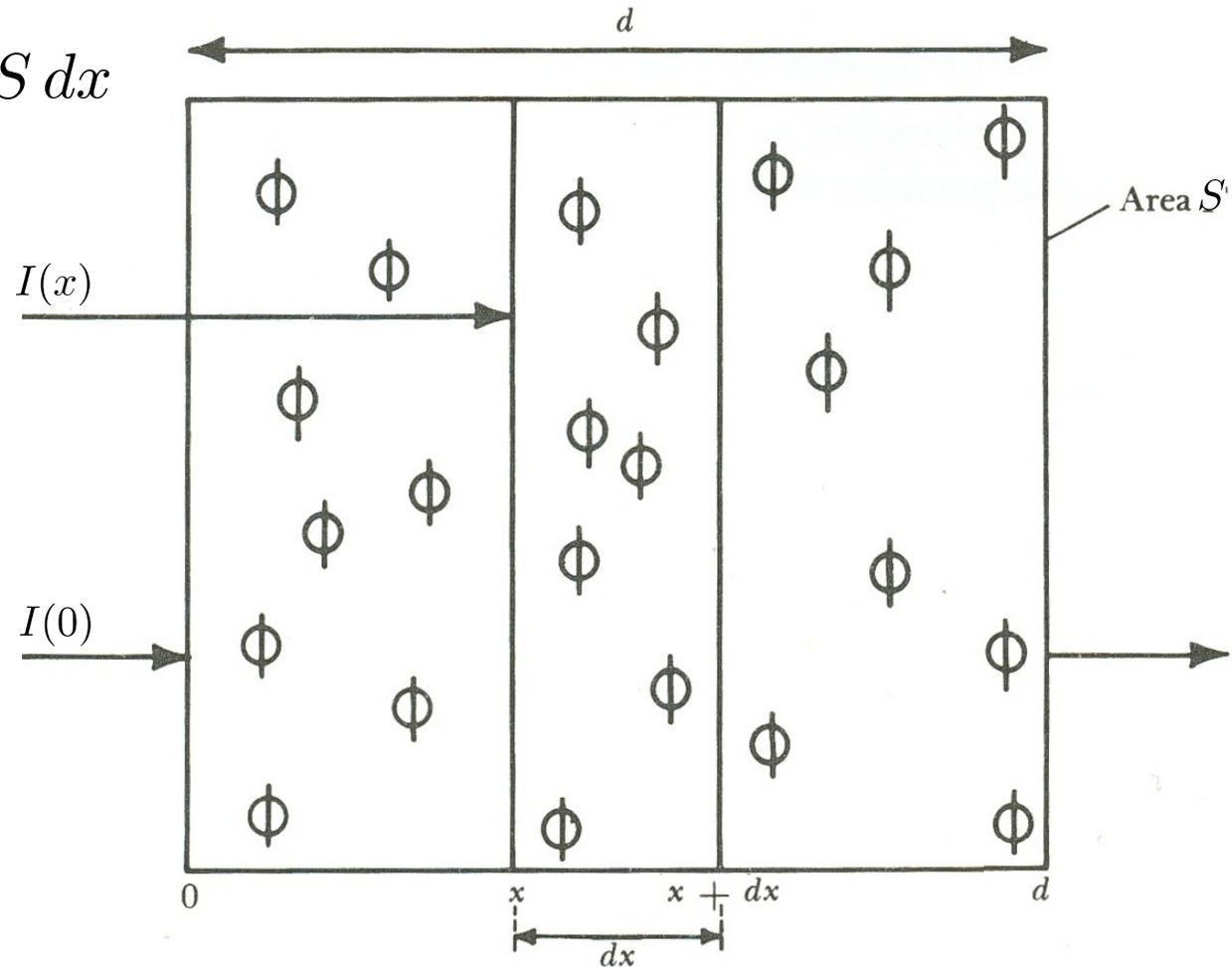
$$S dI = -I(x) \sigma N S dx$$

$$dI = -I(x) \sigma N dx$$

- Intensité du faisceau :

$$I(x) = I_0 e^{-N\sigma x}$$

$$I(x) = I_0 e^{-\Sigma x}$$



- Section efficace macroscopique (propre à chaque matériau)

$$\Sigma = N\sigma = \frac{\rho_V \mathcal{N}_A}{M} \sigma \quad \text{en m}^{-1} \quad \text{ou} \quad \text{cm}^{-1}$$

# Sections efficaces

---

- Les sections efficaces de processus indépendants **s'ajoutent** :

- Section efficace de **diffusion** (*scattering*) :

$$\sigma_s = \sigma_{el} + \sigma_{in} = \sigma_{\text{élastique}} + \sigma_{\text{inélastique}}$$

- Section efficace d'**absorption** :

$$\sigma_a = \sigma_f + \sigma_c = \sigma_{\text{fission}} + \sigma_{\text{capture}}$$

- Section efficace **totale** (tous processus) :

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a = \sigma_{\text{diffusion}} + \sigma_{\text{absorption}}$$

- Les sections efficaces macroscopiques se combinent :

- S'ajoutent pour un mélange de noyaux (molécules, etc) :

$$\Sigma = \Sigma_1 + \Sigma_2 = N_1\sigma_1 + N_2\sigma_2$$

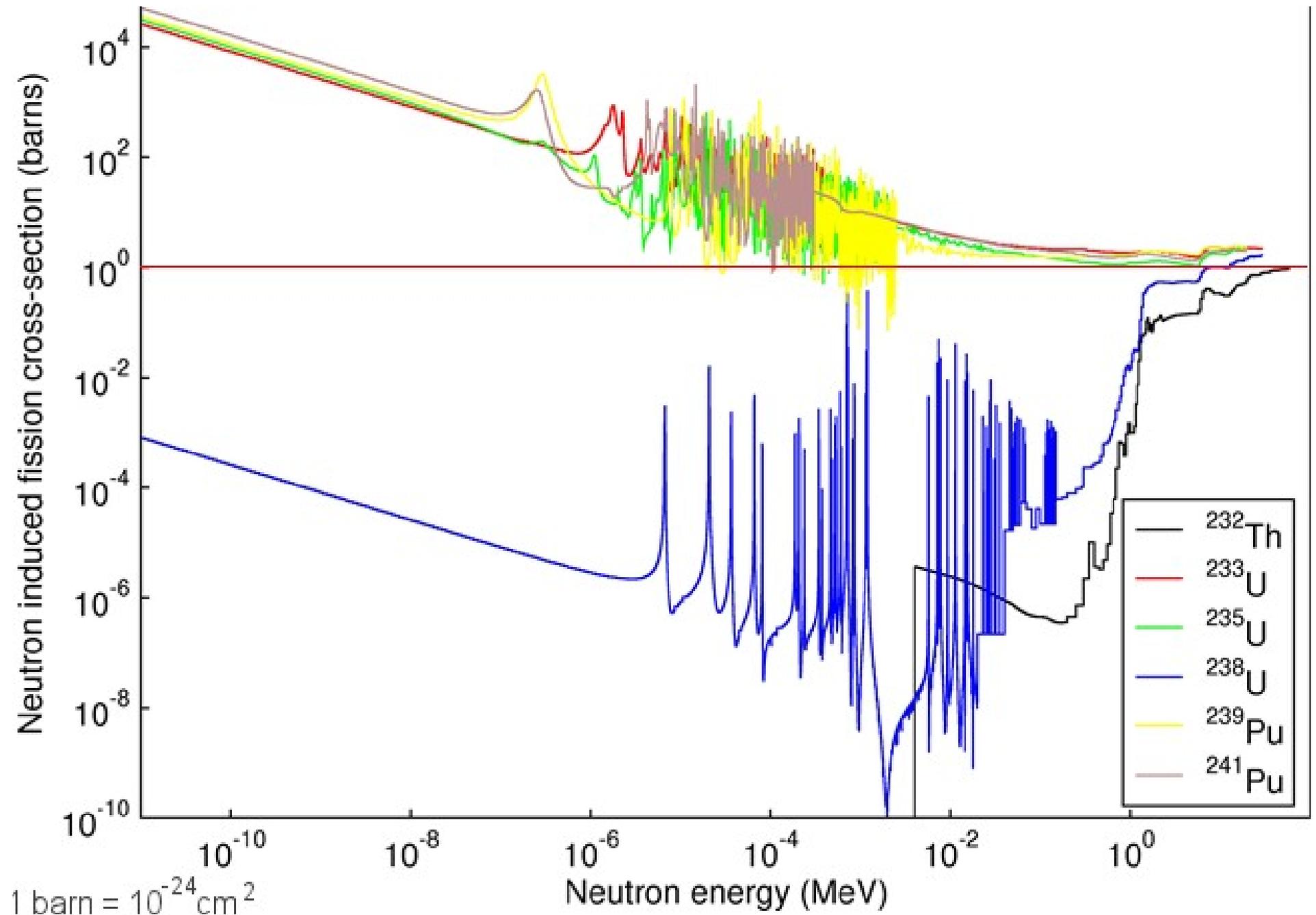
# Sections efficaces : dépendance en énergie

---

Les sections efficaces sont fonction de l'énergie du neutron incident

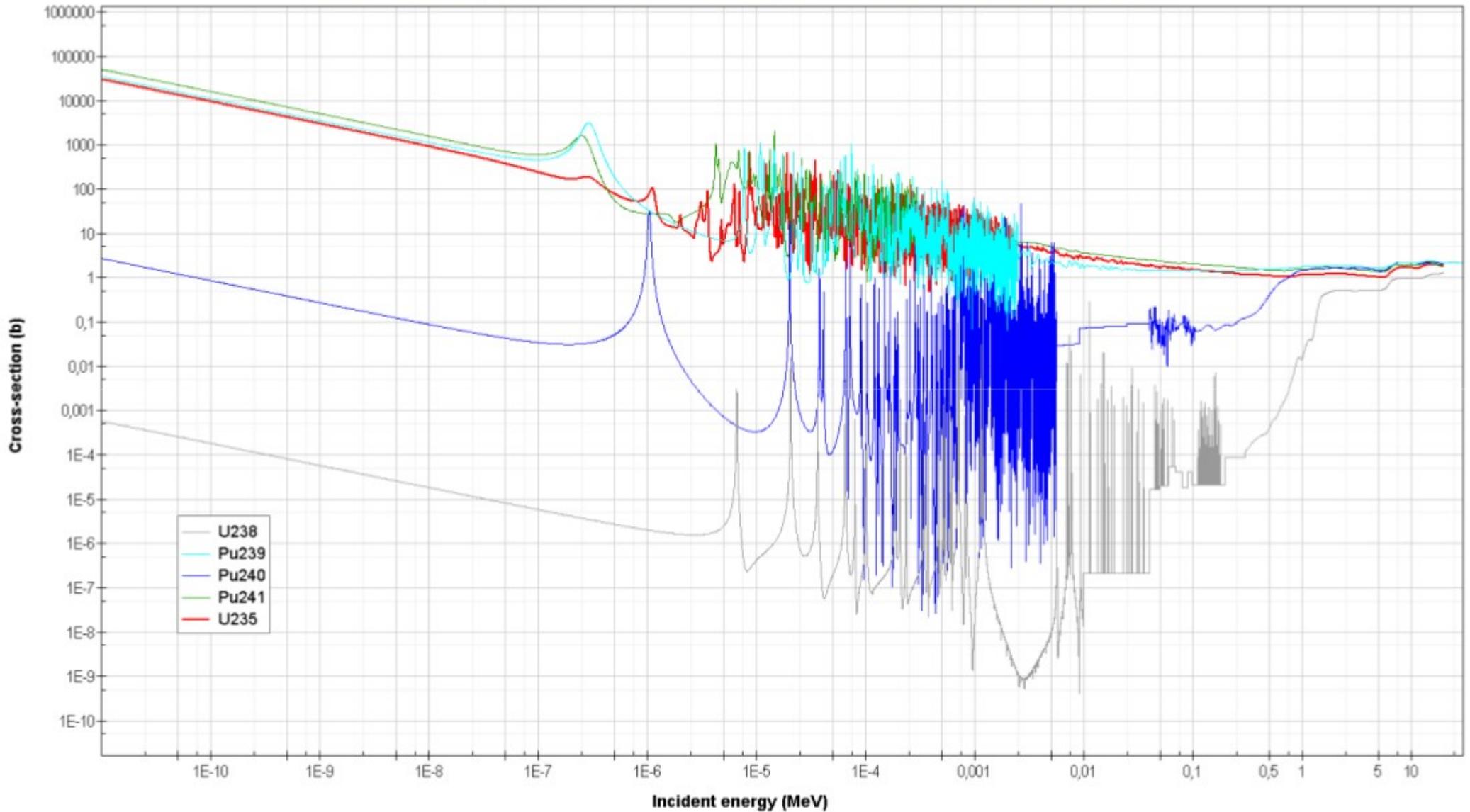
- Les sections efficaces de **diffusion**  $\sigma_s(E)$ 
  - Dépendent peu de l'énergie  $E$  du neutron
  - Env. 1 à 10 barns pour tous les noyaux (sauf l'hydrogène, ~20 b)
- Les sections efficaces d'**absorption (capture, fission, etc)**  $\sigma_a, \sigma_f, \sigma_c \dots$ 
  - Varient énormément d'un noyau à l'autre
  - Décroissent en  $1/v$  où  $v$  est la vitesse du neutron
  - Présentent des résonances (parfois très intenses) en fonction de  $E$
  - Seuil en énergie pour les fissions de noyaux avec  $N$  pair.

# Sections efficaces de fission



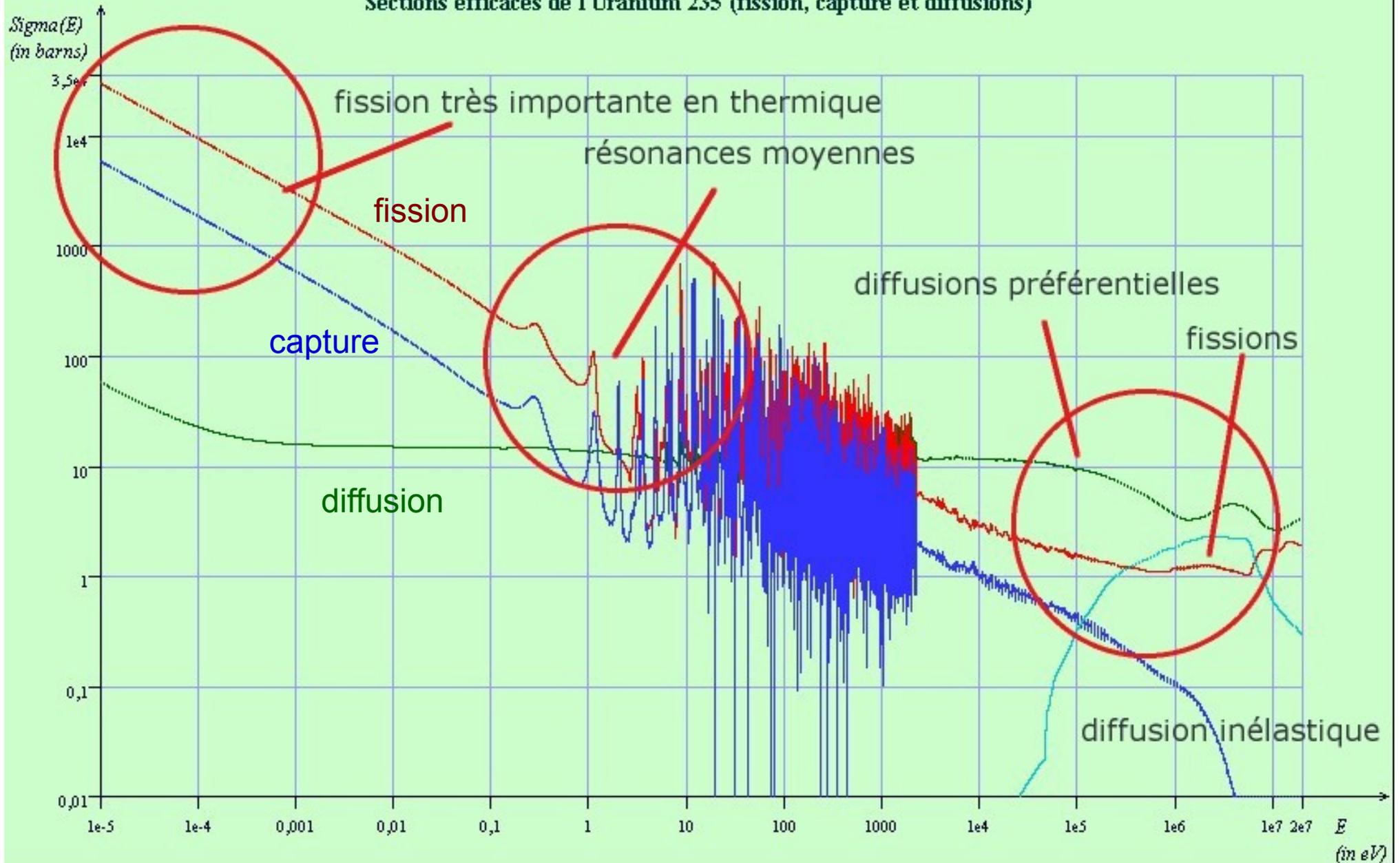
# Sections efficaces de fission

Incident neutron data / JEFF 3.0 // MT=18 : (z,fission) total fission / Cross section

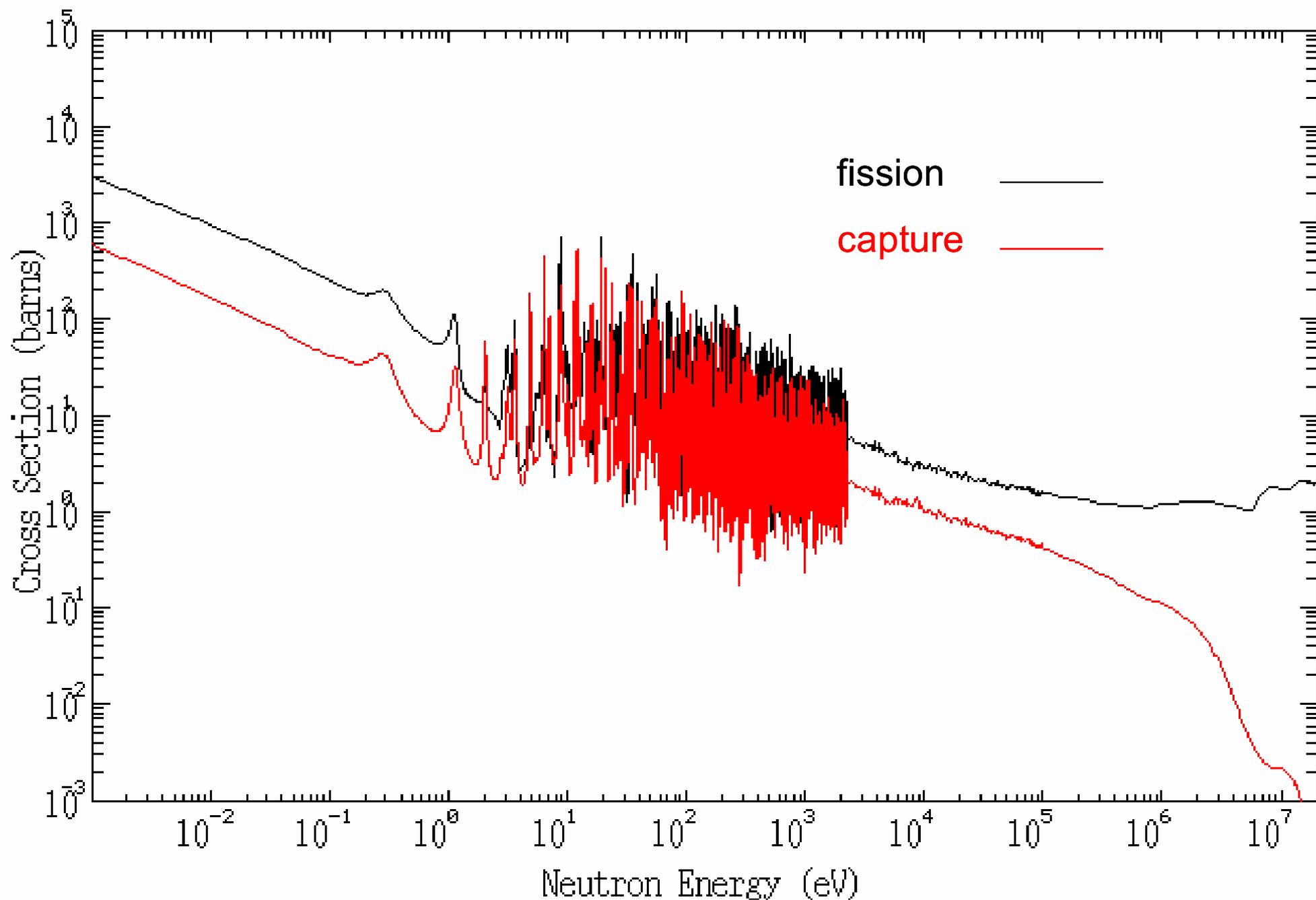


# Sections efficaces de l'uranium-235

Sections efficaces de l'Uranium 235 (fission, capture et diffusions)

