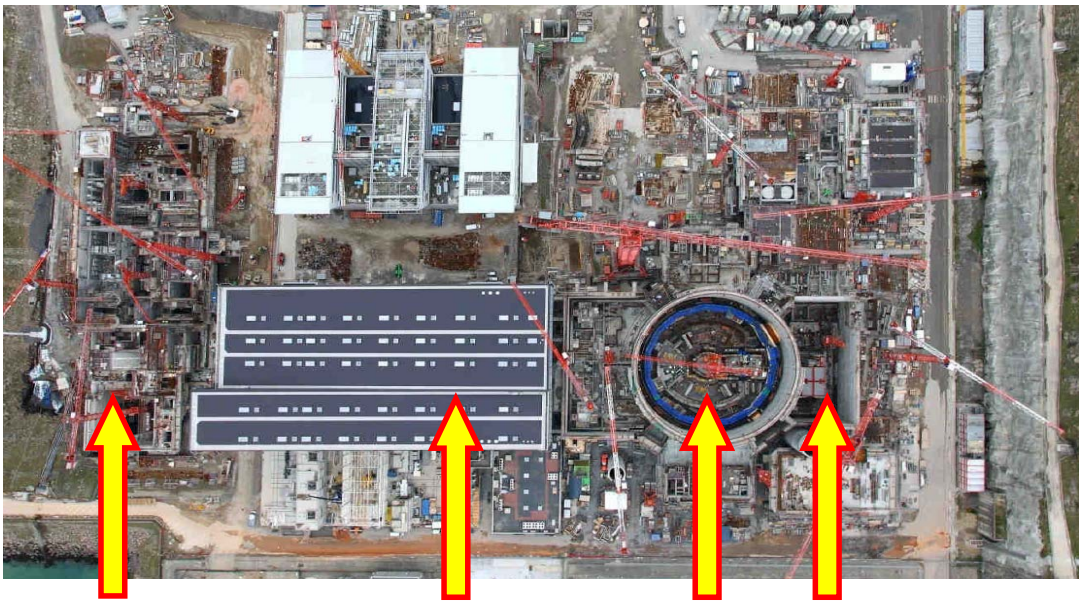
Fonctionnement neutronique des REP

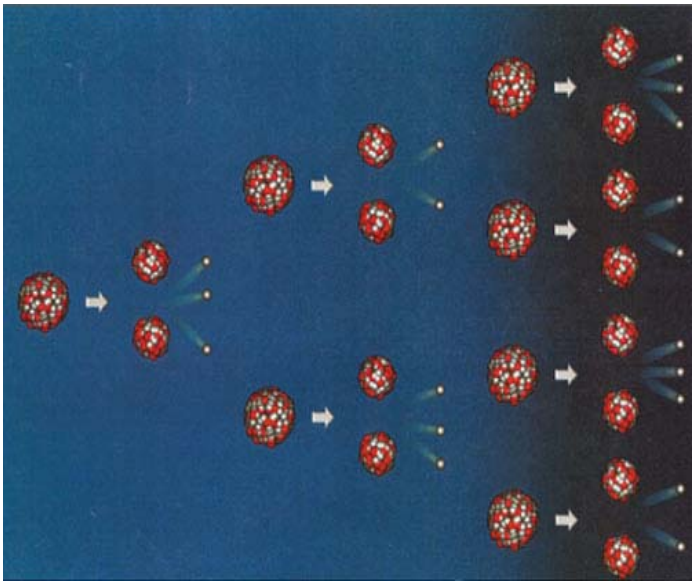
Projet EPR Flamanville 1550 MWe

Bâtiments principaux d'une centrale nucléaire



Refroidissement **Production** **Cœur** **Combustible**

Une centrale nucléaire exploite l'énergie libérée par les fissions provoquées de l'Uranium…



Notion de milieu multiplicateur de neutrons

Coefficient k_{eff}

C'est une réaction en chaîne qu'il faut contrôler !

Sûreté de fonctionnement …

- **Est-ce qu'on peut démarrer la centrale ?**
  Calcul de « **criticité** » *keff > 1 sans absorbant, à chaud*
- **Est-ce qu'on peut arrêter la centrale ?**
  Calcul de « **criticité** » keff *<1 avec absorbants insérés (sauf un), à froid*
- **Est-ce que la centrale va marcher sans « casser » ?**
  Calcul de **point chaud** (distribution de puissance en conditions nominales)
- **Calcul d'accidents : études de sûreté**
  Perte de réfrigérant primaire
  Rupture tuyauterie vapeur au secondaire
  Ejection d'une grappe de contrôle, etc.
- **Combien de temps la centrale peut-elle fonctionner ?**
  Calcul de longueur du **cycle du combustible** et rechargements

Plan de l'exposé

1. **Fonctionnement neutronique d'un réacteur**
2. **Exigences de sûreté en fonctionnement**
3. **Contrôle temporel des neutrons**
4. **Moyens de contrôle de la réactivité**

Grands problèmes à envisager

Un cœur de réacteur est destiné à produire de l'énergie
Cette énergie provient des fissions de noyaux lourds
Il faut donc de la **matière fissile**…

La fission est une réaction en chaîne,
il faut donc **contrôler la population neutronique**

Il faut **« favoriser »** cette **fission** selon les « **sections efficaces** »
Donc mettre les neutrons dans les « **meilleures conditions** »

Il faut « **éliminer** » les neutrons en excès (**capture**)
Donc disposer « **d'absorbants neutroniques** »

Et **évacuer l'énergie**, là où elle est produite…

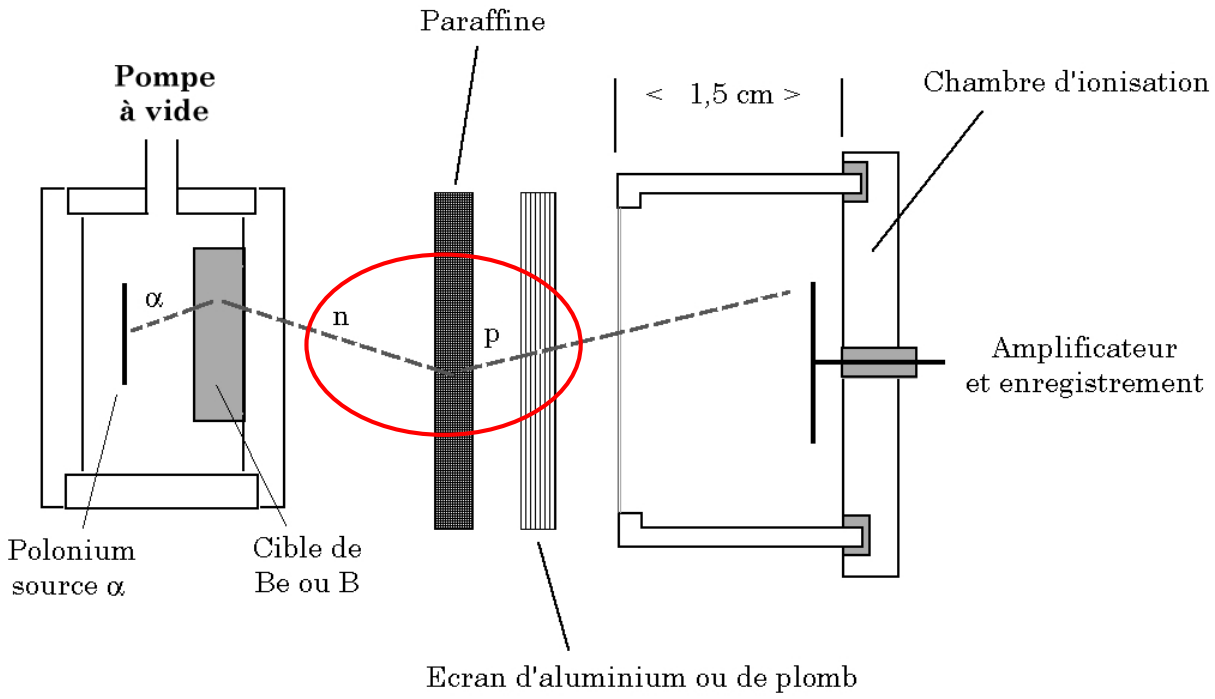
Démarche expérimentale de James Chadwick (1932)

1919 : interaction particules α avec $^{14}_{7}N$ (E. Rutherford)
production de rayonnements, dont protons

1930-1932 : étude de la distribution des protons en énergie
et du rayonnement associé

Constatation : éjection de protons des écrans de paraffine

Hypothèses : fort effet Compton impossible
trop faibles sections efficaces photon - proton



Dispositif de J. Chadwick (rayonnements issus de Be + α)

Constatations

- Rayonnement pénétrant **omnidirectionnel**
- **Comptage associé aux** noyaux de recul
- Ecran métallique : fort pénétration **de ce rayonnement**
- Ecran de paraffine : augmentation **du flux de** protons

Conclusion

Mise en évidence de l'existence du neutron
Mesures des caractéristiques **(masse, neutralité, vitesse)**

Inventaire des interactions neutron – noyau

Premières expériences d'Enrico Fermi (1935)

Deux observations essentielles :

- **Atténuation en ligne droite : libre parcours moyen**
  (mesure de la section efficace microscopique totale)

- **Diffusion angulaire** et **ralentissement des neutrons**
  (mesure de la section efficace microscopique de diffusion)

Quelques définitions et grandeurs utiles ...