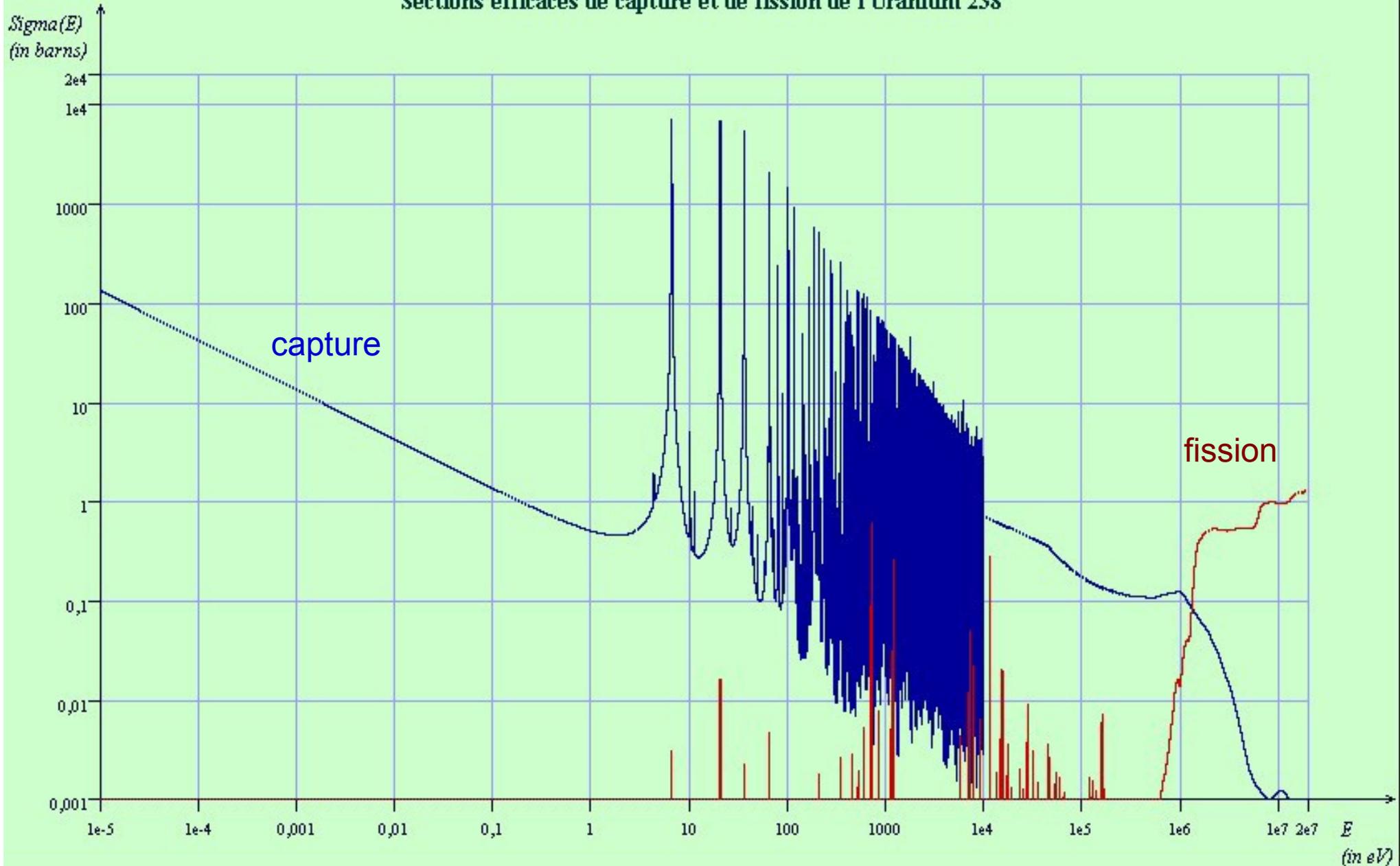


# Sections efficaces de l'uranium-235

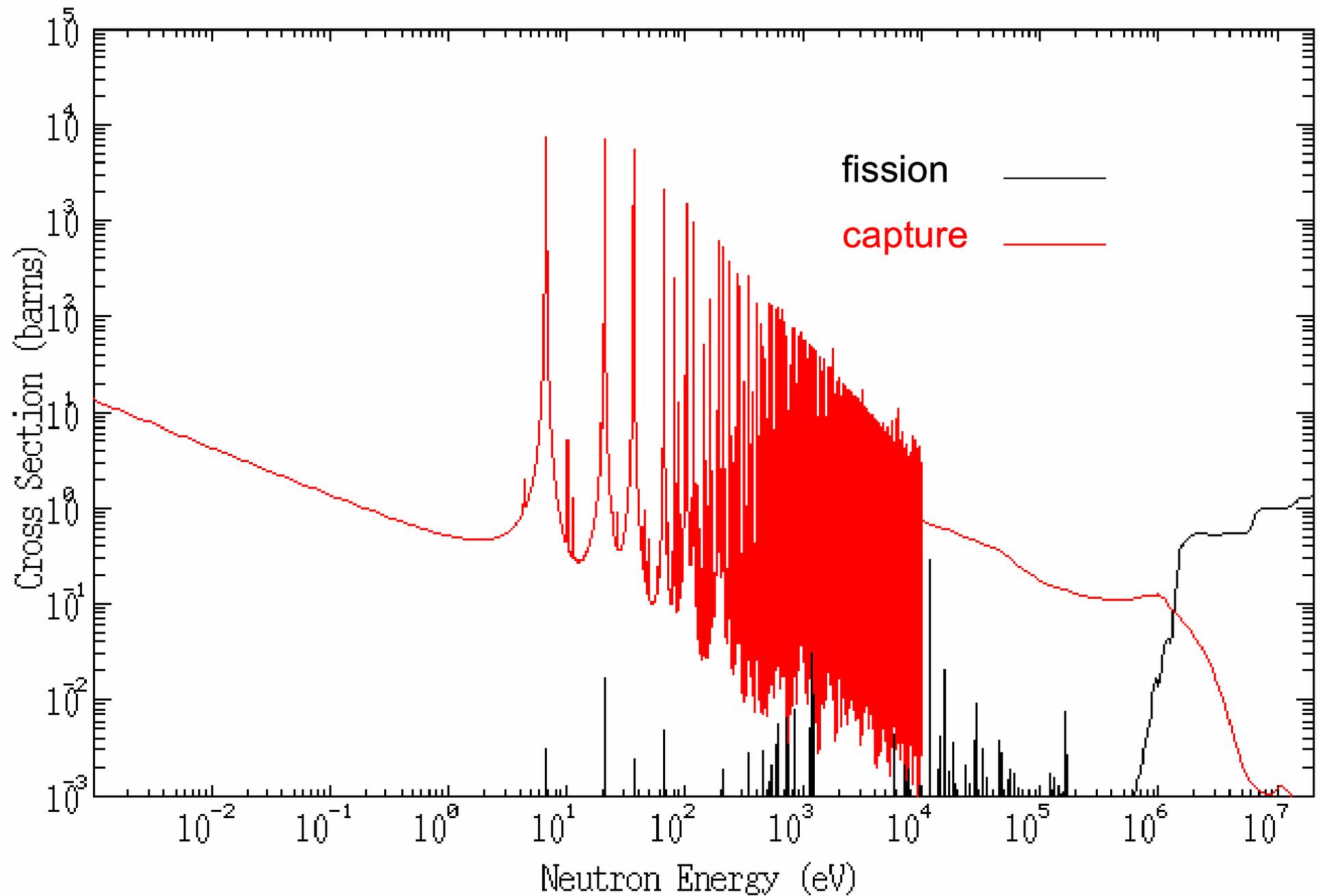


# Sections efficaces de l'uranium-238

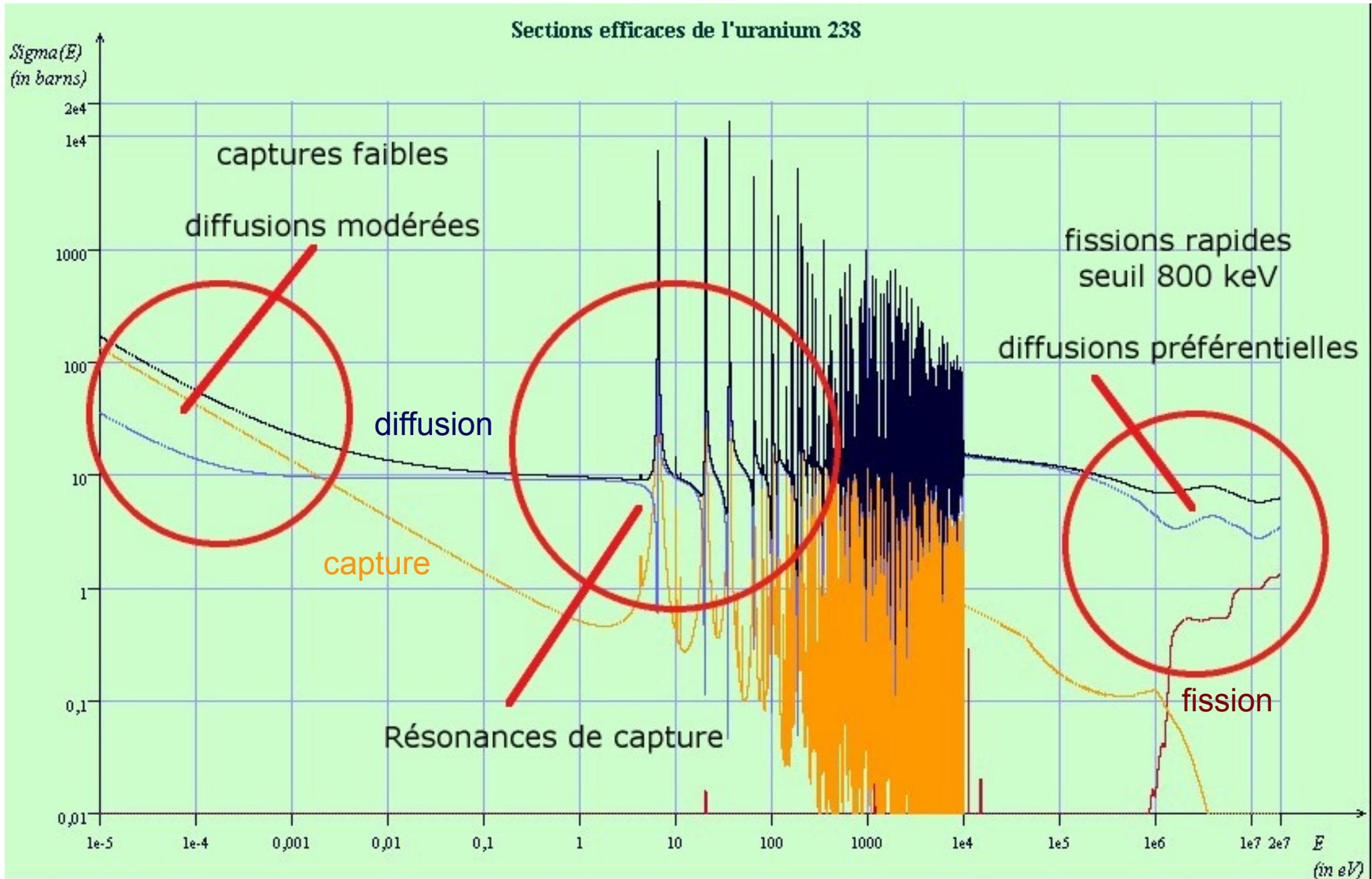
Sections efficaces de capture et de fission de l'Uranium 238



# Sections efficaces de l'uranium-238



# Sections efficaces de l'uranium-238

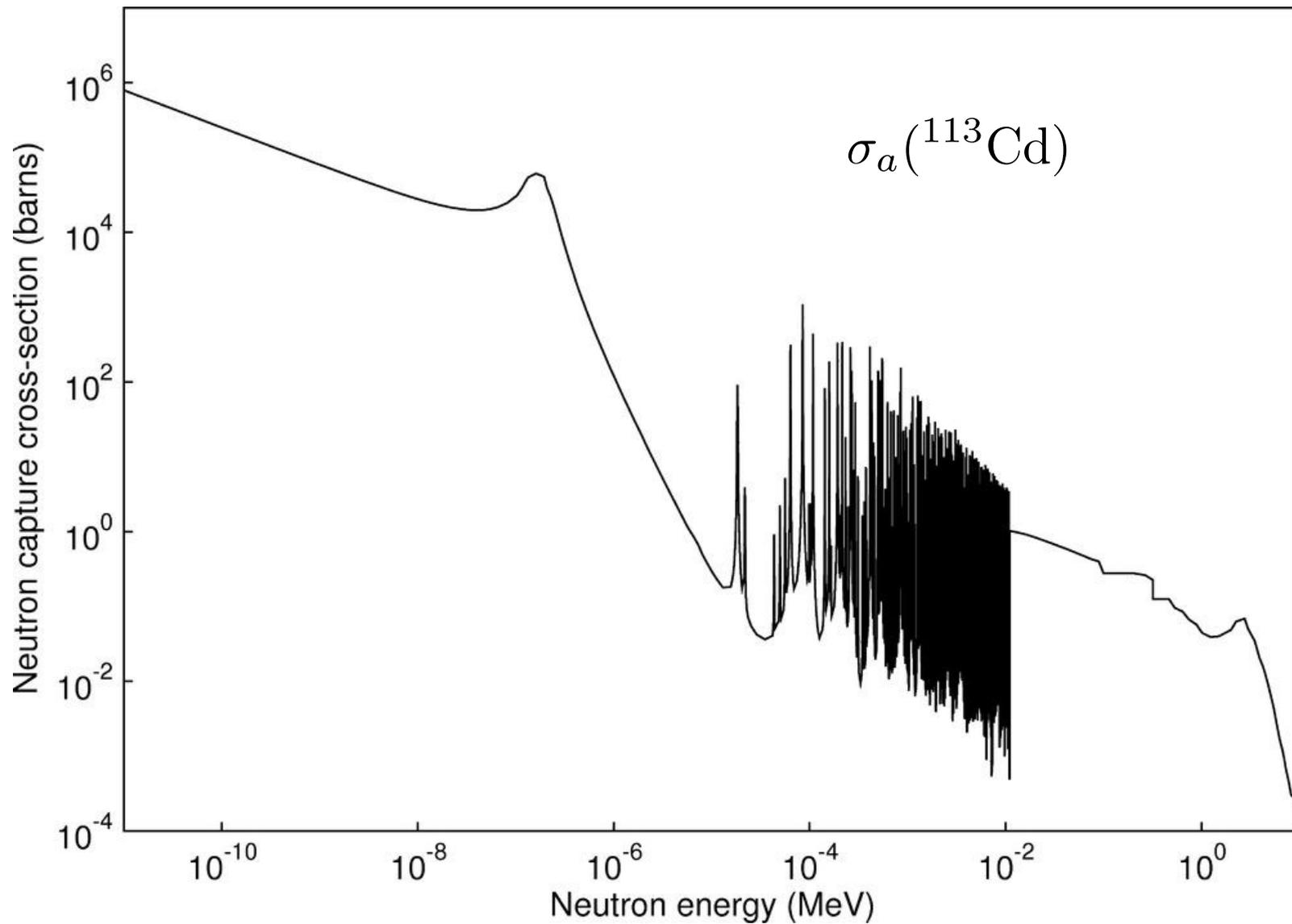


# Absorption des neutrons : sections efficaces

Elément chimique	Abond.	Section efficace $\sigma_a$ (n thermiques) E = 0.025 eV
Hydrogène $^1\text{H}$		0.332 b
Deutérium $^2\text{H}$		0.00051 b
Bore-10 $^{10}\text{B}$	20 %	3840 b
Carbone $^{12}\text{C}$		0.0033 b
Oxygène		0.00028 b
Zirconium		0.184 b
Cadmium-113 $^{113}\text{Cd}$	12 %	20600 b
Xénon-135 $^{135}\text{Xe}$		2640000 b
Gadolinium		48800 b
Samarium-149 $^{149}\text{Sm}$		40100 b
Fer		2.56 b

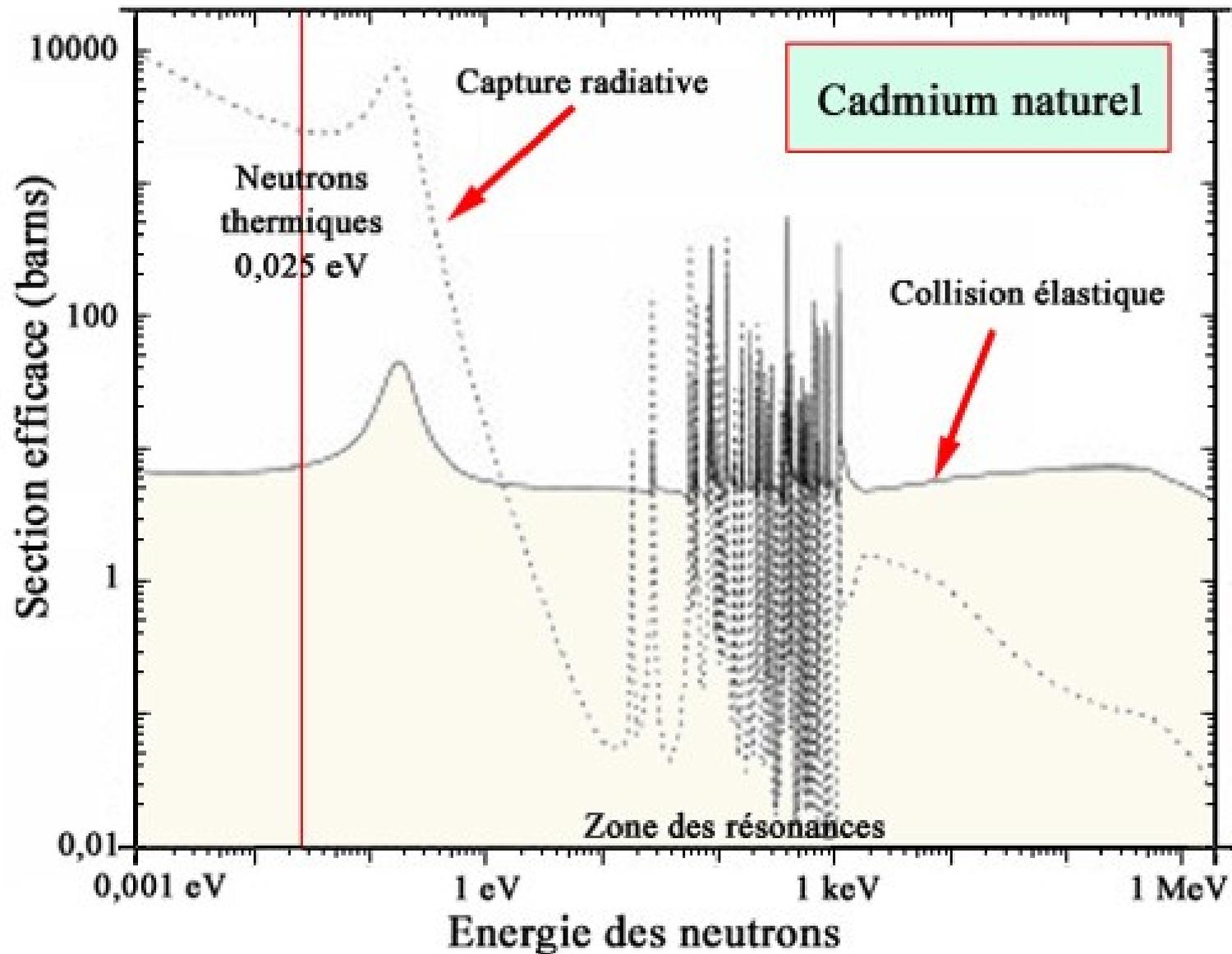
- Ordres de grandeur très différents d'un élément à l'autre
- Choix des matériaux : absorbeurs, transparence aux neutrons, modérateur, etc.

# Section efficace d'absorption : Cadmium-113



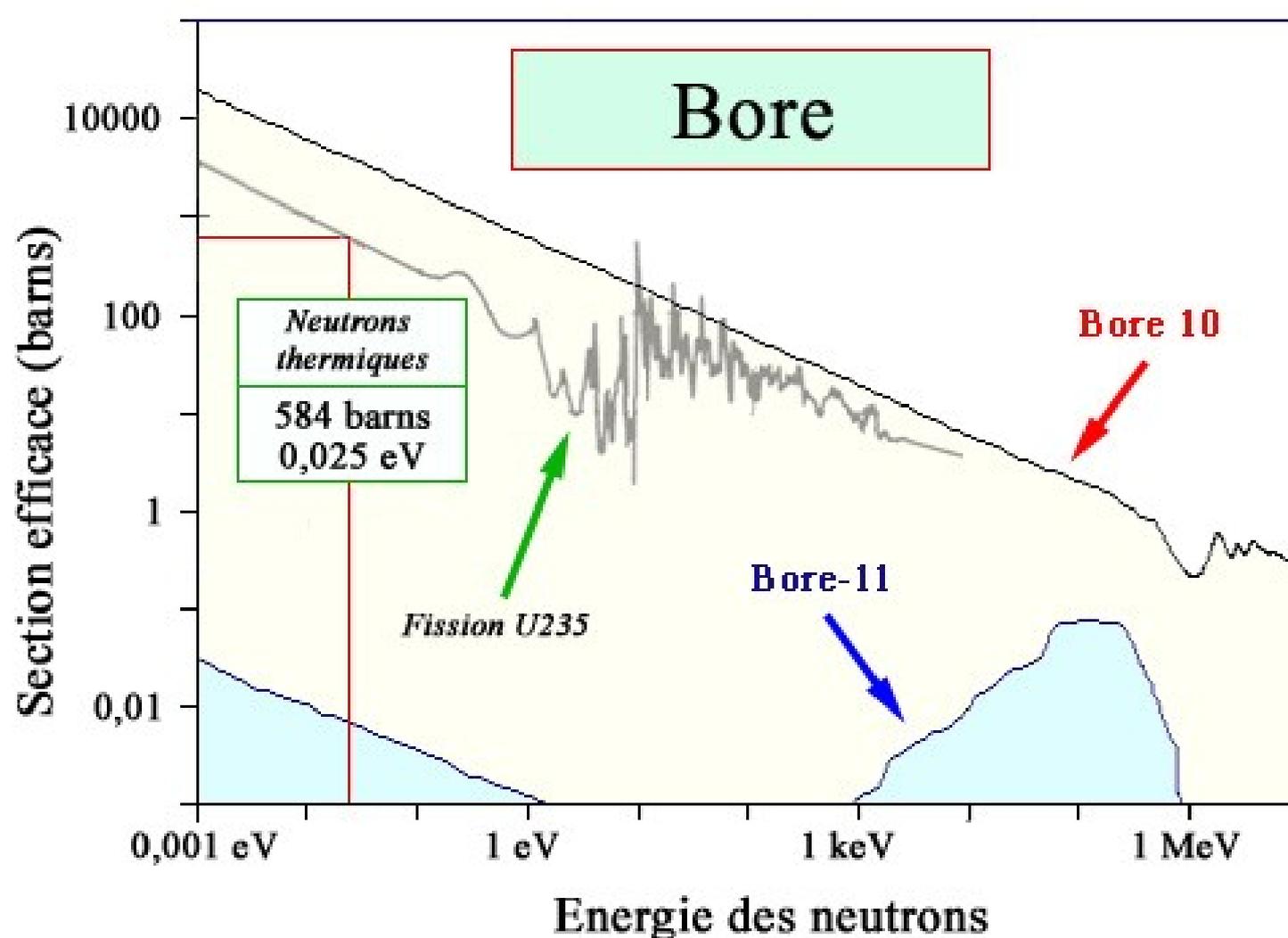
- Barreaux de contrôle : absorbeurs de neutrons

# Section efficace d'absorption : Cadmium



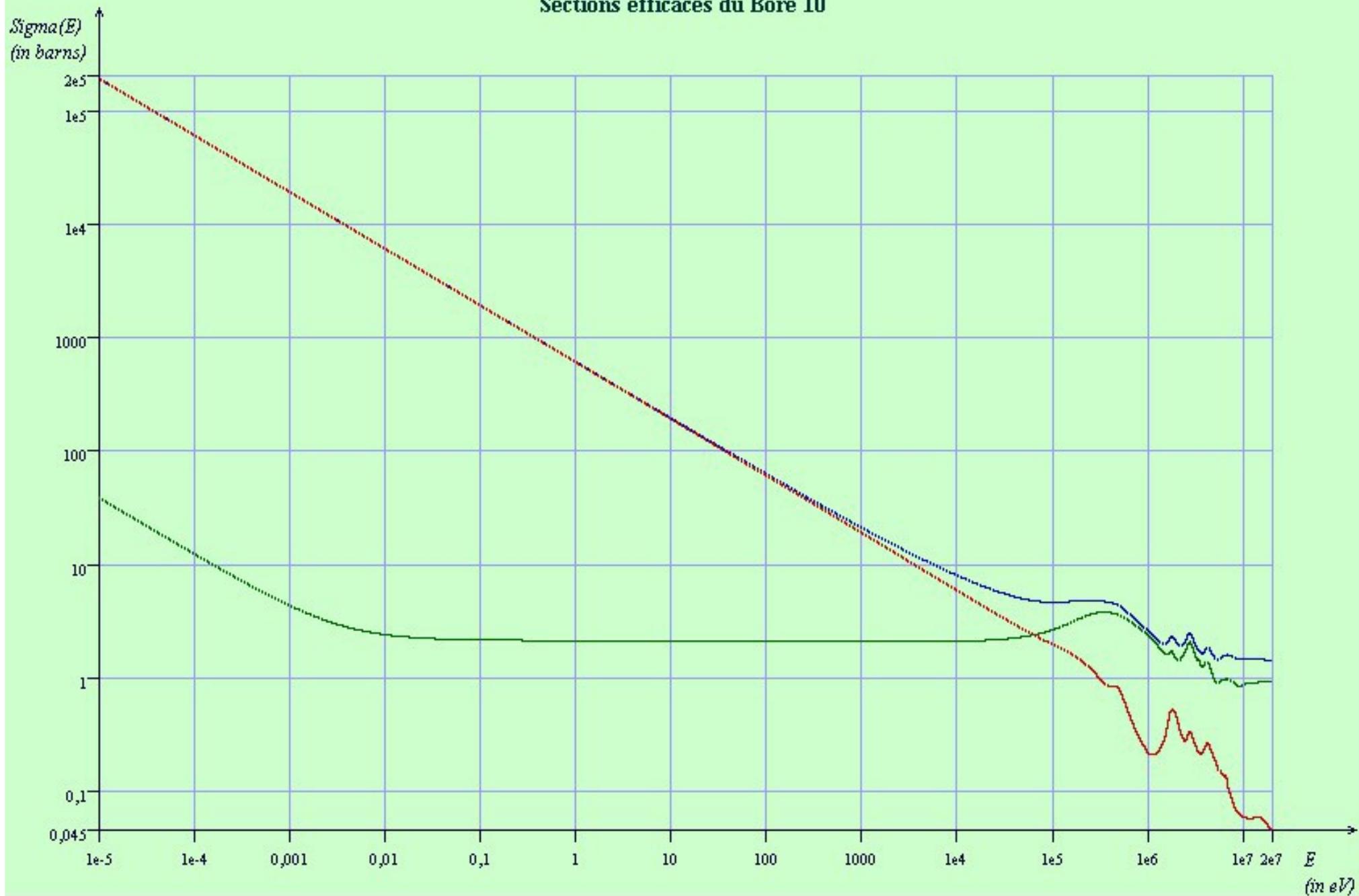
- Barreaux de contrôle : absorbeurs de neutrons

# Section efficace d'absorption : Bore-10

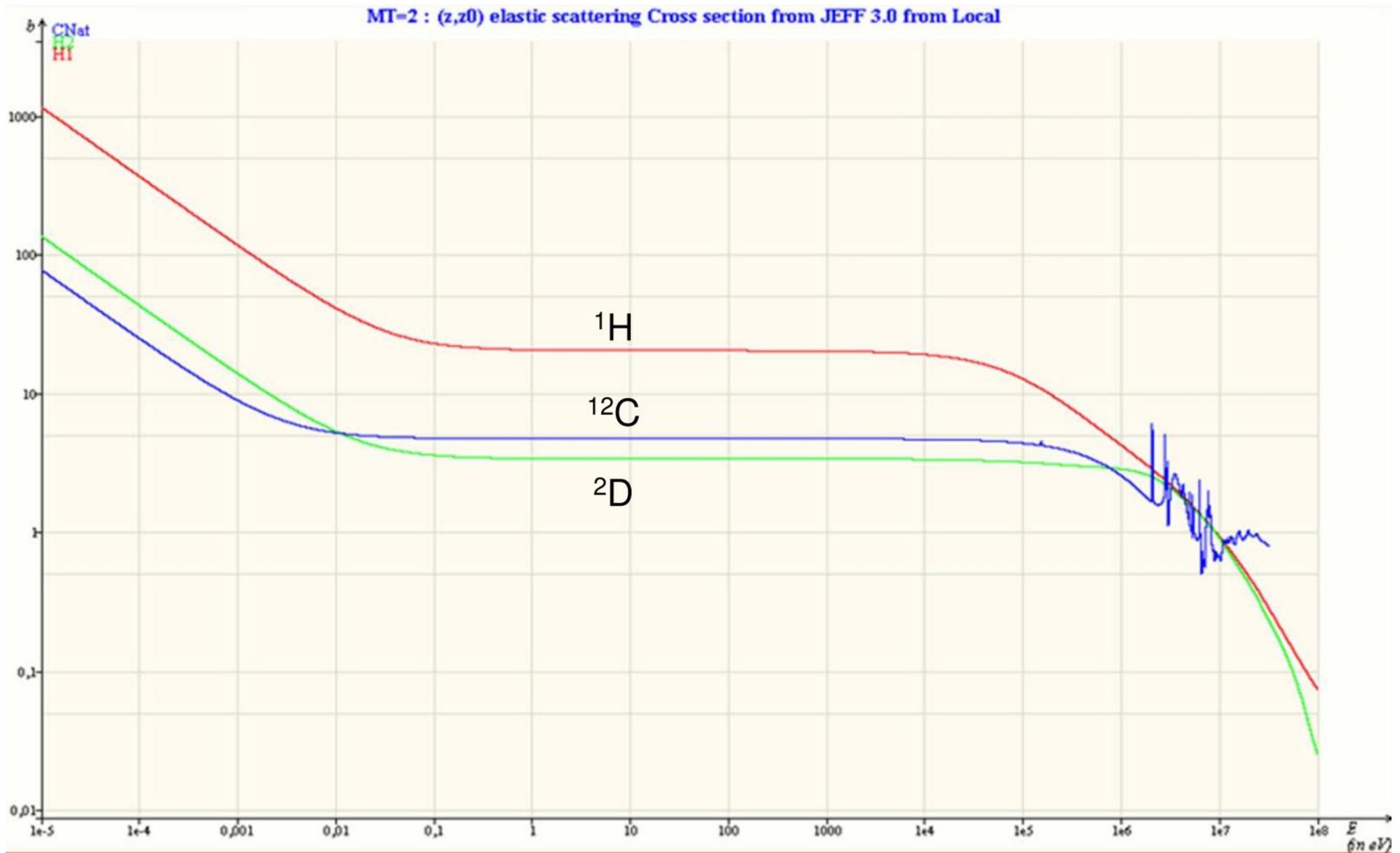


- Acide borique dilué dans l'eau du réacteur

### Sections efficaces du Bore 10



# Sections efficaces de diffusion



- Choix du modérateur

# Libre parcours moyen des neutrons

---

- Distance moyenne parcourue **entre 2 interactions**

- Probabilité d'interagir sur une distance  $dx$  :

$$\Sigma_t dx = N \sigma_t dx$$

- Probabilité d'atteindre l'abscisse  $x$  **sans interaction** :

$$P(\lambda > x) = e^{-\Sigma_t x}$$

- Probabilité d'interagir pour la **première fois** entre  $x$  et  $x+dx$

$$f(x) dx = P(\lambda > x) \times \Sigma_t dx = e^{-\Sigma_t x} \times \Sigma_t dx$$

- Distance moyenne parcourue :

$$\bar{\lambda} = \bar{x} = \int_0^{+\infty} x f(x) dx = \frac{1}{\Sigma_t}$$

- Dans un mélange, ce sont les  $\Sigma$  qui sont additives

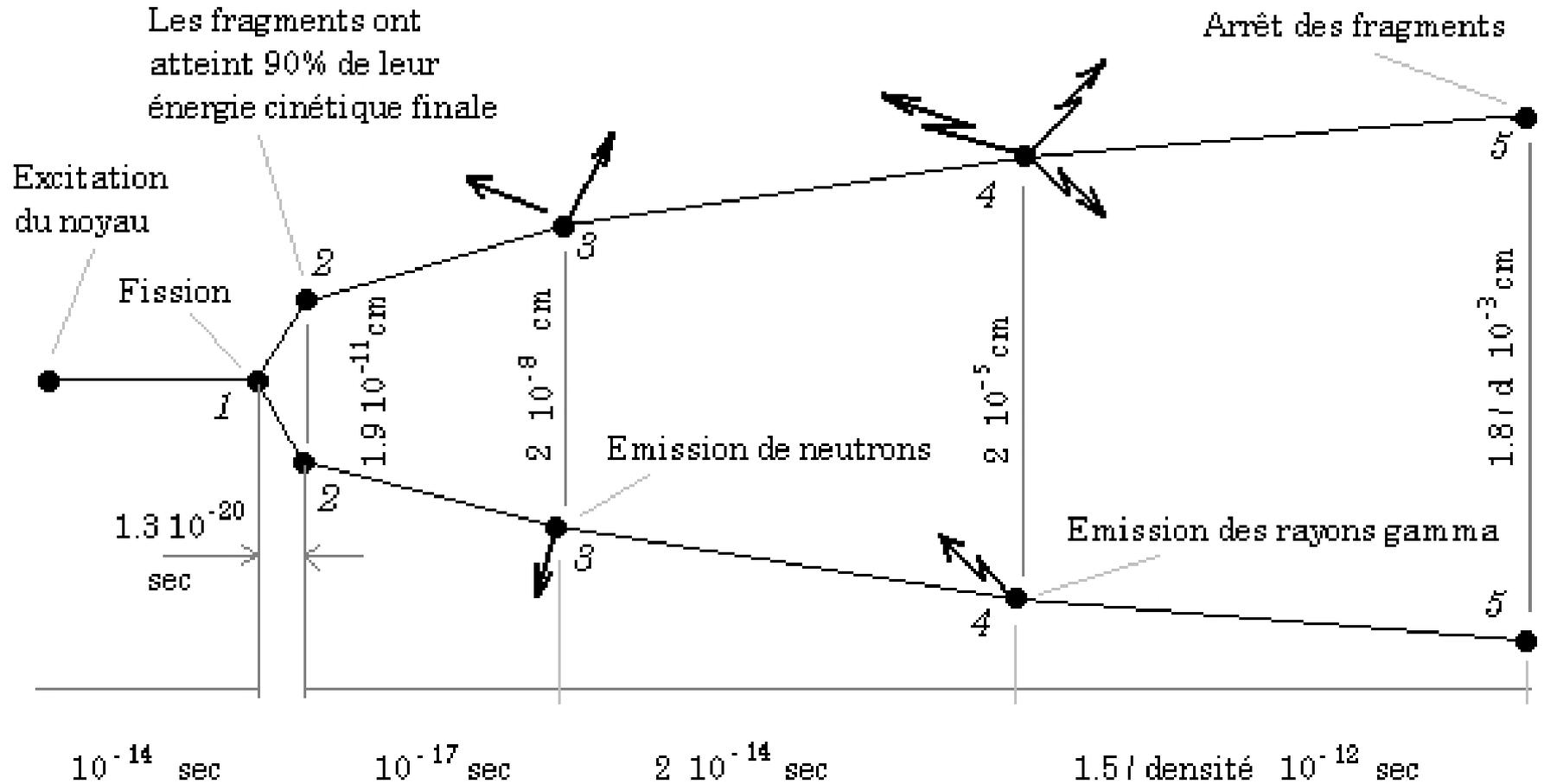
$$\Sigma = \Sigma_1 + \Sigma_2 = N_1 \sigma_1 + N_2 \sigma_2$$

# Plan

---

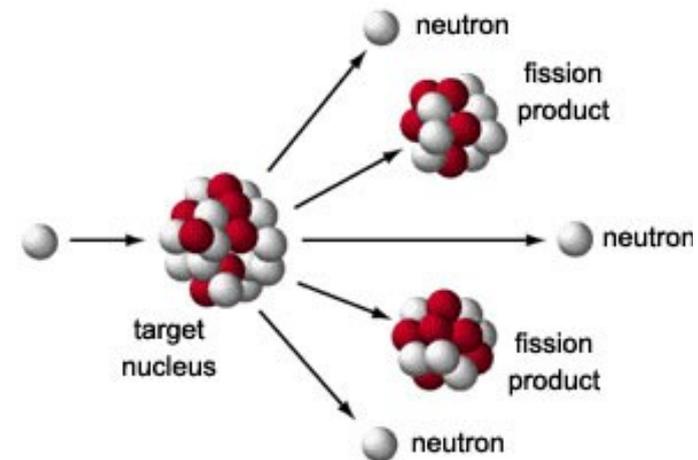
- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Fission : dynamique