- **Densité nucléaire N** (cibles)

- **Section efficace microscopique** d'interaction σ

- **Section efficace macroscopique** Σ

$$\Sigma = N \sigma \quad \textbf{interactions / cm}$$

- **Libre parcours moyen** d'un neutron $\lambda = 1/\Sigma$

Classification des interactions neutron - noyau

Deux possibilités variant selon vitesse du neutron …

- **Conservation du neutron** : diffusion (potentielle)
- **Absorption du neutron,** formation d'un **noyau composé**
  (modèle de **Niels BOHR**, 1935)
- **Désexcitation du noyau composé :**
  Durée de vie, voies de sortie, conséquences…

Mesures, donc incertitudes des données nucléaires de base

Inventaire des interactions

Interaction sans passage par un noyau composé		
Diffusion potentielle (collision élastique)	**n + A ⇒ n + A**	**Ralentissement des neutrons**
Interactions passant par un noyau composé intermédiaire		
Diffusion résonante élastique	**n + A ⇒ n' + A**	**Toujours possible**
Diffusion résonante inélastique	**n + A ⇒ n' + A*** **A* ⇒ A + γ**	**Seuil** : premier niveau excité de A
Réaction (n, 2n)	**n + A ⇒ n' + n'' + (A*-1)**	**Seuil** : énergie de séparation d'un neutron de A
Capture radiative	**n + A ⇒ (A+1)* ⇒ (A+1)+γ**	**Toujours possible**
Réaction d'éjection d'une particule chargée	**n + A ⇒ p + B** **n + A ⇒ α + C**	Le plus souvent **avec seuil**, parfois sans seuil (exemple ^{10}B)
Fission	**n + A ⇒ 2 à 3 n** **+ 2 produits de fission et 200 MeV**	Si Z >90 **Sans seuil** pour nombre de neutrons impair **Avec seuil** pour nombre de neutrons pair

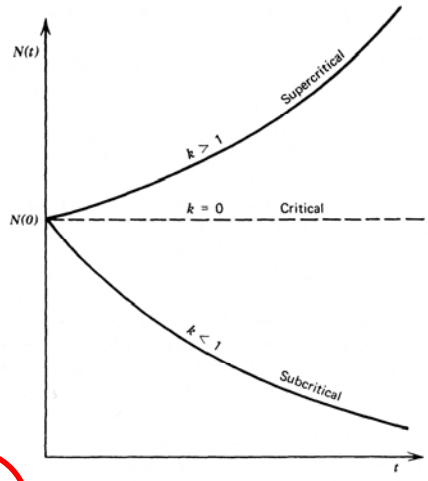
Comment se succèdent les générations de neutrons

Facteur de multiplication k_{eff}

nombre moyen de **nouveaux neutrons** (issus de fission)
produits par **un neutron inséré** dans le système.

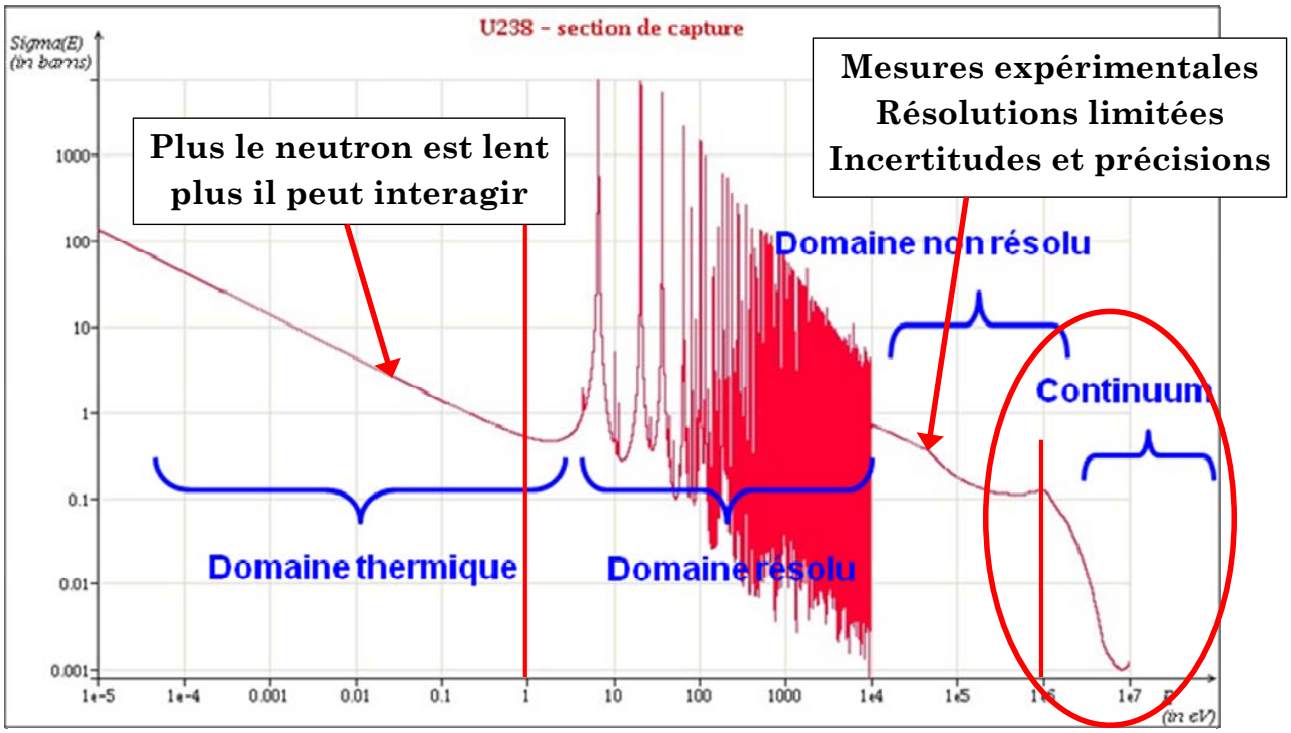
Évolution d'une population initiale de N neutrons
$N \rightarrow kN \rightarrow k^2N \rightarrow k^3N \rightarrow \ldots$

Si $k > 1$: la réaction s'accélère
système sur-critique
Si $k = 1$: la réaction est juste entretenue
système (juste) critique
Si $k < 1$: la réaction s'éteint :
système sous-critique