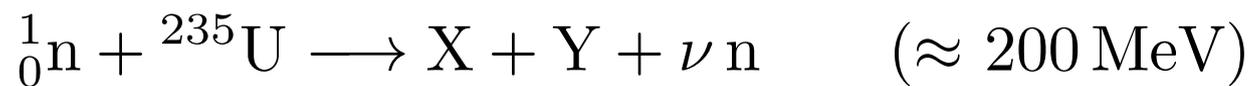
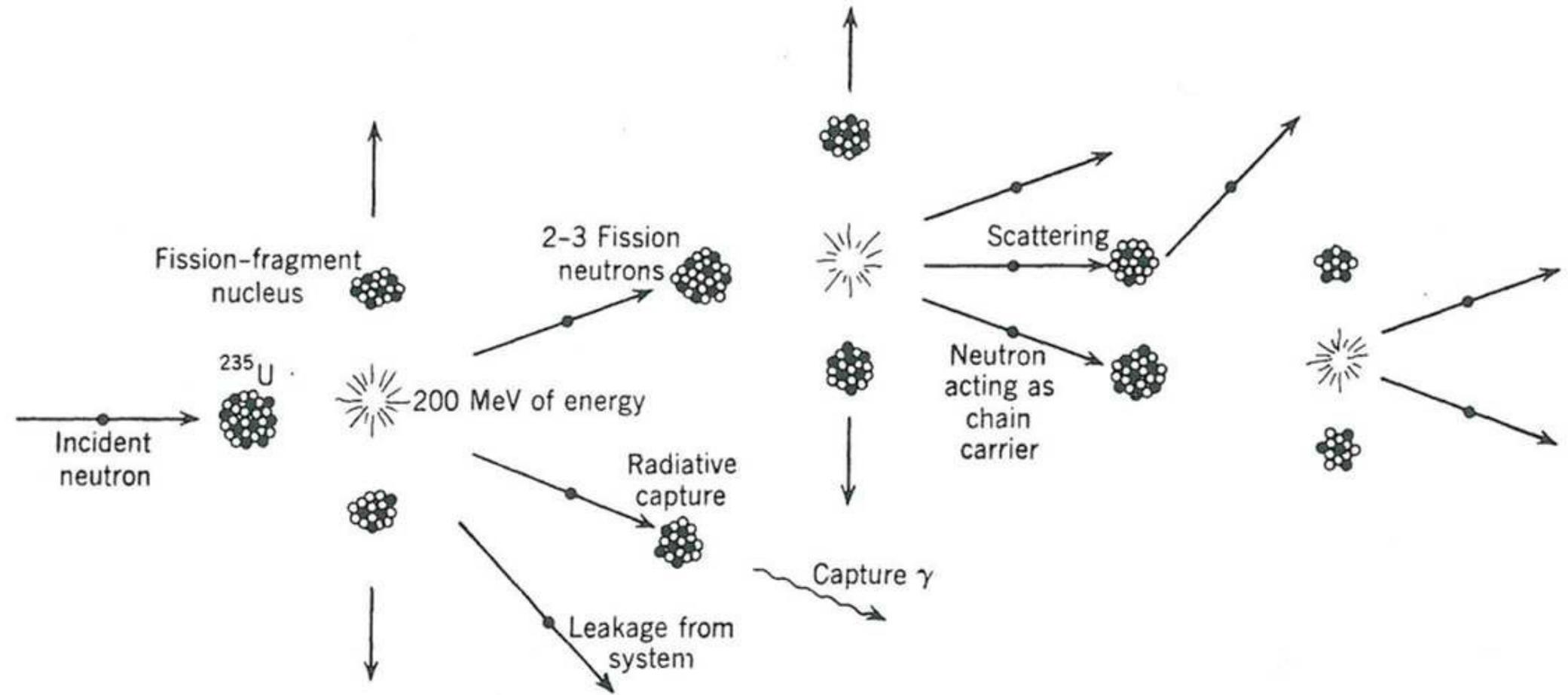


*Espace*

*Temps*

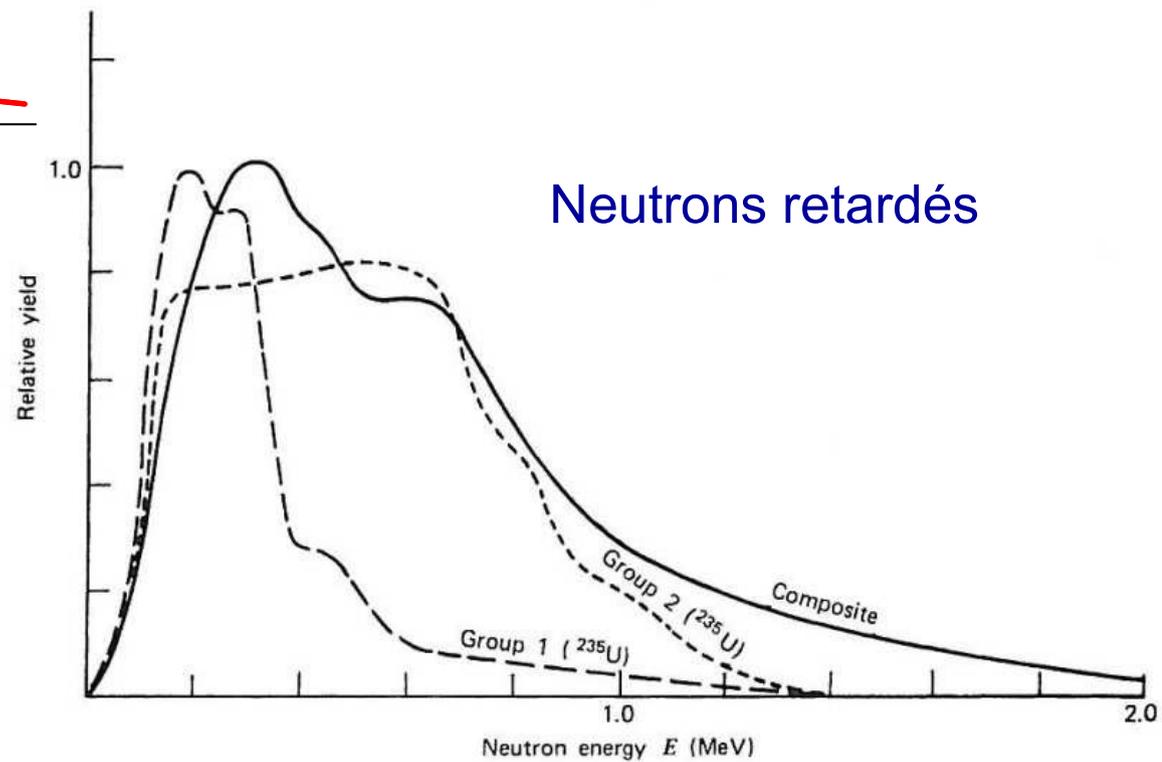
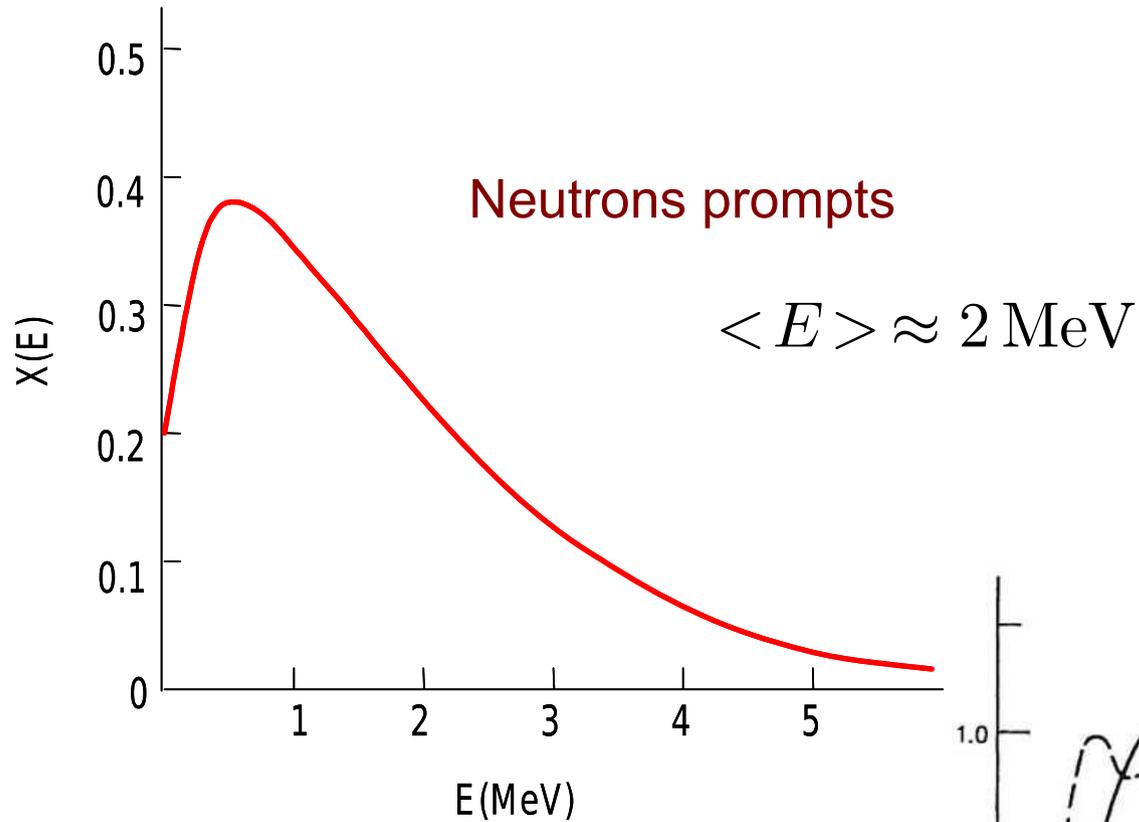


# Réaction en chaîne



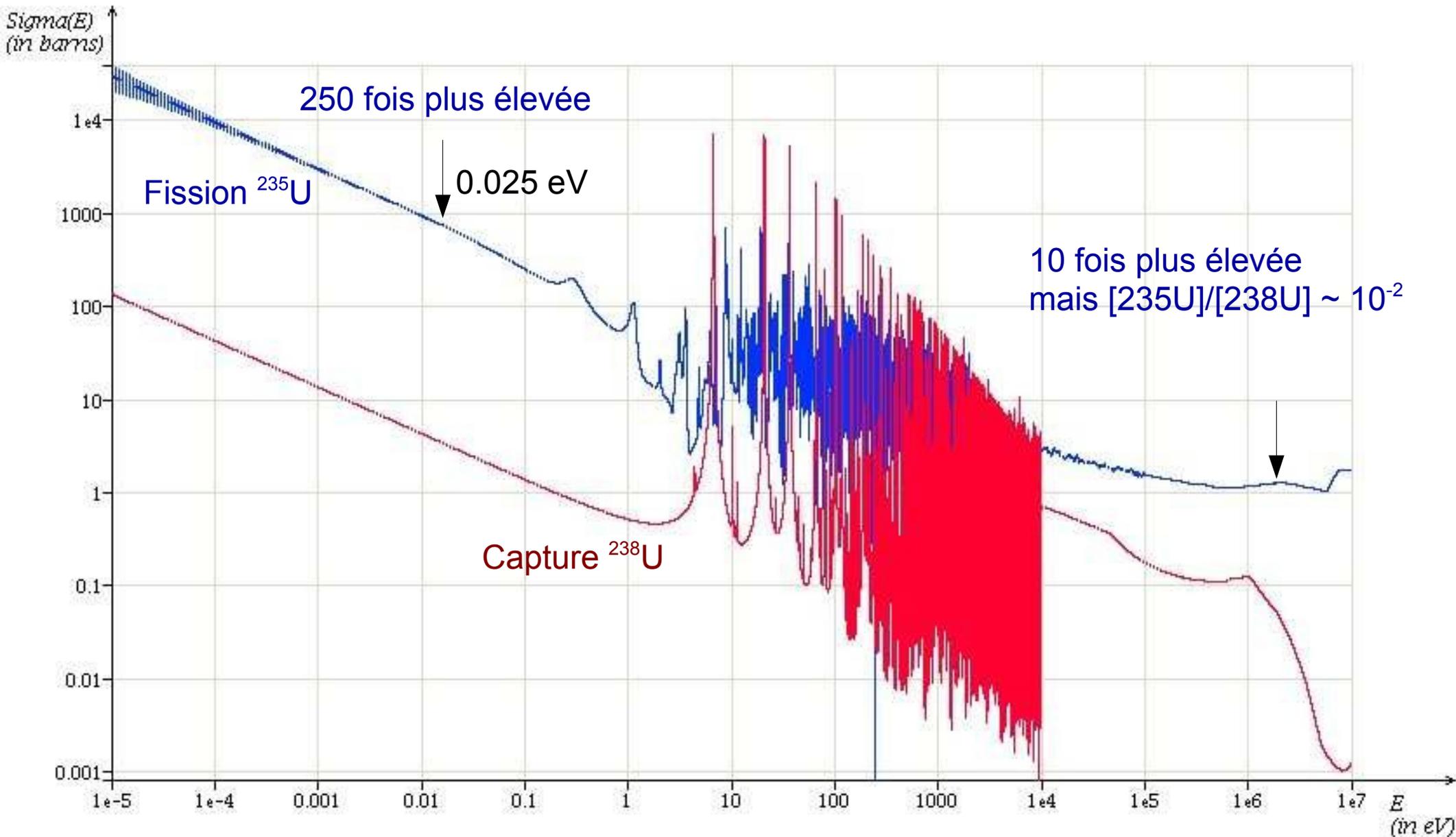
$${}^{235}\text{U} : \quad \bar{\nu} = 2.47$$

# Spectre des neutrons issus des fissions



# Conditions pour une réaction en chaîne

- U. naturel :  $^{235}\text{U}$  (0.7 %),  $^{238}\text{U}$  (99.3 %)



# Ralentissement des neutrons : modérateur

---

Deux choix possibles :

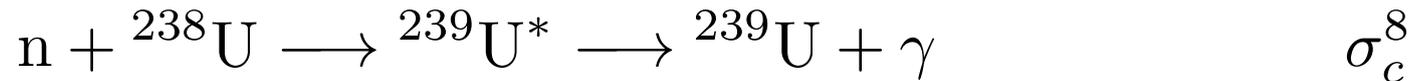
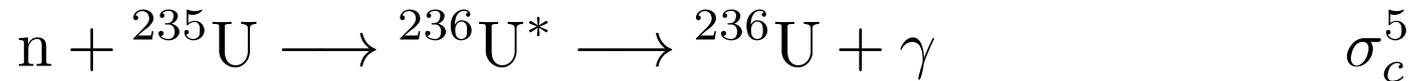
- **Enrichir le combustible** en  $^{235}\text{U}$  pour compenser la faible section efficace de fission avec les neutrons rapides
  - Réacteurs à Neutrons Rapides (RNR)
- **Ralentir les neutrons** pour profiter des fortes sections efficaces pour des neutrons thermiques
  - Réacteurs à Neutrons thermiques (RNT)
- Importance du choix d'un matériau **modérateur** : noyaux légers, absorbant peu les neutrons :
  - **eau légère** (REB, REP, VVER)
  - **eau lourde** (CANDU)
  - **graphite** (UNGG)...

*(cours sur le ralentissement des neutrons)*

# Facteur de multiplication du combustible

---

- **Concurrence** entre fissions et captures radiatives



- Facteur  $\eta$  de **multiplication** du combustible (neutrons thermiques) :

(ou « **facteur de reproduction** »). Il faut  $\eta > 1$  :

$$\eta = \frac{\text{neutrons produits par fission}}{\text{neutrons absorbés par fission et capture}}$$

$$\eta = \bar{\nu} \frac{\Sigma_f}{\Sigma_f + \Sigma_c} = \bar{\nu} \frac{\Sigma_f}{\Sigma_a}$$

- Ex : mélange  ${}^{235}\text{U}$  et  ${}^{238}\text{U}$  :

$$\eta = \bar{\nu} \frac{N_5 \sigma_f^5}{N_5 \sigma_f^5 + N_5 \sigma_c^5 + N_8 \sigma_c^8}$$

- Le facteur  $\eta$  peut être modifié en **enrichissant le combustible**

# Facteur de multiplication du combustible

---

	$\sigma_f$	$\sigma_\gamma$	$\bar{\nu}$	$\eta$
Neutrons thermiques				
$^{233}\text{U}$	524	69	2,51	2,29
$^{235}\text{U}$	582	108	2,47	2,08
$^{238}\text{U}$	0	2,7	0	0
$^{239}\text{Pu}$	750	300	2,91	2,08
Neutrons rapides ( $\sim 2$ MeV)				
$^{235}\text{U}$	1,27	0,10	2,46	2,28
$^{238}\text{U}$	0,52	2,36	2,88	0,52
$^{239}\text{Pu}$	2	0,10	2,88	2,74

# Multiplication des neutrons : bilan neutronique

- Rapport  $k$  entre **générations successives** de neutrons :

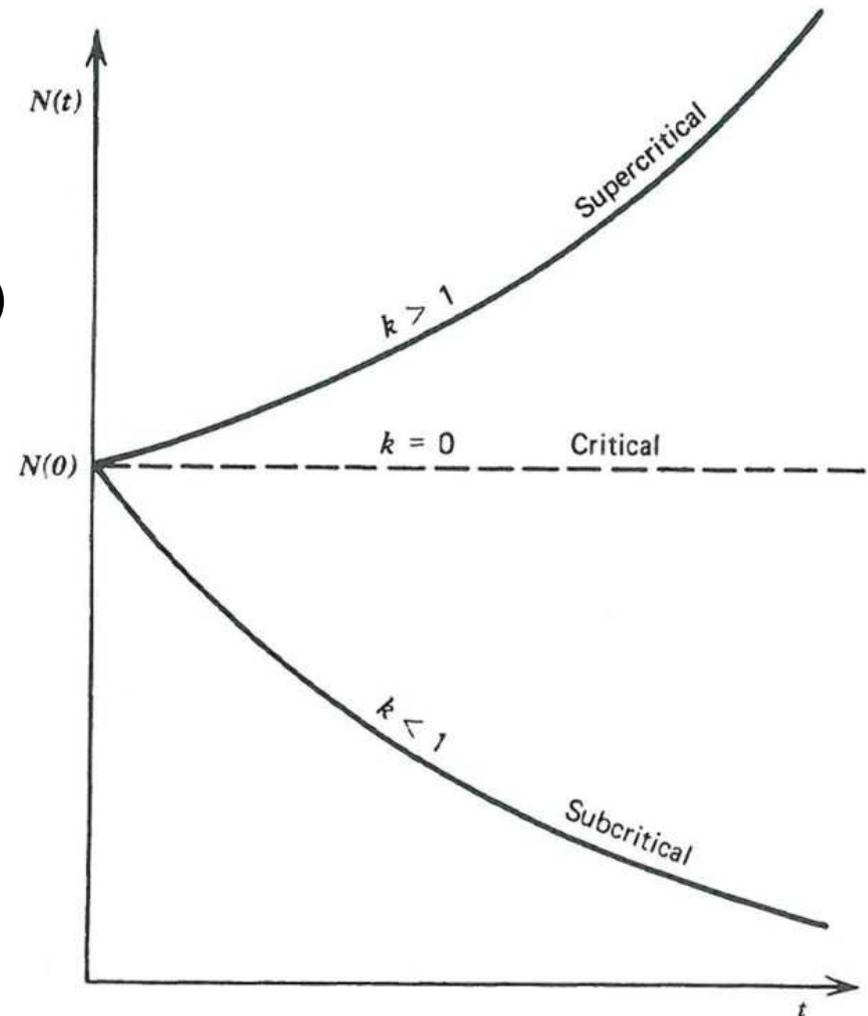
$$k = \frac{\text{neutrons à la génération } i + 1}{\text{neutrons à la génération } i}$$

- **Criticité :**

- Si  $k < 1$  : régime **sous-critique**  
→ Le réacteur s'éteint
- Si  $k = 1$  : régime **stationnaire** (critique)
- Si  $k > 1$  : régime **sur-critique**  
→ emballement, bombe

- Objectif : **maintenir  $k = 1$**

- **Temps de vie** du neutron  $\sim 10^{-4}$  s



# Equilibre d'un réacteur infini (*i.e.* sans fuites)

Modélisation : « formule des 4 facteurs »

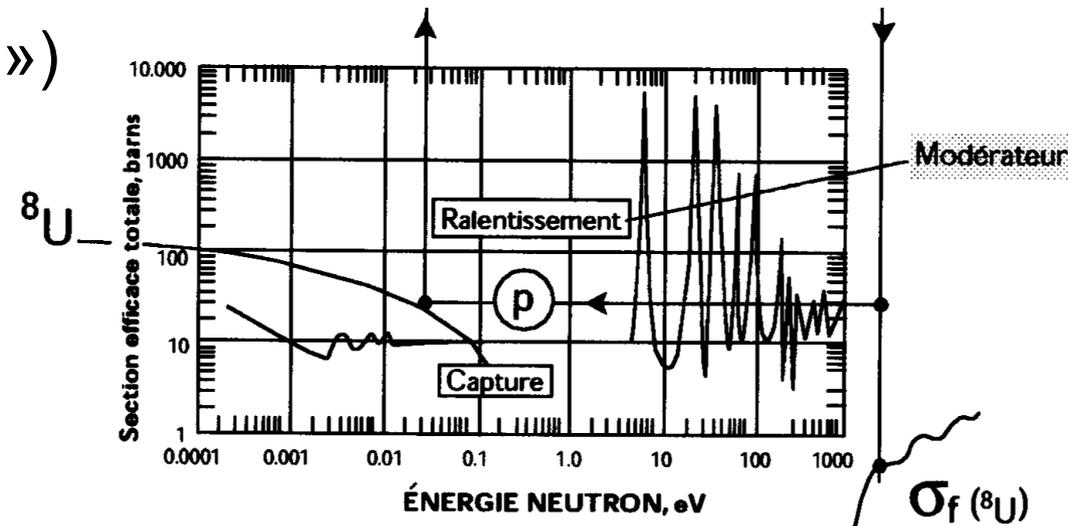
- Neutrons émis pouvant **induire une nouvelle fission** :  $\eta > 1$
- Quelques **neutrons rapides fissionnent**  $^{235}\text{U}$  et  $^{238}\text{U}$  : gain  $\varepsilon > 1$
- Neutrons produits par fission sont **rapides** : pour optimiser la réaction en chaîne, on les ralentit de  $\sim 2$  MeV à 0.025 eV.