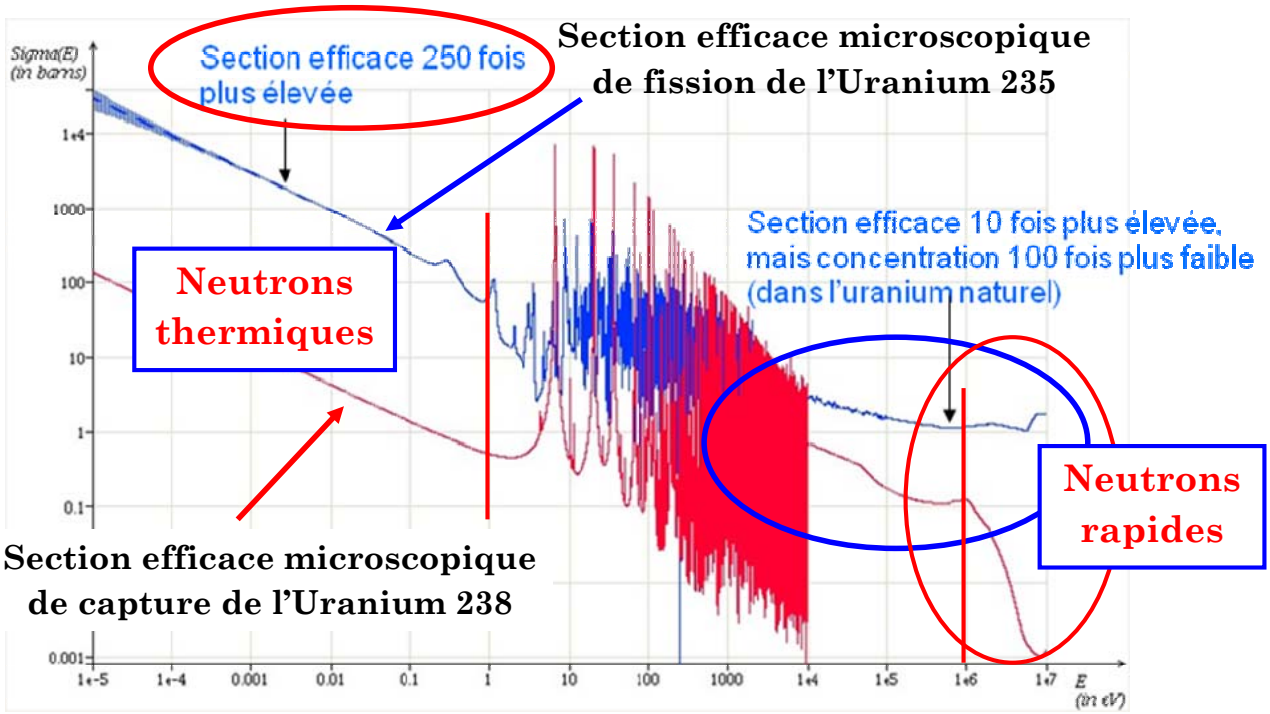


Le **temps de vie du neutron libre** est court : **10^{-4} s**

Le neutron commence sa vie dans le combustible



Avec quelques noyaux « fissiles » heureusement



Comment peut-on entretenir la réaction en chaîne ?

Il faut un noyau lourd (Z > 90) : Th, U, Pu (artificiel)…

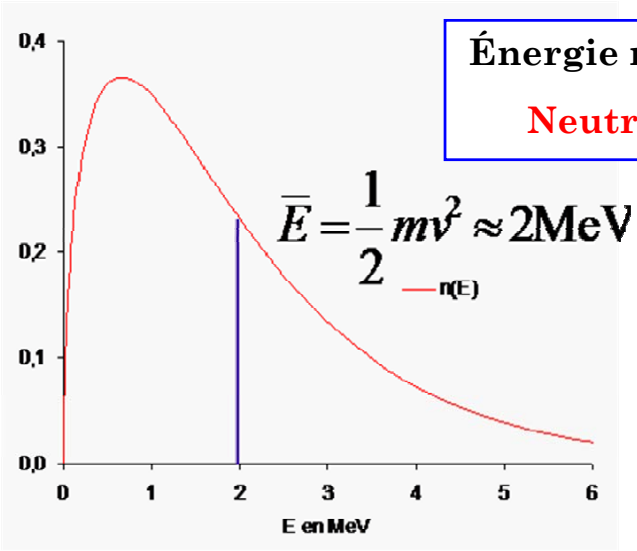
L'uranium naturel est constitué de 99.3% d'U^{238} et de 0.7% d'U^{235}

- La **fission de l'U^{235}** est possible pour **toute énergie du neutron** incident et produit en moyenne **2,4 neutrons** (fission induite par un neutron lent) : **FISSILE**

- La **fission de l'U^{238}** (le plus abondant) n'est possible que par des **neutrons d'énergie supérieure à 0.8 MeV** et produit en moyenne 2,8 neutrons : **FISSIBLE**

Comment naissent les neutrons (issus de fission)

Les neutrons sont émis avec environ 2 MeV d'énergie cinétique



Énergie maximale 0.9 MeV

Neutrons « rapides »

Spectre de fission

Une fission produit environ 200 MeV dont 7% d'énergie différée (P.F.)

Les neutrons émis par fission sont rapides

- A ces énergies, la capture par l'U238 est largement plus probable que la fission de l'U235 : il n'y a **pas de réaction en chaîne possible par neutrons « rapides » avec de l'uranium naturel**. Il faut donc les ralentir !

Pour des neutrons de faible énergie (< 0,1 eV), l'U235 a une section de **fission** environ **250 fois plus grande** que la **section d'absorption de l'U238**

- **réaction en chaîne possible par neutrons « thermiques »** avec de l'uranium naturel

On a donc intérêt à ralentir les neutrons pour favoriser les fissions…

Deux voies possibles pour obtenir la réaction en chaîne

Enrichir le combustible en isotope(s) fissile(s) (U^{235} ou Pu^{239})

pour utiliser les neutrons rapides

ce sont les filières des **réacteurs à neutrons rapides** (RNR)

Ralentir les neutrons par des interactions de diffusion

jusqu'à une énergie permettant l'utilisation des neutrons thermiques

ce sont les filières des **réacteurs à neutrons thermiques** (RNT)

Il faudra alors disposer dans le réacteur de **matériaux dédiés** aux propriétés neutroniques particulières : **les « modérateurs »**

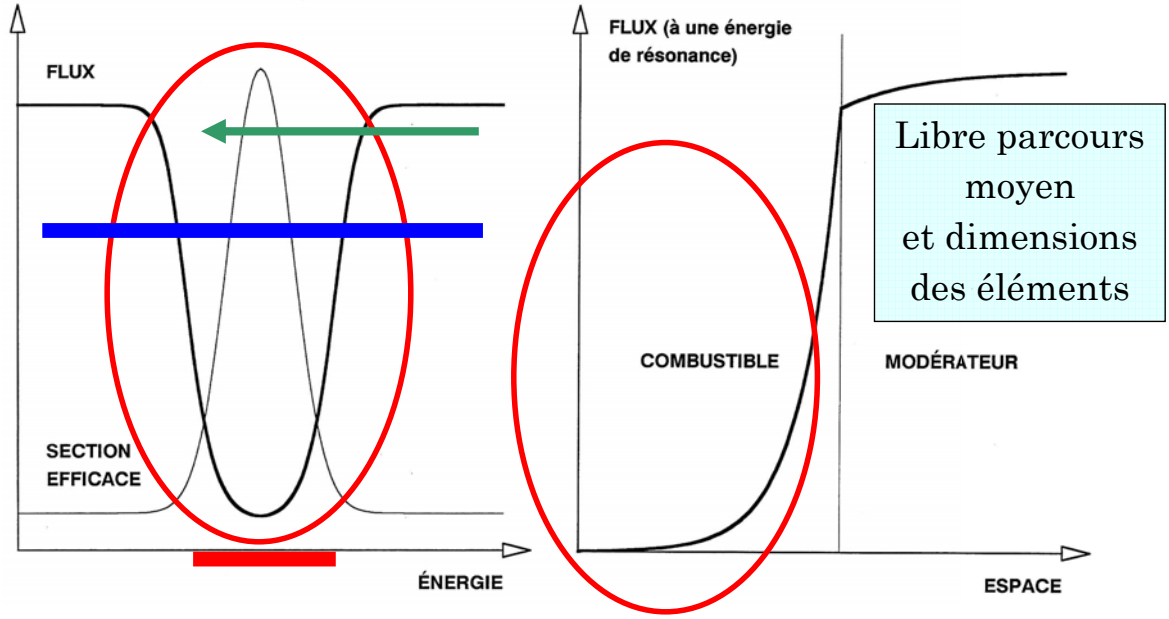
Dans tous les cas, il faut prévoir un matériau pour **évacuer la chaleur** produite : **le « caloporteur »**

Le ralentissement est nécessaire, mais risqué… résonances de capture de l'U238

Problèmes à résoudre :

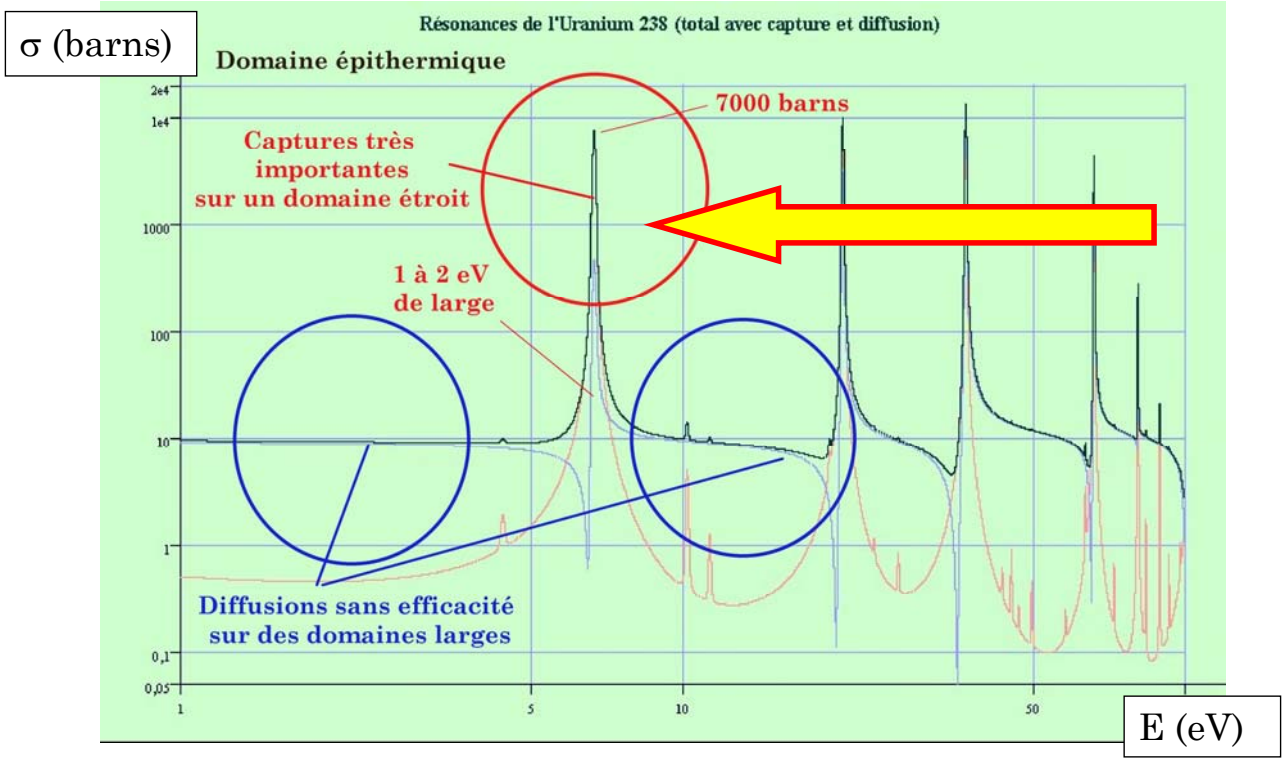
- **Probabilités** de chocs de diffusion, **perte d'énergie**
- Diffusion élastique, inélastique : **efficacité du choc**
- Probabilité d'absorption : **résonances et modérateur**
- Différentes largeurs de résonances : **comparaisons**

Comparaison entre ralentissement et largeur des résonances

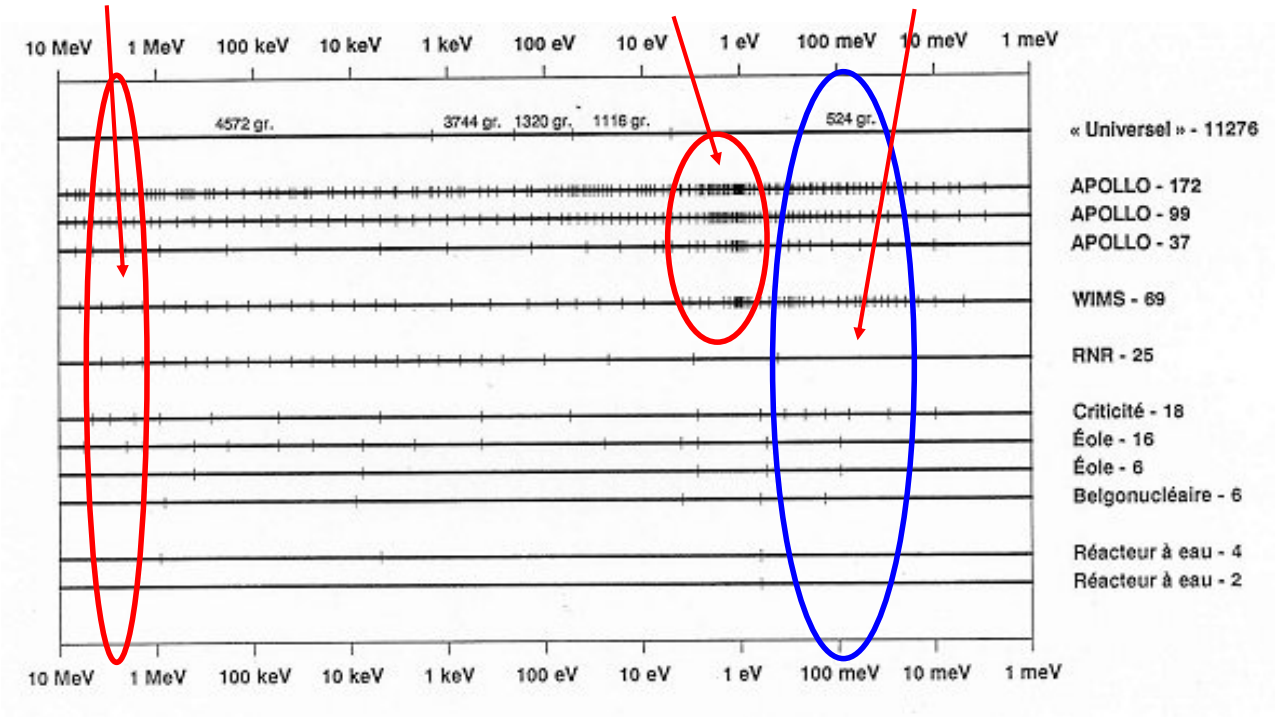


Phénomènes "d'autoprotection" des résonances

Problèmes liés au ralentissement des neutrons

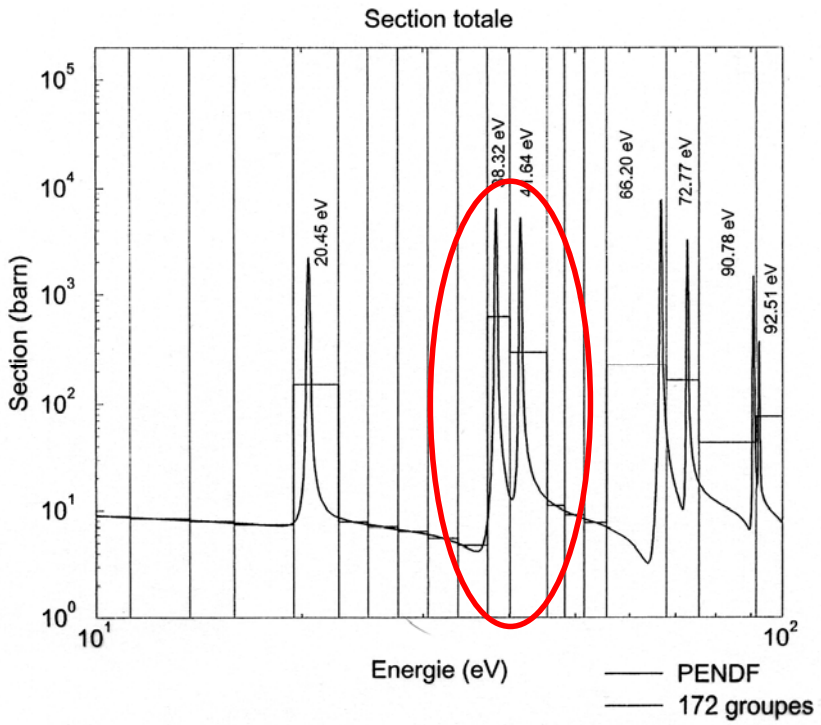


Neutrons issus de fissions U238 "domaine thermique"