→ pertes par capture dans le combustible

(résonances, « trappes »)

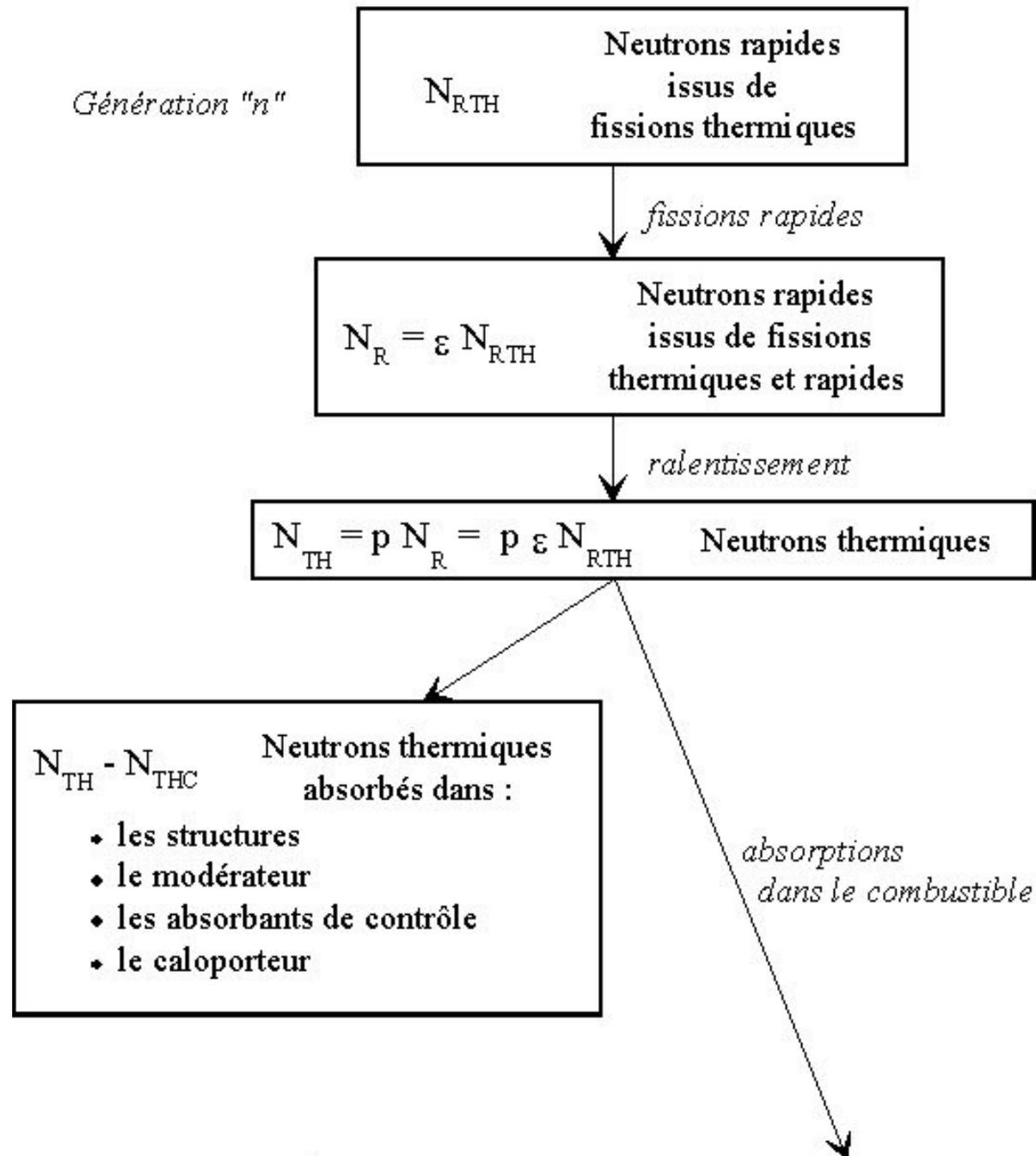
pertes :  $(1 - p)$

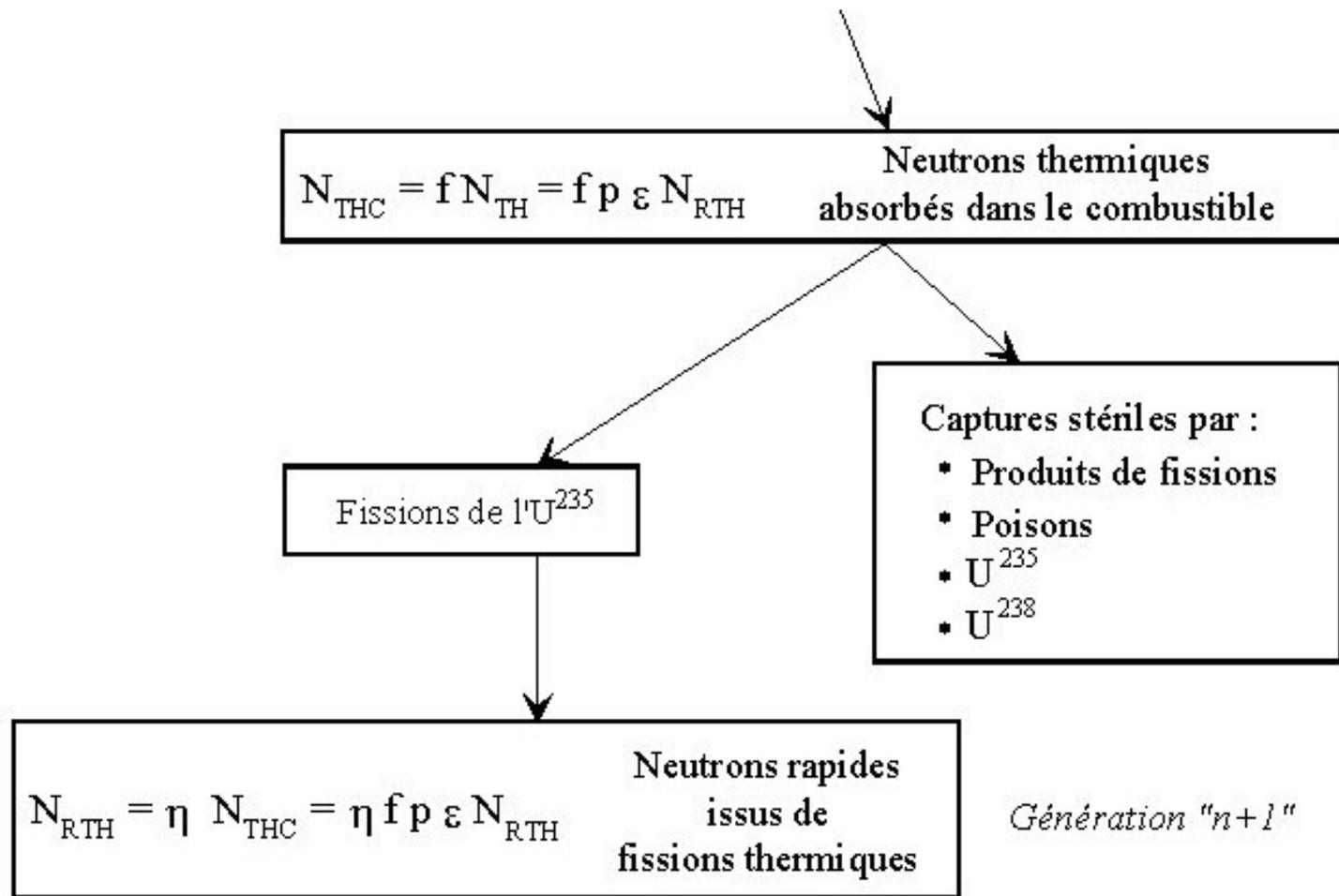
survie :  $p < 1$



- Facteur d'**utilisation des neutrons thermiques** :  $f < 1$ 
  - neutrons thermiques perdus hors du combustible (abs., barres)

# Equilibre réacteur réel (avec fuites)



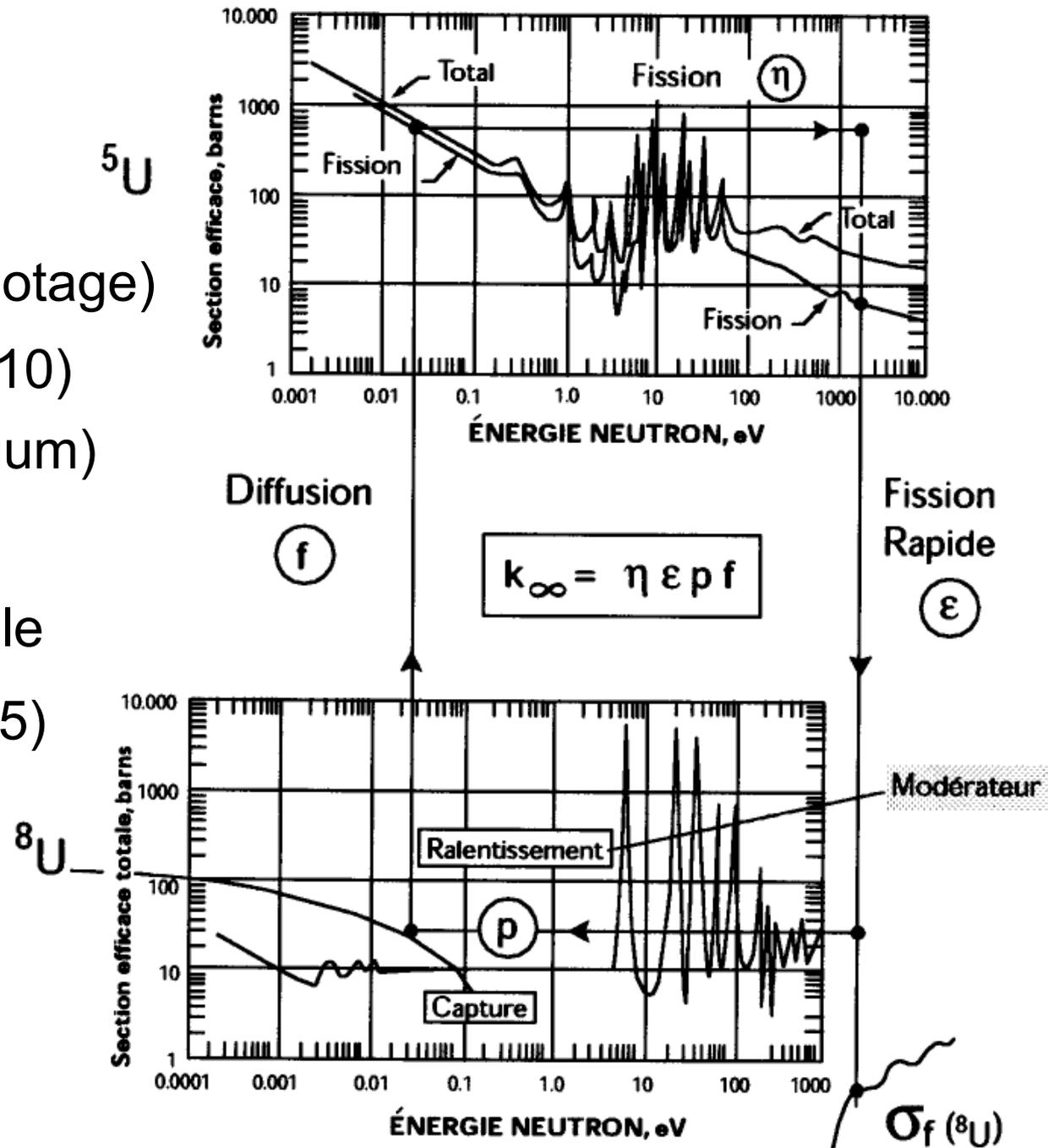


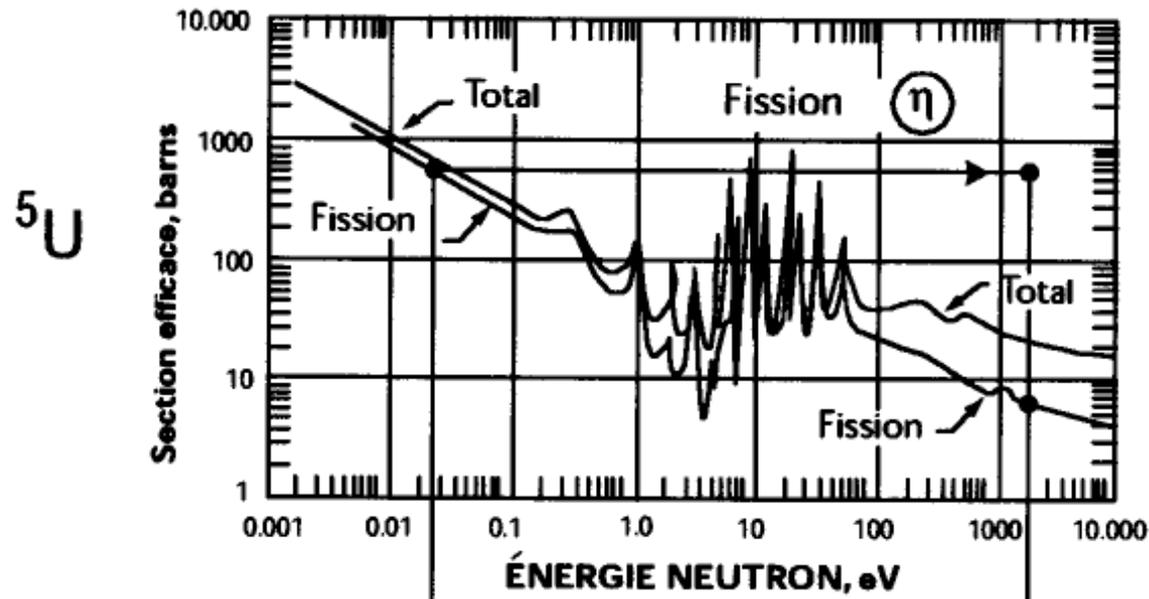
$$k_{\infty} = \eta \varepsilon p f$$

# Equilibre réacteur infini (i.e. sans fuites)

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

- Actions possibles sur  $f$  (pilotage)
  - Absorbant dilué (Bore-10)
  - Barres mobiles (Cadmium)
- $\eta$  et  $\epsilon$  sont fixés par la composition du combustible
- $1.03 < \epsilon < 1.08$  (REP : 1.05)
- $0.7 < p < 0.9$

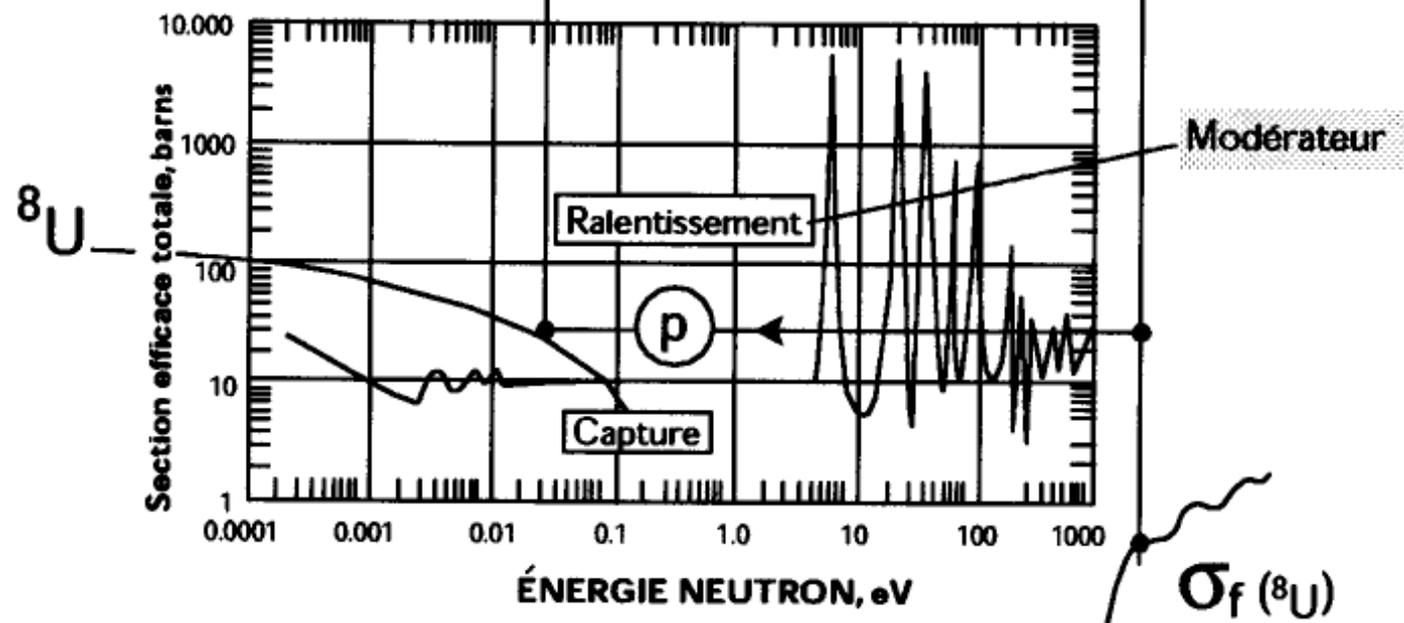




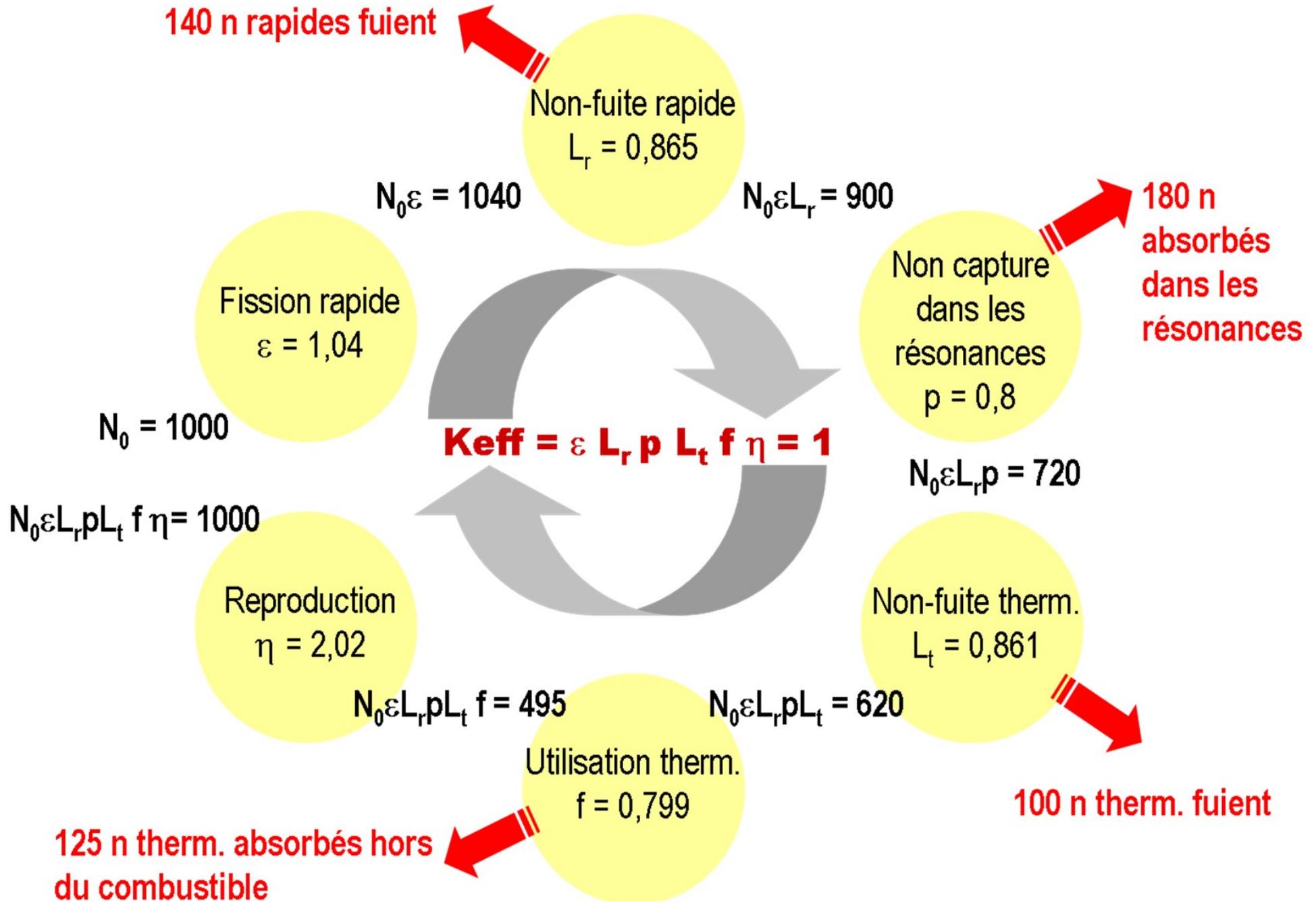
Diffusion  
 $(f)$

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

Fission Rapide  
 $(\epsilon)$



# Equilibre réacteur réel (avec fuites)



# Equilibre réacteur réel (avec fuites)

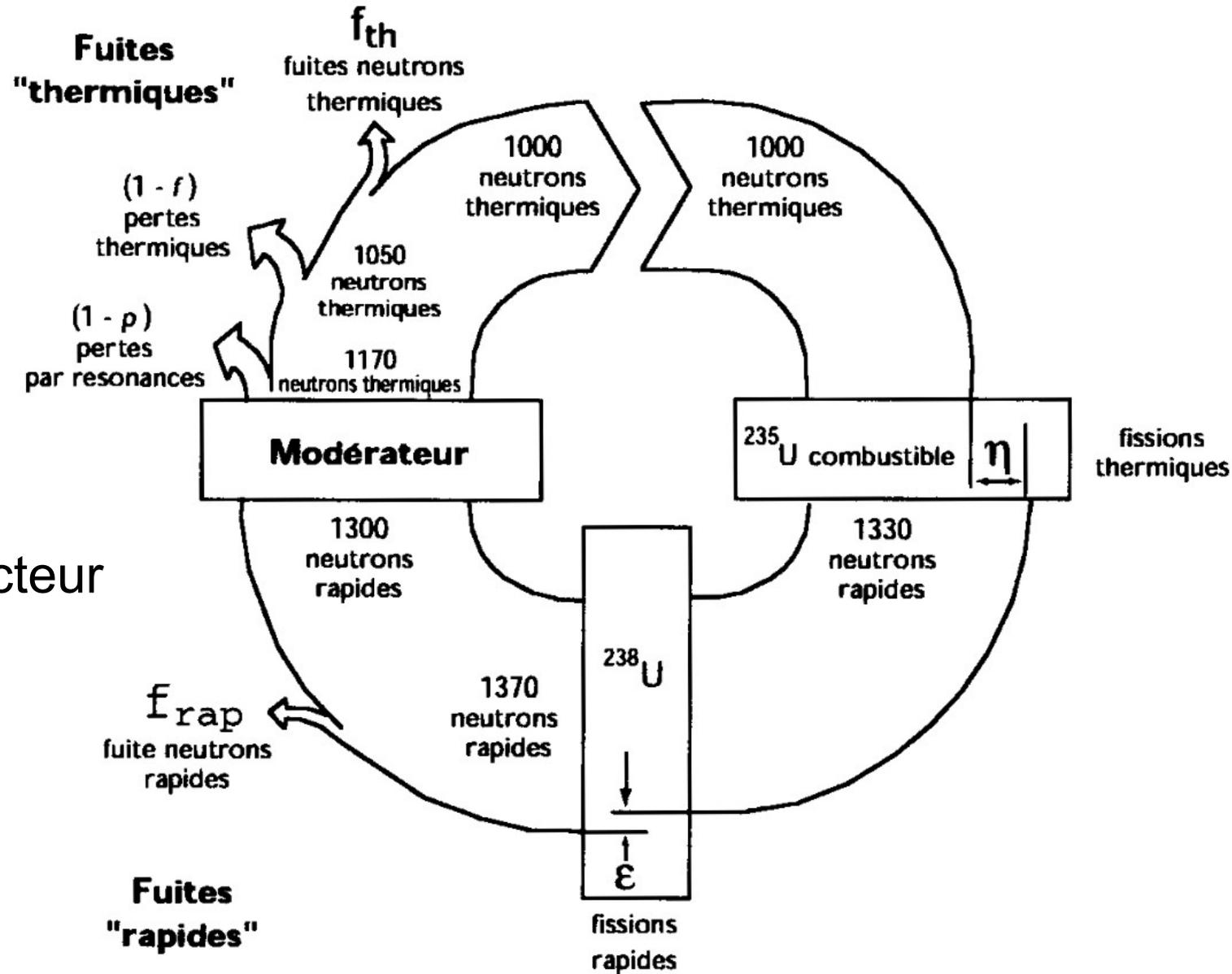
$$k_{\infty} = \eta \epsilon p f$$

$$k_{\text{eff}} = k_{\infty} P_{\text{nf}}$$

- Réactivité du réacteur

$$\rho = \frac{k_{\text{eff}} - 1}{k_{\text{eff}}}$$

(en pcm =  $10^{-5}$ )



$$k_{\text{eff}} = \eta \epsilon (1 - f_{\text{rap}}) p f (1 - f_{\text{th}})$$

# Plan

---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- **Masse critique, taille critique**
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Masse critique, taille critique

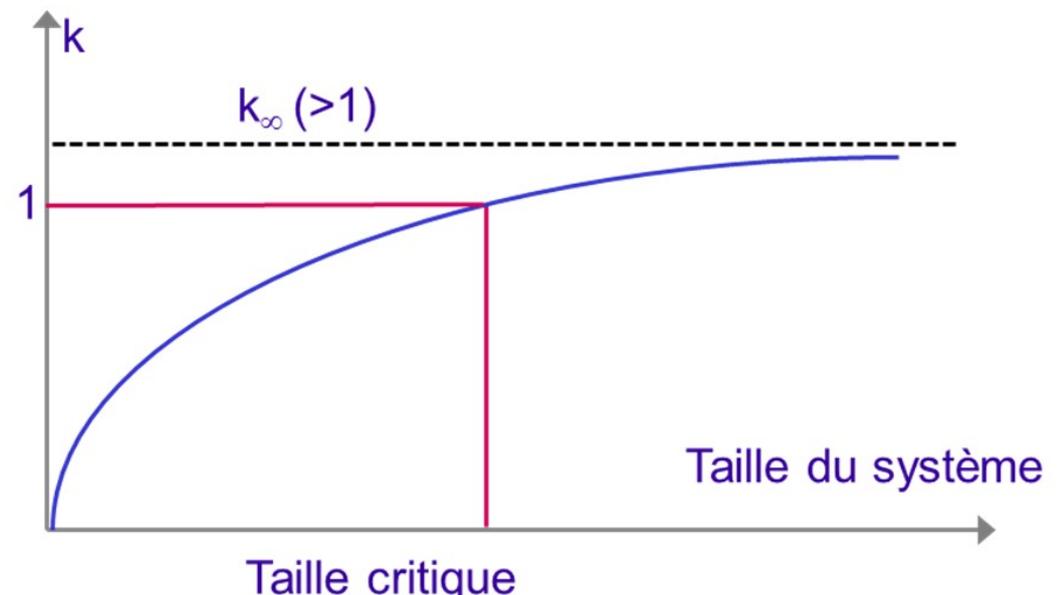
Un système fini présente des **fuites de neutrons à ses frontières**

- $P_{nf}$  : probabilité de **non-fuite** (dépend de la géométrie)

$$k_{\infty} = \bar{\nu} \frac{\bar{\Sigma}_f}{\bar{\Sigma}_a} \quad k_{\text{eff}} = k_{\infty} P_{nf} \quad P_f = 1 - P_{nf}$$

- La probabilité de fuite dépend du **rapport surface / volume** et diminue lorsque les dimensions du système augmentent

- Si  $k_{\infty} > 1$  il existe alors  
Une taille telle que  $k_{\text{eff}} = 1$ 
  - **Taille critique**  $R_c$
  - **Masse critique**  $M_c$



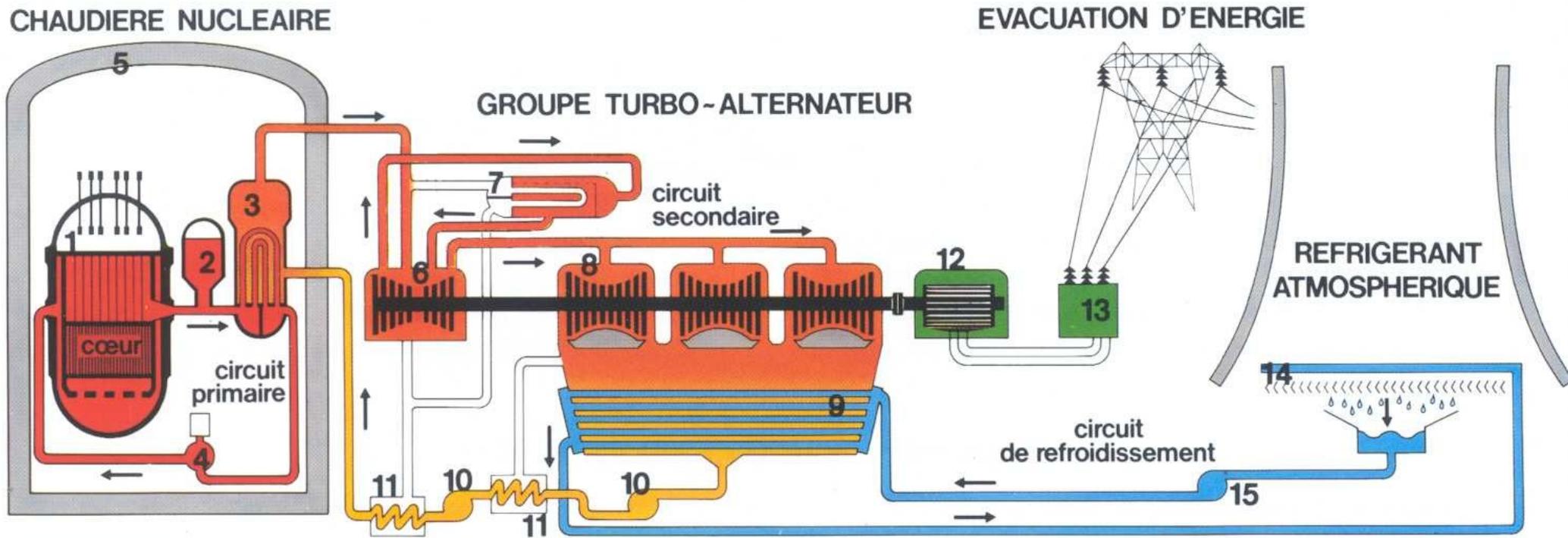
- Bombes, Stockage matière fissile

# Plan

---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- **Structure d'un réacteur, filières nucléaires**
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Schéma d'une centrale électro-nucléaire



DESSIN : STEPHER

- |   |                         |    |   |    |                            |
|---|-------------------------|----|---|----|----------------------------|
| 1 | cuve                    | 6  | turbine-corps haute et moyenne pression | 11 | réchauffeurs               |
| 2 | pressuriseur            | 7  | sécheur-réchauffeur                     | 12 | alternateur                |
| 3 | générateur de vapeur    | 8  | turbine - corps basse pression          | 13 | transformateurs principaux |
| 4 | pompe primaire          | 9  | condenseur                              | 14 | échange air-eau            |
| 5 | enceinte de confinement | 10 | pompes                                  | 15 | pompes                     |

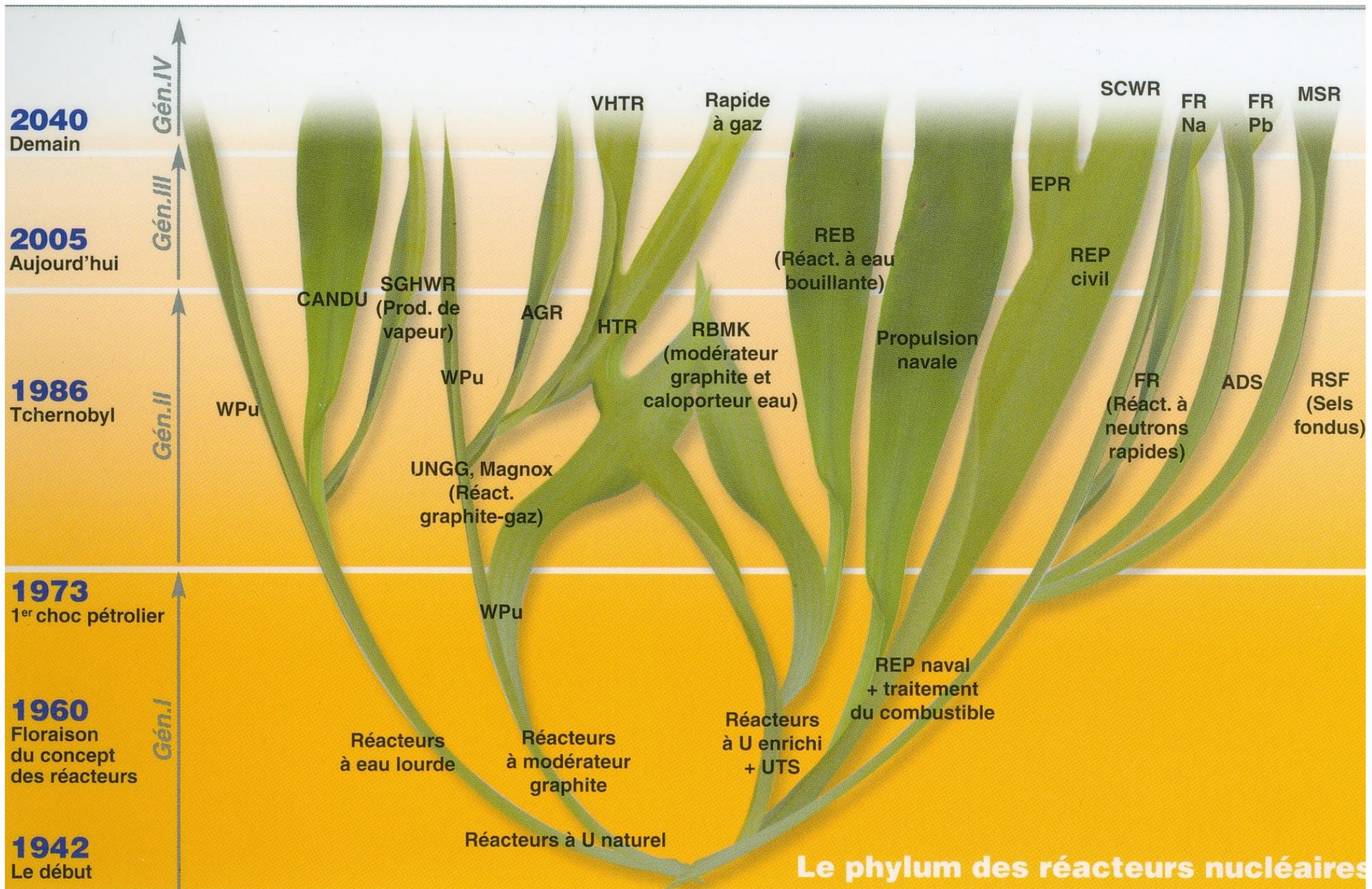
# Filières électronucléaires

Type de réacteur	Élément fissile	Élément fertile	Énergie neutrons	Caloporteur	Modérateur
Piscine	$^{235}\text{U}$	—	thermiques	$\text{H}_2\text{O}$	$\text{H}_2\text{O}$
Eau légère	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	thermiques	$\text{H}_2\text{O}$	$\text{H}_2\text{O}$
Eau lourde	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	thermiques	$\text{D}_2\text{O}$	$\text{D}_2\text{O}$
Graphite-gaz-Unat	$^{235}\text{U}$	$^{238}\text{U}$	thermiques	$\text{CO}_2$	graphite
Haute température	$\left\{ \begin{array}{l} ^{235}\text{U} \\ ^{233}\text{U} \end{array} \right.$	$\left. \begin{array}{l} ^{238}\text{U} \\ ^{232}\text{Th} \end{array} \right\}$	thermiques	He	graphite
Neutrons rapides	$^{239}\text{Pu}$	$^{238}\text{U}$	rapides	sodium	néant
Sel fondu	tous	tous	th ou rapides	Sel fondu	graphite

# Filières électronucléaires

---

<b>Dénomination courante</b>	<b>Sigle français</b>	<b>Sigle international</b>	<b>Gigawatts électriques installés</b>
Pile-piscine	—	—	0
Réacteur à Uranium Naturel modéré au Graphite et refroidi au Gaz CO <sub>2</sub>	UNGG	UNGG	13
Réacteur à Eau Lourde	REL	HWR	19
Réacteur à Eau légère sous Pression	REP	PWR	195
Réacteur à Eau Bouillante	REB	BWR	80
Réacteur à Haute Température	RHT	HTR	0
Réacteurs à Neutrons Rapides	RNR	LMFBR	2,4