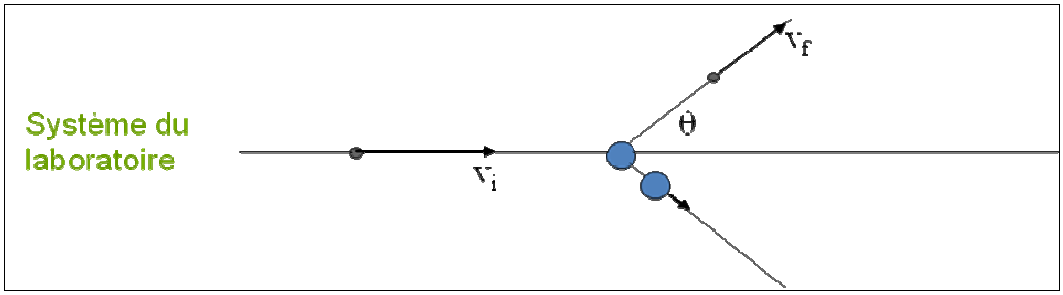


Découpage des domaines d'énergie en groupes

Découpage à 172 groupes (PENDF) du Pu 240 (300K)



Choc de diffusion d'un neutron avec un noyau au repos



Conservation de l'énergie cinétique et de la quantité de mouvement:

$$\frac{E_f}{E_i} = \frac{A^2 + 1 + 2AM_0}{(A+1)^2} \quad \Longrightarrow \quad \frac{E_{f,min}}{E_i} = \left(\frac{A-1}{A+1}\right)^2 \equiv \alpha$$

Le neutron perd de l'énergie à chaque collision (si le noyau est léger)

Avec un **noyau d'hydrogène**, le neutron peut perdre toute son énergie en une seule collision (*en moyenne, il en perdra la moitié*)

Comment choisir un « modérateur ?

D'abord un élément léger, « visible », et si possible non absorbant

Caractéristiques des principaux éléments pouvant servir de **modérateur** dans les RNT, et **comparaison avec l'Uranium…**

	H	D	C	O	U
A	1	2	12	16	238
σ_a (b)	0,33	$0,5.10^{-3}$	3.10^{-3}	$0,3.10^{-3}$	2,7
<*Nb_coll*> (2Mev → 1eV)	15	20	92	121	1731

Ralentissement très efficace

Nécessité d'enrichir

Principes des réacteurs à neutrons thermiques (RNT)

- Disposer de **matière fissile** (U235 ou Pu 239) : **combustible**
- **Ralentir** les neutrons rapides issus de fission : **modérateur**

  Le plus rapidement possible : section de diffusion importante

  Le plus efficacement possible : cible d'éléments **légers**

  Sans en perdre trop en route : **non absorbants** *(ou U5 enrichi)*
- **Choix d'un « modérateur »** : H_2O, D_2O, ou C (filières)
- Profiter du domaine thermique : **fissions plus probables**…
- Disposer d'éléments **absorbants pilotables** : bore, grappes

Evolution du combustible : usure et captures fertiles

Différentes filières de RNT

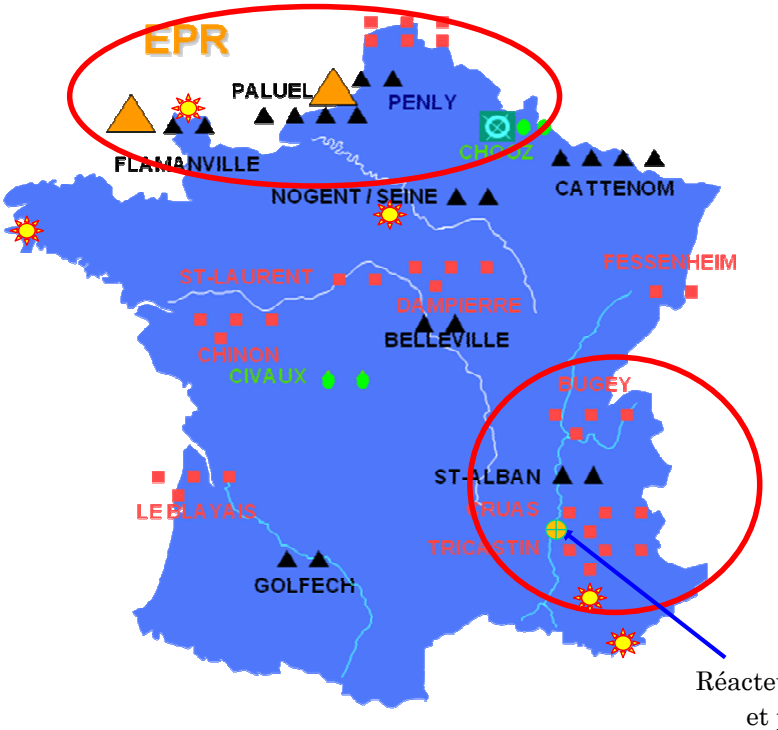
L'eau ordinaire H_2O : H très bon **ralentisseur**, mais **absorbant**, caloporteur

combustible à l'uranium légèrement enrichi
- Réacteurs à eau pressurisée (**REP 3/4, VVER**)
- Réacteurs à eau bouillante (**REB 1/4**)

L'eau lourde D_2O : bon **modérateur**, **peu absorbant**, mais cher
combustible à l'uranium naturel, type **CANDU** (*proliférant*)

Le carbone (graphite), **médiocre ralentisseur**, **peu absorbant**, bon marché
combustible à l'uranium naturel, grands volumes de graphite
- Réacteurs Graphite/Gaz (**UNGG**) : uranium naturel (sous forme métallique)
- Réacteurs bouillants de grande puissance (**RBMK**) : uranium enrichi à 1.8%
- Réacteurs à haute température (**HTR**) : uranium moyennement enrichi

Parc nucléaire français (2009-2012)



Centrales 900 MWe

Centrales 1300 MWe

Centrales 1450 MWe

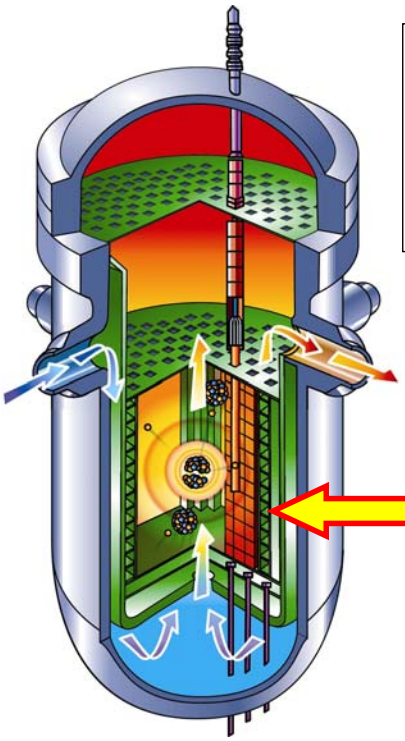
Projet EPR 1600 MWe

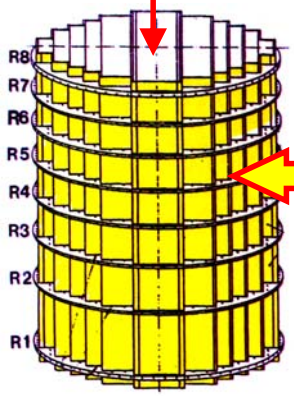
Recherche et propulsion navale

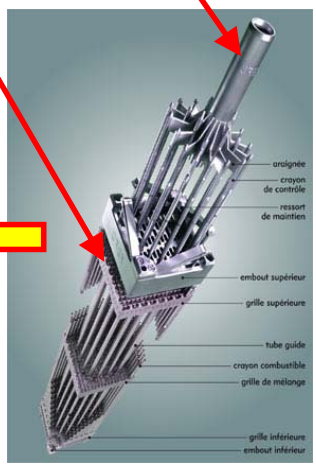
Réacteur à neutrons rapides : Phénix et projet ITER (CEA-Cadarache)

Assemblages combustibles

Pastilles d'UO_2 (tenue à la température)
Insérées dans un **« crayon » combustible** (haut 4 à 5 m)
Dans une **gaine en alliage de Zirconium** (diamètre 8 mm)
Dans une **cellule d'eau** de 1.5 cm de côté environ
Regroupés (17*17) en 150 à 250 **assemblages « grappés »**
Dans une **structure à peu près cylindrique…**