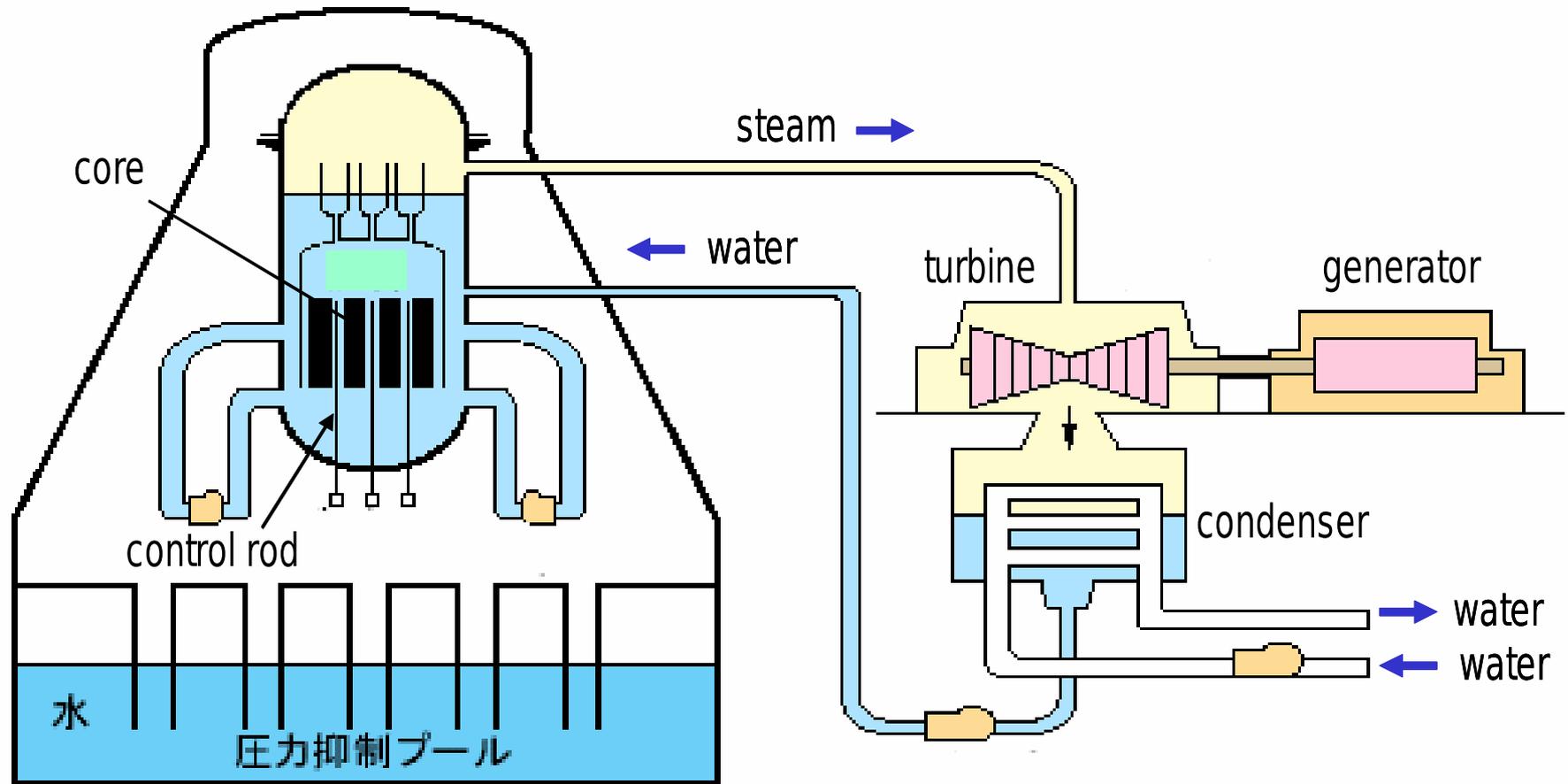
**Le phylum des réacteurs nucléaires**

# Réacteurs à eau légère (REB, REP)

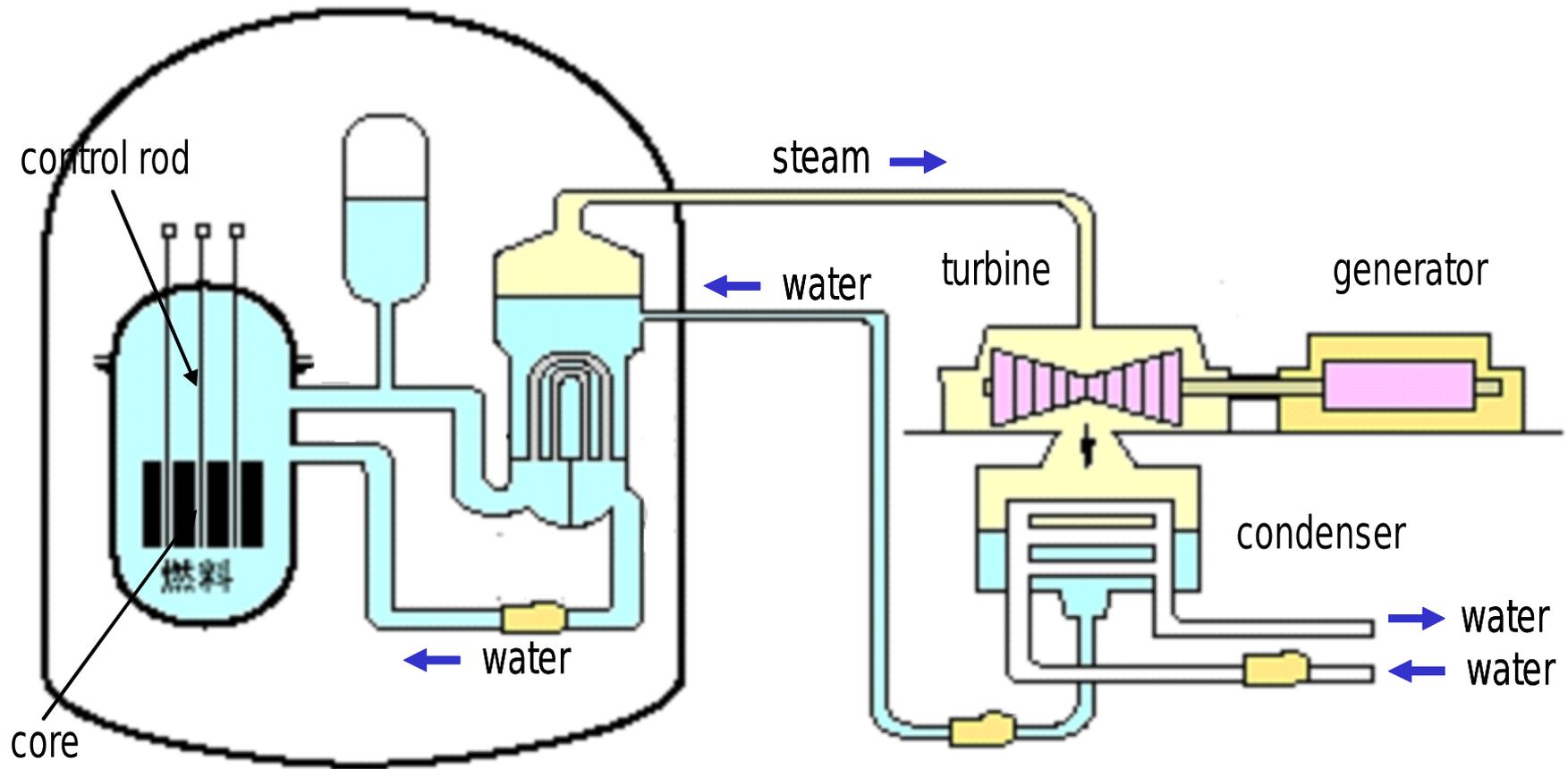
---

- **Majorité des réacteurs en service** : 85% du parc mondial.
- Combustible : **Uranium légèrement enrichi** (3–5%)
- Modérateur et caloporteur : **eau ordinaire**
- **Réacteurs à Eau Bouillante** (REB, BWR) :
  - Un seul circuit d'eau "primaire"
  - à peu près 1/4 des installations.
- **Réacteurs à Eau Pressurisée** (REP, PWR, VVER) :
  - Deux circuits d'eau primaire et secondaire.
  - env. 3/4 des installations.
  - Réacteurs propulsion navale.
  - EPR (European Pressurized Reactor)

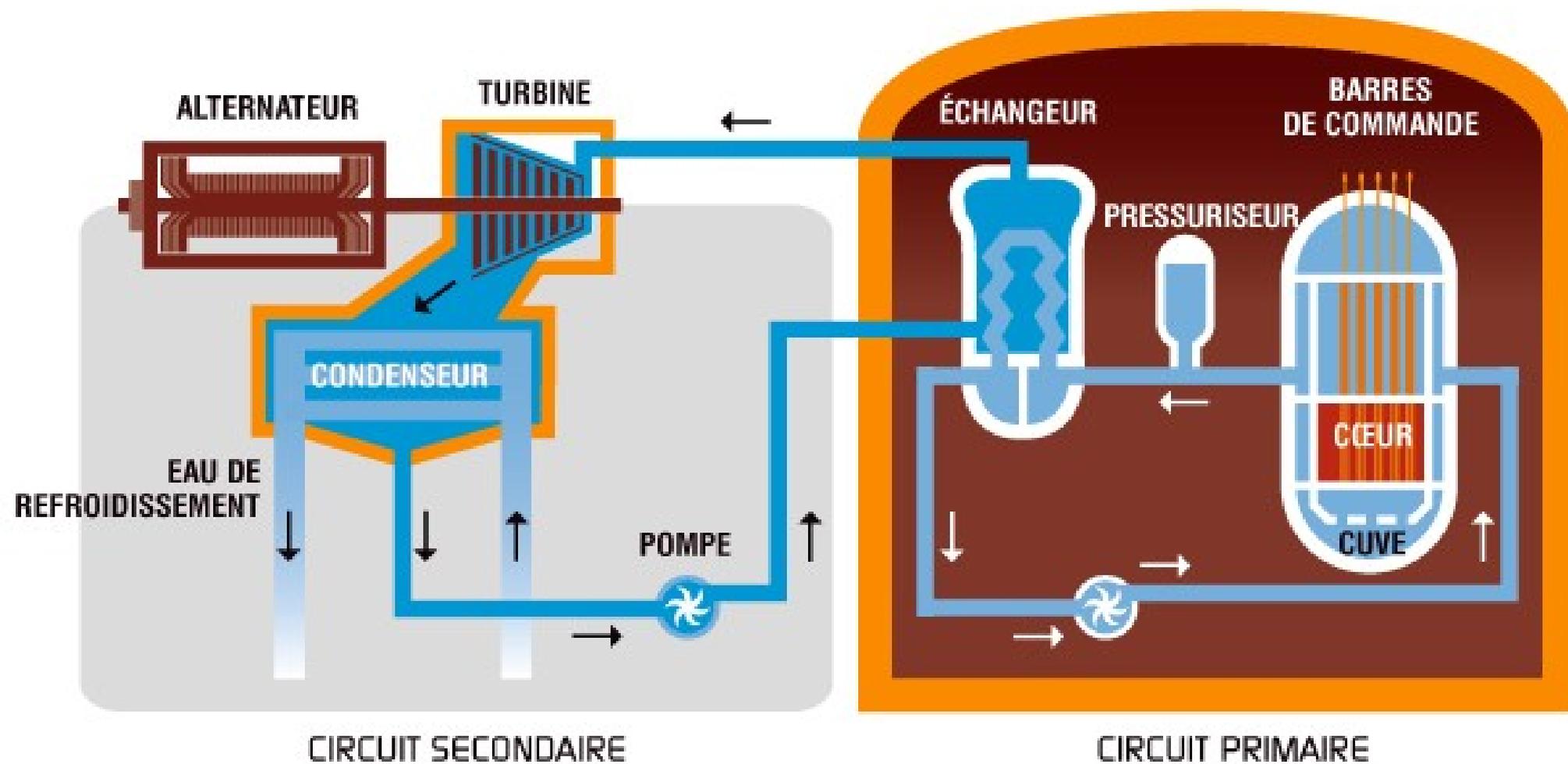
# Réacteurs à eau bouillante (REB, BWR)



# Réacteurs à eau pressurisée (REP, PWR)



# Réacteurs à eau pressurisée (REP, PWR)



**REP** (Réacteur à Eau sous Pression)

# Réacteurs à eau pressurisée (REP, PWR)

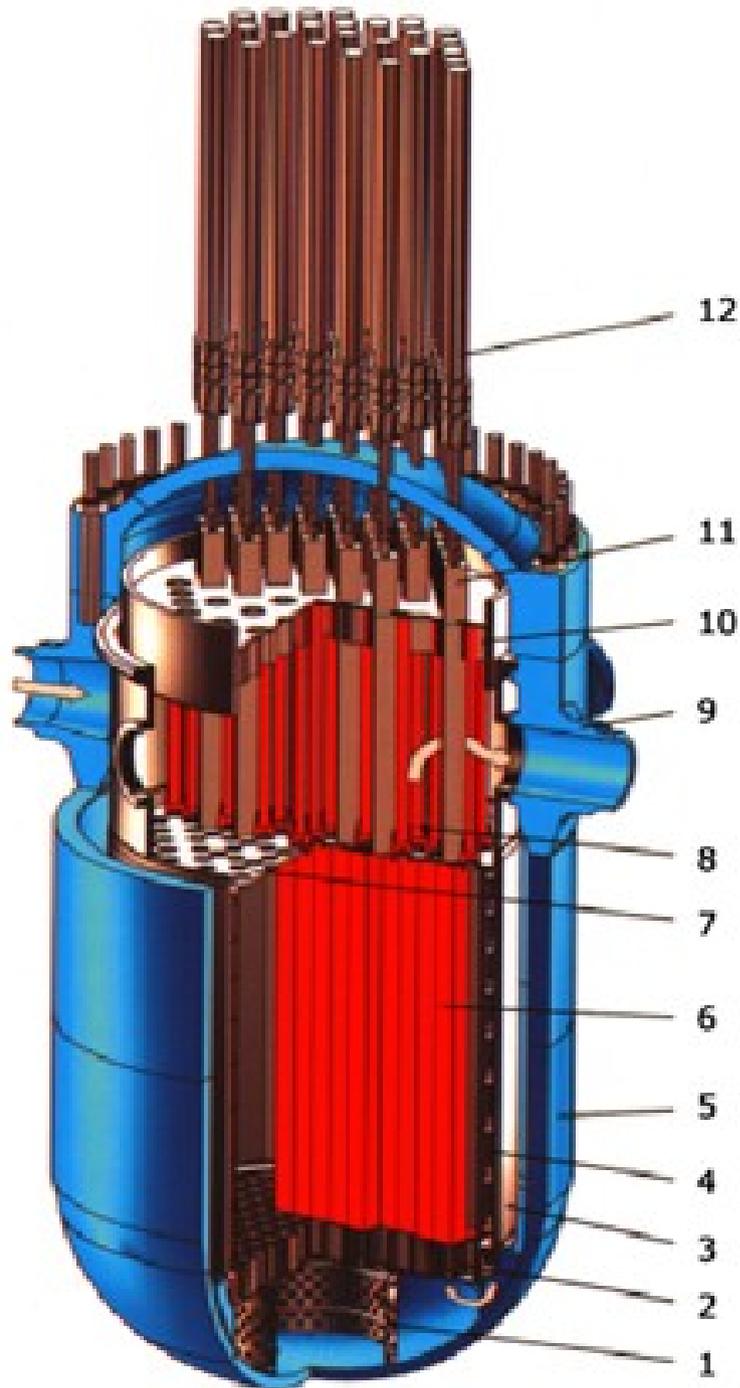
---



Couvercle de cuve  
M ~200 t, diamètre 5.7 m

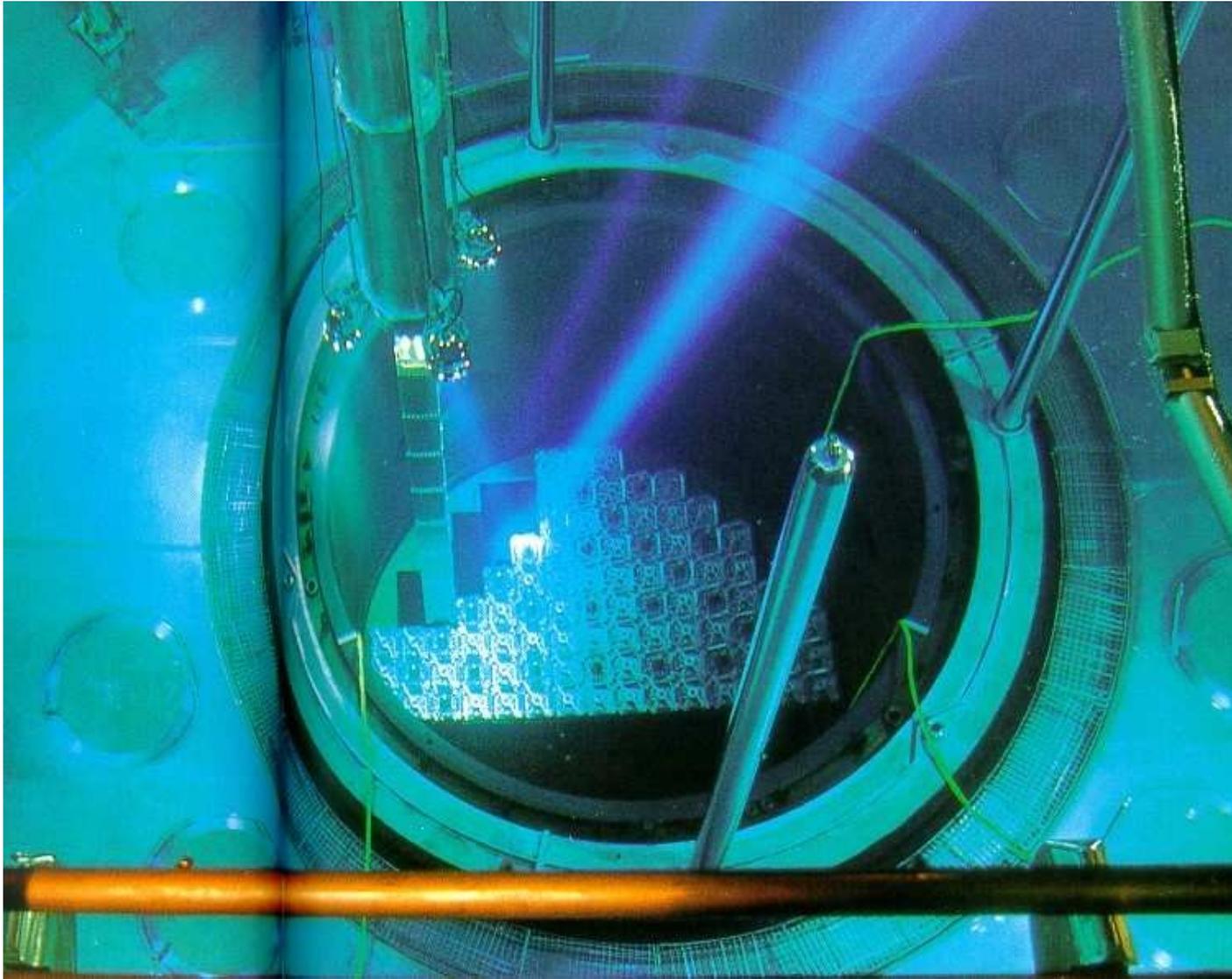


Cuve de REP  
M ~420 t, diamètre 5.3 m  
Hauteur 10.6 m



- 1 Virole-crible
- 2 Plaque de support inférieure
- 3 Jupe de coeur
- 4 Support latéral
- 5 Cuve sous pression
- 6 Assemblage combustible
- 7 Plaque supérieure du coeur
- 8 Colonne support
- 9 Sortie du caloporteur
- 10 Plaque de maintien supérieure
- 11 Tube-guide de grappe de contrôle
- 12 Mécanismes de commande des grappes de contrôle