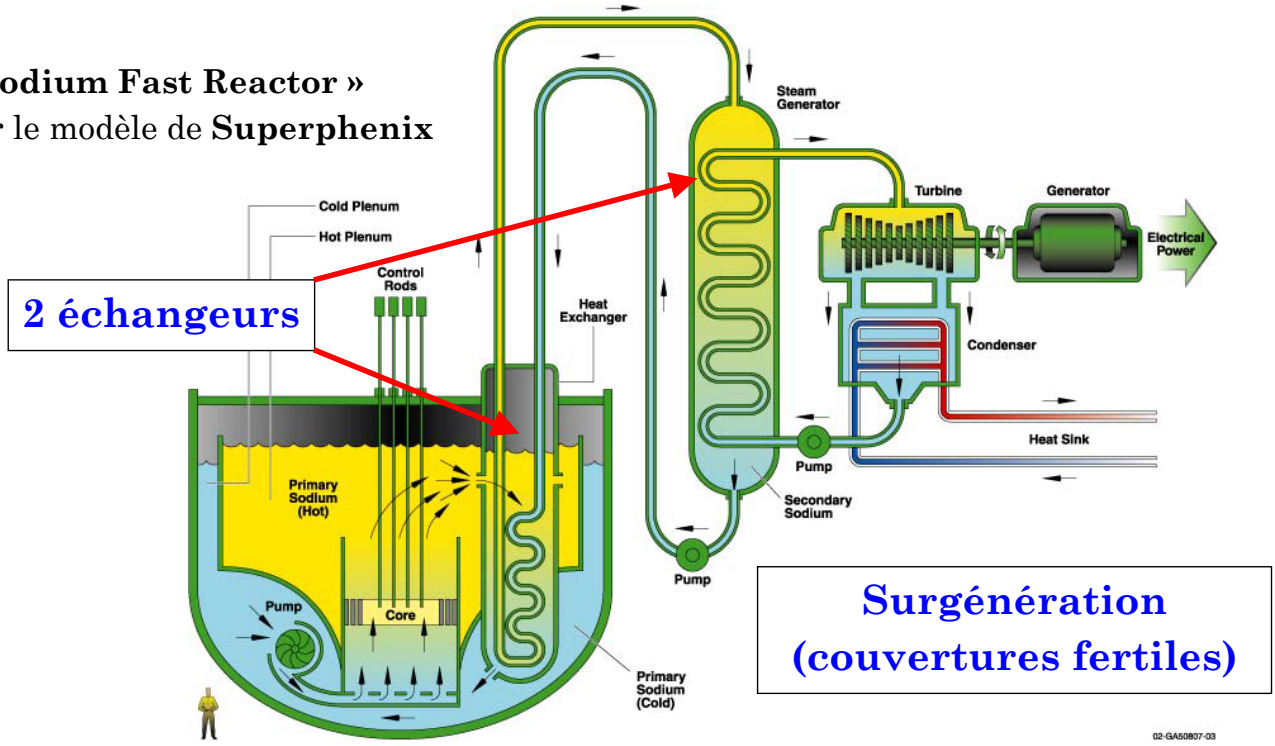






Et les réacteurs à neutrons rapides (RNR) ? …

« **Sodium Fast Reactor** »
sur le modèle de **Superphenix**



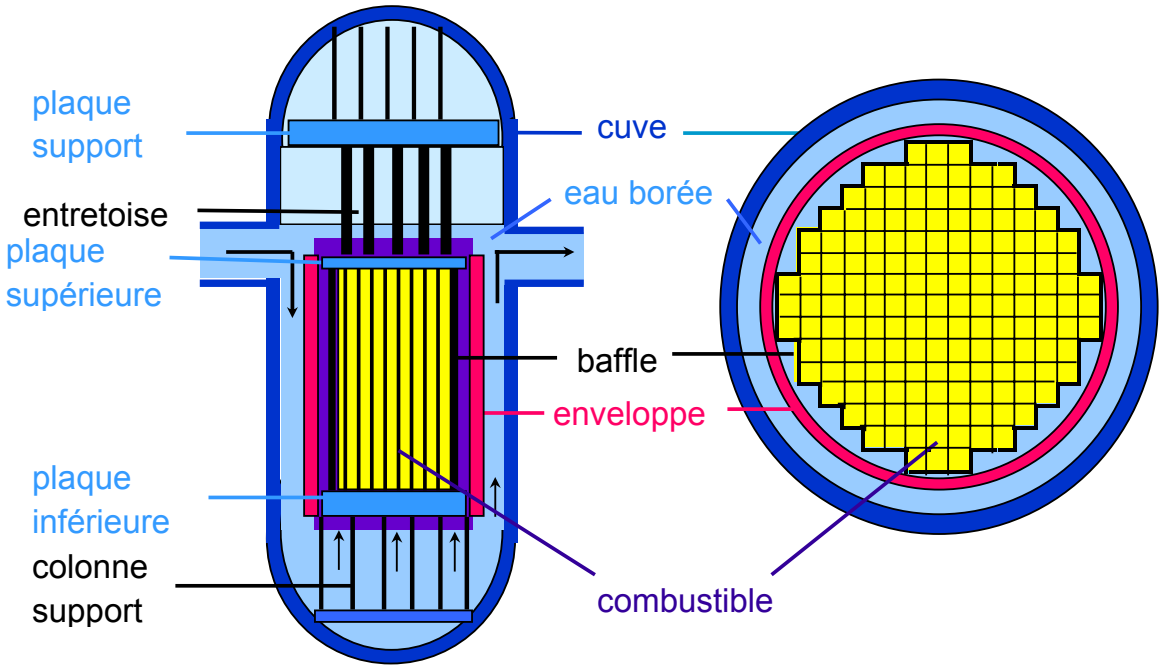
La résolution directe complète n'est pas possible !
On passe par des "codes de calculs" numériques

Quelques choix à faire…

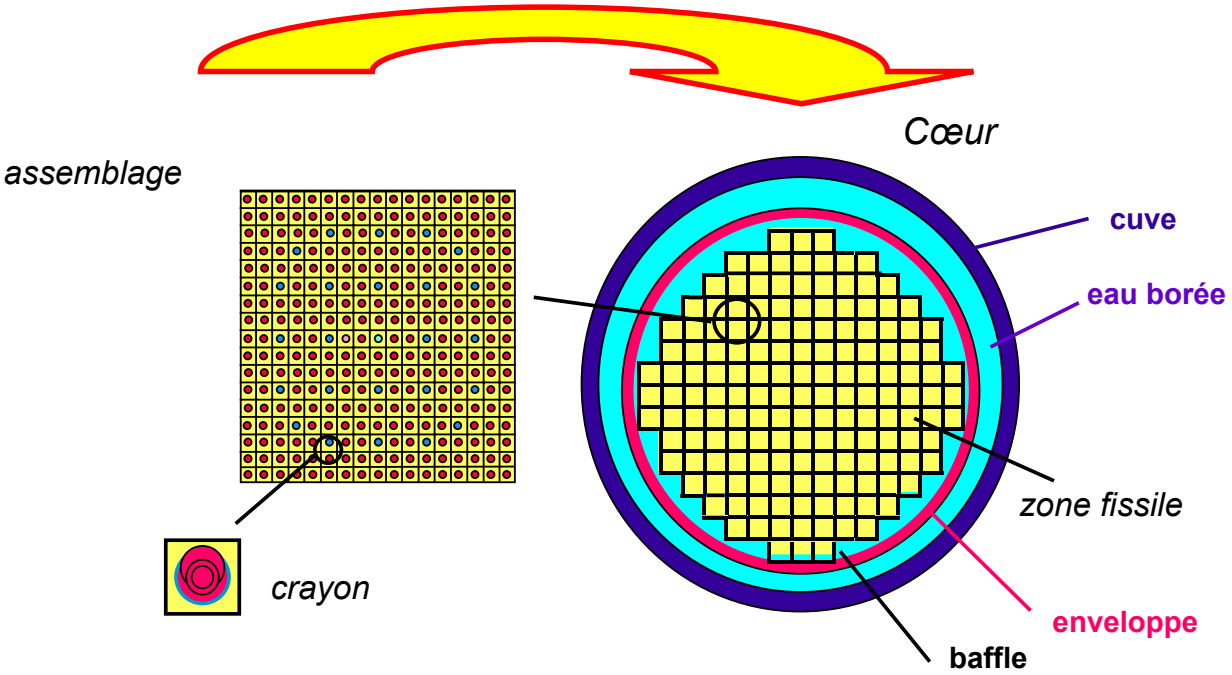
- **représentation spatiale : découpage en espace**
- **découpage en énergie : découpage multigroupe**
- **modélisation de l'évolution dans le temps des noyaux**
- **modélisation des contre réactions de température**
- **calculs de cycle, de pilotage ou d'accidents**

Nécessité de validation de ces codes…

Calcul de réacteur REP : discrétisation en espace



Codes d'assemblages (sections équivalentes) et codes de cœur (couplage thermohydraulique)



Que doit-on calculer ?

- la **réactivité : écart relatif à la criticité**
- la **carte de flux**, de puissance (K Σ_f ϕ)
- le « **pic crayon** » (crayon chaud)
- les **concentrations** des différents isotopes
- les longueurs de **cycle**
- le **plan de chargement**
- **l'efficacité** des grappes, du bore soluble
- l'activité des **détecteurs**
- **études de sûreté** (pilotage, accidents)

…

Objectifs de précision, incertitudes et biais de calcul …

PARAMETRES REL		PRECISION-CIBLE	INCERTIDUDES DUES DNB	APOLLO2-CEA93 (TRIPOLI4-JEF2)
Réactivité initiale		200 pcm	± 600 pcm (1 σ)	+ 200 ± 200 pcm (1 σ)
$N^i_{Act.maj}$ (40 GWj/t)		2 %	± 3-5 %	U^{236} -4% Pu^{239} +1% ± 2% Pu^{242} -9%
Δρ vs Burn-up		2 %	± 8 %	+ 1 % ± 3 %
Coeff. Temp. isoth.	Amb.	1 pcm/°C	± 3 pcm/°C	- 0.1 ± 0.4 pcm/°C
	Nom	2 pcm/°C	± 3 pcm/°C	- 0.5 ± 2 pcm/°C
Empoisonnement Bore soluble		0.2 pcm/ppm	± 0.4 pcm/ppm	- 0.5 ± 1 pcm/ppm
β_{eff}		2 %	± 4 %	+ 2 % ± 2 %
Efficacité grappes AIC		2 %	± 5 %	+ 1 % ± 1 %

Objectifs de précision d'un calcul de cœur

REP	Paramètre calculé	1990[a)]	2000[b)]	Objectifs 2010[c)]
Pilotage	• Concentration en bore • Déséquilibre axial • Marges P_{lin}, Marges REC	± 4%	± 3%	± 5 ppm ± 2% Pn ± 2%
Thermomécanique	• Température maximale combustible	± 100 °C	± 70 °C	± 50 °C
Distributions de flux et de puissance	• Rapport P/A • Puissances intégrées assemblages • Puissances crayons • Puissances locales en régime stable	± 8% ± 5% ± 7% ± 10%	± 5% ± 4% ± 5% ± 8%	± 2% ± 2% ± 3% ± 5%
Caractéristiques en réactivité	• Concentration en bore en régime stable • Efficacité intégrale de grappes • Efficacité différentielle de grappes • Coefficient Doppler • Fraction effective de neutrons retardés	± 40 ppm ± 10% ± 13% ± 13% ± 5%	± 20 ppm ± 8% ± 10% ± 10% ± 5%	± 10 ppm ± 5% ± 10% ± 5% ± 5%
Etat neutronique du cœur	• Irradiations moyennes assemblages • Irradiations crayons • Irradiations locales • Concentrations des isotopes importants • Autres isotopes	± 5% ± 6% ± 7% ± 5% ± 15%	± 4% ± 5% ± 6% ± 3% ± 10%	± 2% ± 3% ± 5% ± 2% ± 10%

Vu la complexité des calculs,
et le coût (processus industriel)

selon l'objectif recherché,
on peut aussi apprécier
l'effet d'une perturbation
sur la stabilité du réacteur,
c'est à dire l'écart à la criticité

A partir d'une situation de référence bien connue,
c'est la "méthode des perturbations" ...

Plan de l'exposé

1. Fonctionnement neutronique d'un réacteur
2. Contraintes de sûreté
3. Contrôle temporel des neutrons
4. Moyens de contrôle de la réactivité

Objectifs fondamentaux de conception

Les objectifs fondamentaux de conception des réacteurs recouvrent des objectifs de ***disponibilité*** et de ***sûreté***. Quatre objectifs fondamentaux doivent être atteints :

- **Objectif 1 :** assurer une **disponibilité de la production d'énergie** compatible avec la demande d'énergie et les capacités de fourniture ;
- **Objectif 2 : limiter l'exposition et la contamination du personnel** de la centrale, des populations et de l'environnement, aux niveaux les plus bas qu'il soit raisonnablement possible d'atteindre (ALARA) ;
- **Objectif 3 :** assurer le **contrôle** et **l'arrêt de la réaction en chaîne** de façon sûre, et le maintien de la **sous-criticité du cœur** aussi longtemps que nécessaire ;
- **Objectif 4 :** assurer **l'évacuation de la puissance résiduelle** provenant du réacteur de façon sûre aussi longtemps que nécessaire.

Le fonctionnement d'un réacteur nucléaire doit répondre à trois contraintes de sûreté

Produire de l'énergie à la demande : puissance, durée de vie

Respecter les **critères de sûreté** : trois critères

Disposer de **contre-réactions** efficaces : **contrôler les fissions**

On doit donc mener trois études

Une étude de la **répartition de puissance**
(*approche spatiale en situation critique*)

Une **étude temporelle** du réacteur
(*cinétique ponctuelle*)

Une étude de la **réactivité** et de ses **variations**
(*approche globale du réacteur*)

Nécessité absolue de contre-réactions

Trois types de contre-réactions

- Effet de **température combustible** (effet DOPPLER)

Élargissement des résonances de l'U238 : augmentation des captures

- Effet de **température modérateur** ou de densité (dilatation de l'eau)

Diminution des absorptions par l'hydrogène (**déstabilisant**)
Diminution de l'efficacité du modérateur (**stabilisant**)
Nécessité de « **sous-modération** » (rapport $V_{modérateur} / V_{combustible}$)

- Effet de **spectre thermique** des neutrons

Spectre de Maxwell-Boltzmann déplacé en énergie cinétique (stabilisant)
Attention au Plutonium (**déstabilisant**)

Plan de l'exposé

1. Principes de fonctionnement d'un réacteur
2. Contraintes de sûreté
3. **Contrôle temporel des neutrons**
4. **Moyens de contrôle de la réactivité**

Les échelles de temps dans un réacteur

Dans un réacteur, il y a cinq échelles de temps importantes (et très différentes)

- Les **évènements nucléaires** (absorption, fission) 10^{-12} s
- **La vie d'un neutron libre** (10^{-7} – 10^{-3} s)
- **L'émission des neutrons retardés** (1 – 60 s)

Étude cinétique du « réacteur-point »

- L'évolution des **produits de fission « poisons » neutroniques** (Xénon et Samarium) (de plusieurs heures à plusieurs jours)
- **L'évolution du combustible** pendant le cycle (U^{235}, U^{238}, Pu^{239}, etc.) (sur plusieurs semaines à plusieurs mois)

Chronologie de la fission

t = 0 : **absorption** d'un neutron par un noyau fissile

t = 10^{-18} s : **fission** et séparation en **deux fragments de fission**

$10^{-18} < t < 10^{-14}$ s : émission de **neutrons prompts** **(énergie de 2 MeV)** par les fragments de fission

$10^{-14} < t < 10^{-8}$ s : émission des ***γ prompts*** par les fragments de fission

10^{-2} s < $t_{1/2}$ < 1 mn désintégration β^- de certains produits de fission

ces "**précurseurs**" émettent un **neutron retardé** d'énergie cinétique un peu plus faible (de 200 à 600 KeV)

Durée de vie d'un neutron libre de se déplacer

Le temps de vie d'un neutron est lié à son **libre parcours moyen** et à sa **vitesse**

Neutrons	E	v
thermiques	0.025 eV	2200 m/s
Issus de fission	2.0 MeV	20 000 km/s

$$t(E) \approx \frac{\lambda_a(E)}{v(E)} = \frac{1}{v\Sigma_a}$$

Réacteur	<t(E)> (s)	Nb de générations en une seconde
rapide	10^{-7}	10000000
à eau	$2.5\ 10^{-5}$	40000
graphite	10^{-3}	1000

$k_{eff} = 1{,}0001$
$(1{,}0001)^{40000} = 55$

Mais quelques neutrons sont heureusement « retardés »

Une **centaine de produits de fission** peuvent encore émettre un neutron (0,4MeV) par décroissance β^- Exemples ^{87}Br $^{87}Kr^*$ $\rightarrow$ ^{86}Kr + n ($T_{1/2}$ = 54,5 s)

^{37}I $^{137}Xe^*$ $\rightarrow$ ^{136}Xe + n ($T_{1/2}$ = 21,8 s)