# Réacteurs à eau pressurisée (REP, PWR)

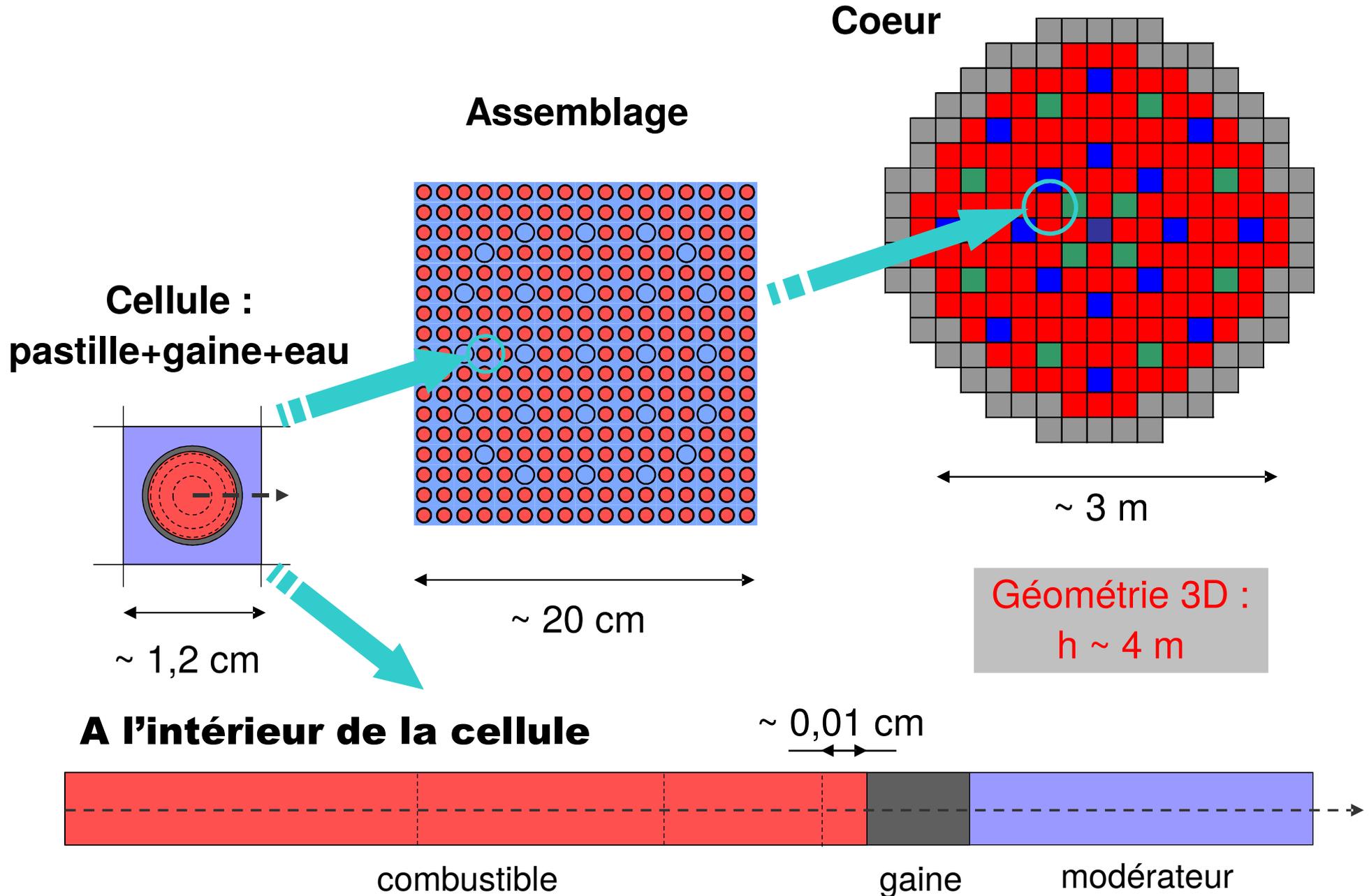


Coeur du réacteur  
Assemblages



Assemblage  
650 kg, largeur 21.5 cm  
Hauteur ~ 4 m

# Structure spatiale du coeur du réacteur

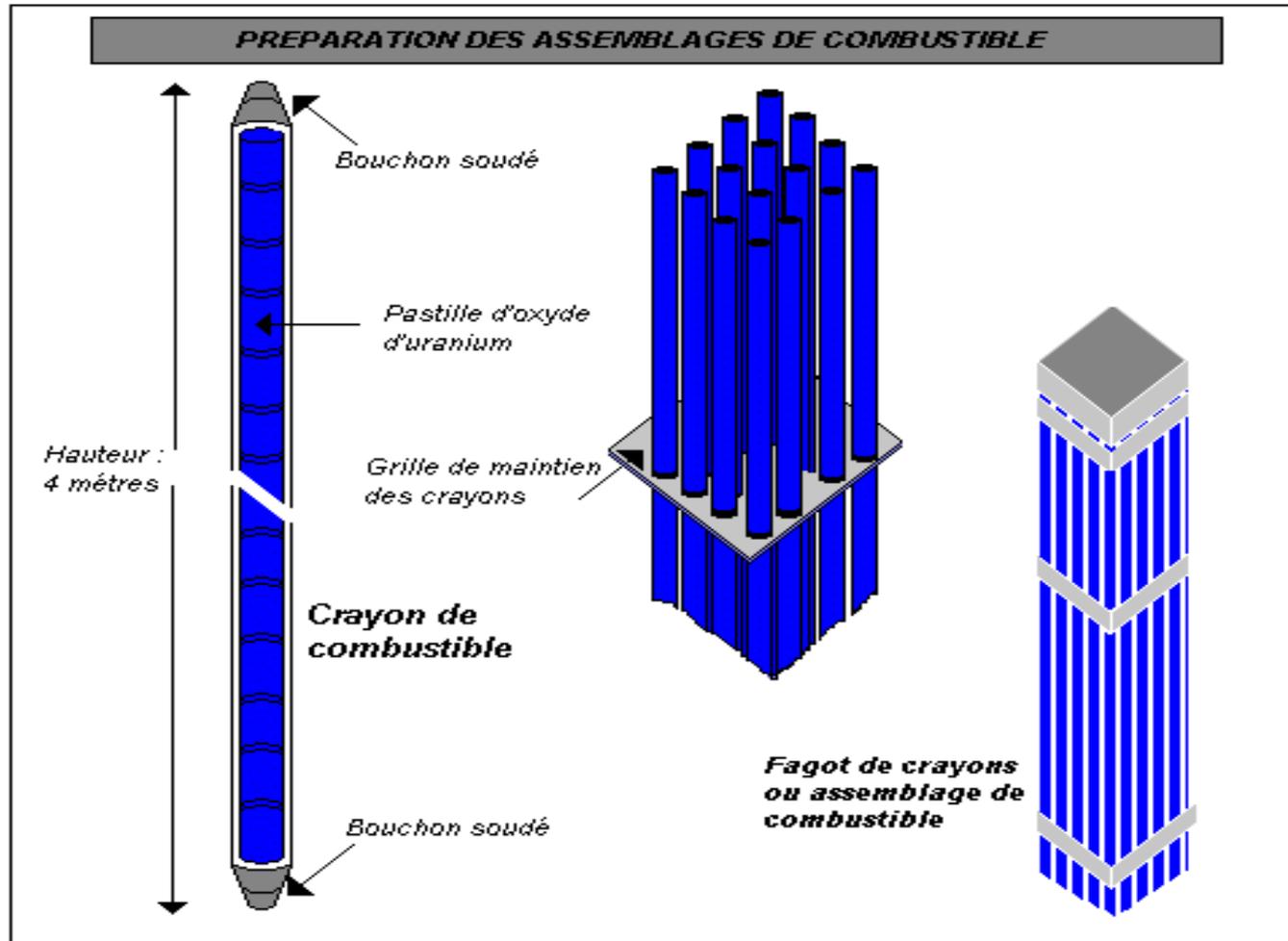


# Combustible (assemblages)

---



# Combustible (assemblages)



# Plan

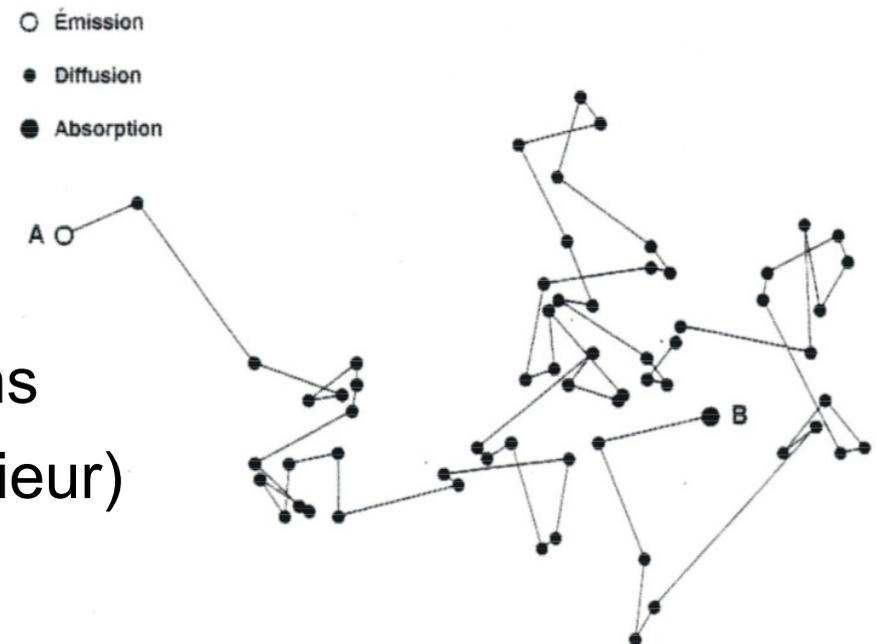
---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- **Caractéristiques d'une population neutronique**
- Rappels d'analyse vectorielle

# Approche de la neutronique

---

- **Traitement statistique** de la population de neutrons
  - $10^7$  à  $10^8$  neutrons /  $\text{cm}^3$
- **Densité faible** (néglige interactions entre neutrons)
  - « **Gaz parfait** » de neutrons
- Seules interactions : **réactions avec les noyaux** ( $\sim 10^{15}$  /  $\text{cm}^3$ )
- **Déplacements en ligne droite** entre deux interactions non absorbantes (diffusions)
  - Mécanique classique
- **Vie et mort d'un neutron** :
  - Émission (fission)
  - Ralentissement par diffusions
  - Absorption (ou fuite à l'extérieur)



# Description de la population de neutrons

---

- **Densité neutronique** : neutrons par unité de volume en  $\mathbf{r}$  :

$$n(\mathbf{r}, t) \quad \text{n/m}^3$$

Nombre de neutrons en  $\mathbf{r}$  dans le volume  $d^3r$  :  $n(\mathbf{r}, t) d^3r$

- **Densité de courant** : flux de neutrons dans une direction donnée, par unité de surface et de temps :

$$\mathbf{J}(\mathbf{r}, t) \quad \text{n/m}^2/\text{s}$$

- « **Flux** » neutronique (*fluence*), dit aussi « flux scalaire » :

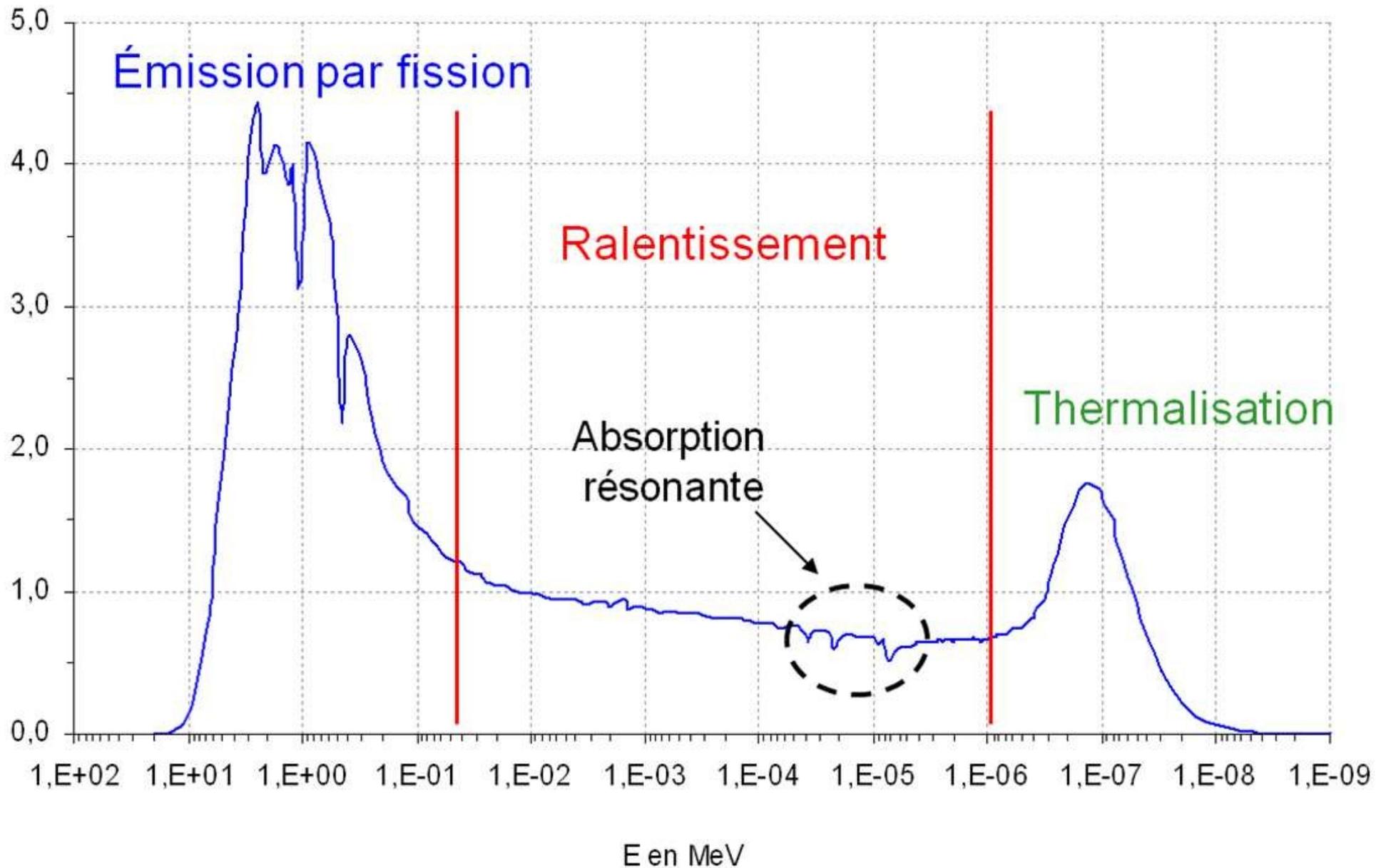
$$\phi(\mathbf{r}, t) = n(\mathbf{r}, t) \times v \quad \text{n/m}^2/\text{s}$$

Intégrale du courant dans toutes les directions : neutrons traversant une sphère de section unité

- **Taux de réactions** : nombre de réactions par  $\text{m}^3$  et par s

$$R_\alpha = n(\mathbf{r}, t) \Sigma_\alpha v = \phi(\mathbf{r}, t) \times \Sigma_\alpha \quad \text{m}^{-3} \cdot \text{s}^{-1}$$

# Spectre en énergie des neutrons



# Plan

---

- Introduction générale, historique
- Interaction neutrons – matière (*rappels*)
- Sections efficaces, libre parcours moyen (*rappels*)
- Fission, réactions en chaîne, formule des 4 facteurs
- Masse critique, taille critique
- Structure d'un réacteur, filières nucléaires
- Caractéristiques d'une population neutronique
- Rappels d'analyse vectorielle

# Rappels d'analyse vectorielle

$$\vec{\nabla} = \vec{e}_x \frac{\partial}{\partial x} + \vec{e}_y \frac{\partial}{\partial y} + \vec{e}_z \frac{\partial}{\partial z}$$

(en coord. cartésiennes)

L'opérateur gradient s'écrit comme:

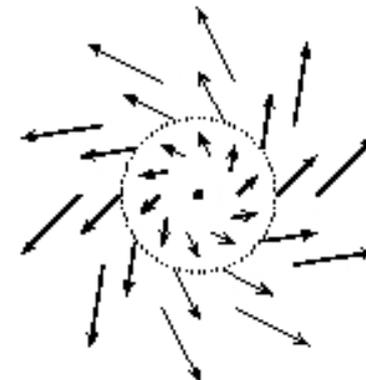
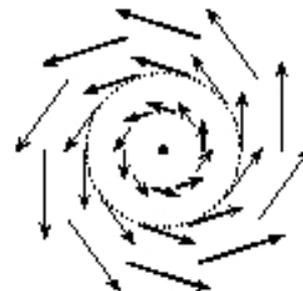
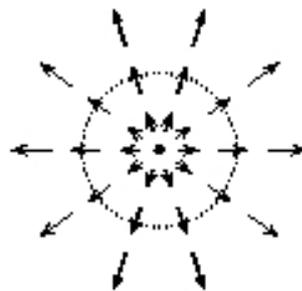
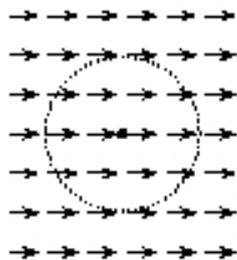
$$\overrightarrow{\text{grad}}(f) = \vec{\nabla} f = \frac{\partial f}{\partial x} \vec{e}_x + \frac{\partial f}{\partial y} \vec{e}_y + \frac{\partial f}{\partial z} \vec{e}_z$$

L'opérateur divergence est noté:

$$\text{div}(\vec{v}) = \vec{\nabla} \cdot \vec{v} = \frac{\partial v_x}{\partial x} + \frac{\partial v_y}{\partial y} + \frac{\partial v_z}{\partial z}$$

L'opérateur rotationnel est noté:

$$\overrightarrow{\text{rot}}(\vec{v}) = \vec{\nabla} \times \vec{v} = \left[ \frac{\partial v_z}{\partial y} - \frac{\partial v_y}{\partial z} \right] \vec{e}_x + \left[ \frac{\partial v_x}{\partial z} - \frac{\partial v_z}{\partial x} \right] \vec{e}_y + \left[ \frac{\partial v_y}{\partial x} - \frac{\partial v_x}{\partial y} \right] \vec{e}_z$$



# Rappels d'analyse vectorielle

Cartesian coordinates	Cylindrical coordinates	Spherical polar coordinates
Orthogonal line elements		
$dx, dy, dz$	$dr, r d\varphi, dz$	$dr, r d\theta, r \sin \theta d\varphi$
Components of gradient		
$(\nabla\psi)_x = \frac{\partial\psi}{\partial x}$	$(\nabla\psi)_r = \frac{\partial\psi}{\partial r}$	$(\nabla\psi)_r = \frac{\partial\psi}{\partial r}$
$(\nabla\psi)_y = \frac{\partial\psi}{\partial y}$	$(\nabla\psi)_\varphi = \frac{1}{r} \frac{\partial\psi}{\partial\varphi}$	$(\nabla\psi)_\theta = \frac{1}{r} \frac{\partial\psi}{\partial\theta}$
$(\nabla\psi)_z = \frac{\partial\psi}{\partial z}$	$(\nabla\psi)_z = \frac{\partial\psi}{\partial z}$	$(\nabla\psi)_\varphi = \frac{1}{r \sin \theta} \frac{\partial\psi}{\partial\varphi}$
The divergence of $\mathbf{A} = \nabla \cdot \mathbf{A}$		
$\frac{\partial A_x}{\partial x} + \frac{\partial A_y}{\partial y} + \frac{\partial A_z}{\partial z}$	$\frac{1}{r} \frac{\partial(r A_r)}{\partial r} + \frac{1}{r} \frac{\partial A_\varphi}{\partial\varphi} + \frac{\partial A_z}{\partial z}$	$\frac{1}{r^2} \frac{\partial(r^2 A_r)}{\partial r} + \frac{1}{r \sin \theta} \frac{\partial(\sin \theta A_\theta)}{\partial\theta} + \frac{1}{r \sin \theta} \frac{\partial A_\varphi}{\partial\varphi}$
Components of curl $\mathbf{A}$		
$(\nabla \times \mathbf{A})_x = \left( \frac{\partial A_z}{\partial y} - \frac{\partial A_y}{\partial z} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_r = \left( \frac{1}{r} \frac{\partial A_z}{\partial\varphi} - \frac{\partial A_\varphi}{\partial z} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_r = \frac{1}{r \sin \theta} \left( \frac{\partial(\sin \theta A_\varphi)}{\partial\theta} - \frac{\partial A_\theta}{\partial\varphi} \right)$
$(\nabla \times \mathbf{A})_y = \left( \frac{\partial A_x}{\partial z} - \frac{\partial A_z}{\partial x} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_\varphi = \left( \frac{\partial A_r}{\partial z} - \frac{\partial A_z}{\partial r} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_\theta = \frac{1}{r \sin \theta} \frac{\partial A_r}{\partial\varphi} - \frac{1}{r} \frac{\partial(r A_\varphi)}{\partial r}$
$(\nabla \times \mathbf{A})_z = \left( \frac{\partial A_y}{\partial x} - \frac{\partial A_x}{\partial y} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_z = \frac{1}{r} \left( \frac{\partial(r A_\varphi)}{\partial r} - \frac{\partial A_r}{\partial\varphi} \right)$	$(\nabla \times \mathbf{A})_\varphi = \frac{1}{r} \left( \frac{\partial(r A_\theta)}{\partial r} - \frac{\partial A_r}{\partial\theta} \right)$
Laplacian of $\psi = \text{div grad } \psi = \nabla^2 \psi$		
$\frac{\partial^2 \psi}{\partial x^2} + \frac{\partial^2 \psi}{\partial y^2} + \frac{\partial^2 \psi}{\partial z^2}$	$\frac{1}{r} \frac{\partial}{\partial r} \left( r \frac{\partial\psi}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2} \frac{\partial^2 \psi}{\partial\varphi^2} + \frac{\partial^2 \psi}{\partial z^2}$	$\frac{1}{r^2} \frac{\partial}{\partial r} \left( r^2 \frac{\partial\psi}{\partial r} \right) + \frac{1}{r^2 \sin \theta} \frac{\partial}{\partial\theta} \left( \sin \theta \frac{\partial\psi}{\partial\theta} \right) + \frac{1}{r^2 \sin^2 \theta} \frac{\partial^2 \psi}{\partial\varphi^2}$