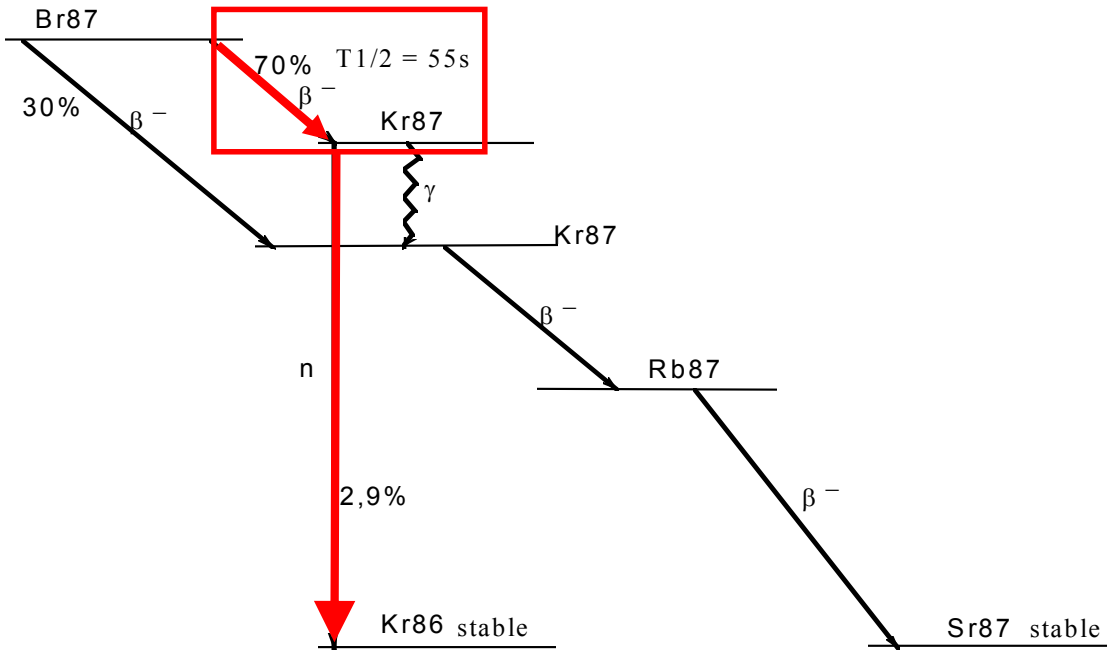
On groupe ces neutrons en 6 familles

Valeurs pour l'^{235}U

Groupe	fraction de neutrons β_i	τ_i(s) [$1/\lambda_i$]	
1	0,00024	78,6	← ^{87}Br
2	0,00123	31,5	← ^{137}I
3	0,00117	8,62	
4	0,00262	3,22	
5	0,00108	0,714	
6	0,00045	0,258	
Total	**0,00679**	**11,31 s**	

moins de 1% !

Exemple du Br^{87} (produit de fission précurseur)



Et c'est très bien comme ça …

Maintenant, le **temps moyen d'une fission à l'autre** doit être calculé comme

$$\langle \ell \rangle = (1-\beta)\ell + \sum_{i=1}^{6} \beta_i (\tau_i + \ell) \qquad \beta \equiv \sum_{i=1}^{6} \beta_i$$

temps moyen de génération

temps de vie d'un neutron

temps d'émission des retardés

Pour un REP $\langle \ell \rangle \approx 0{,}077\text{s}$ → 13 générations en 1 seconde

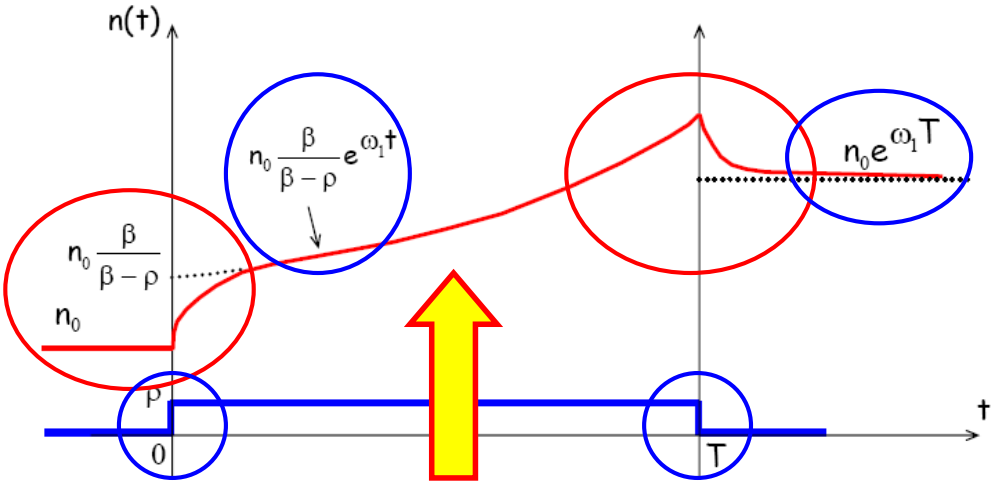
$k_{eff} = 1{,}0001$
$(1{,}0001)^{13} = 1{,}0013$

Le réacteur est contrôlable !

Un pilotage possible dans un domaine limité de réactivité

Application d'un **créneau de réactivité** à un réacteur :
Extraction d'une barre de pilotage pendant un **temps donné**,
Puis **retour à la position initiale**

Exemple d'un échelon de réactivité



Pour surveiller la population on prévoie :

- des chaînes de **détecteurs de flux (à l'extérieur)**
- un "**octavemètre**" qui **calcule** l'évolution en continu

selon les équations

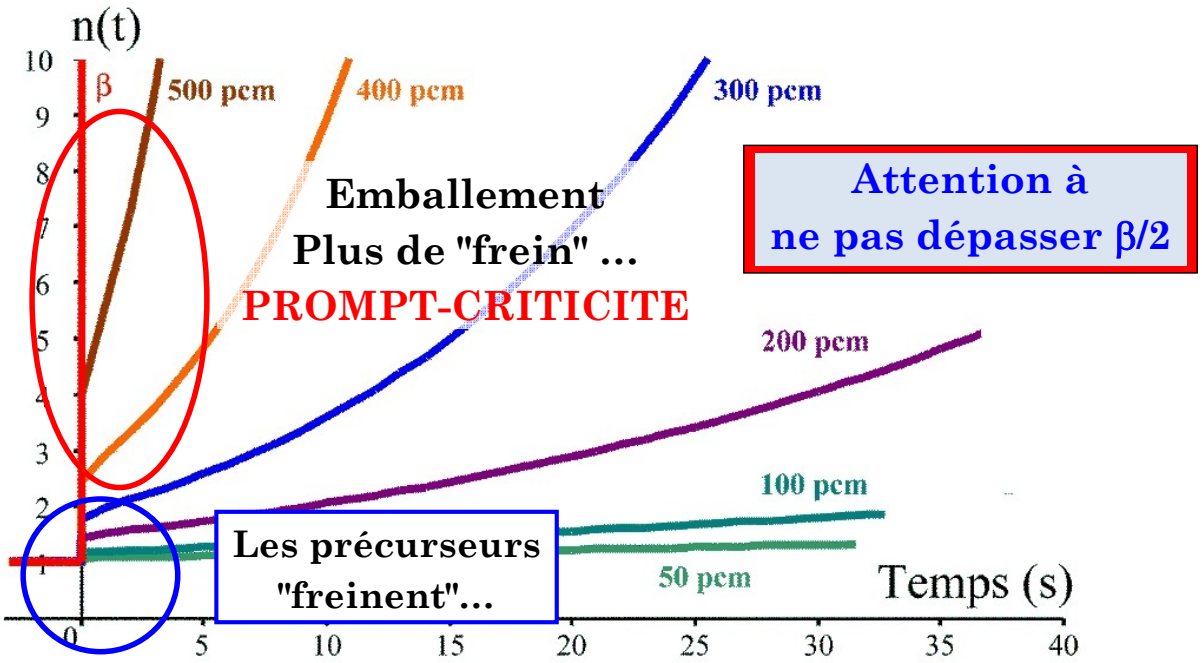
$$n \approx n_0\, e^{\varpi . t} \qquad \varpi(t) = \frac{1}{n(t)} \frac{dn(t)}{dt} \qquad T_d = \frac{\ln(2)}{\varpi(t)} \qquad \Omega(t) = \frac{60}{T_d}$$

et qui décide **d'actions automatiques** : sûreté !
C'est le rôle du **contrôle-commande**

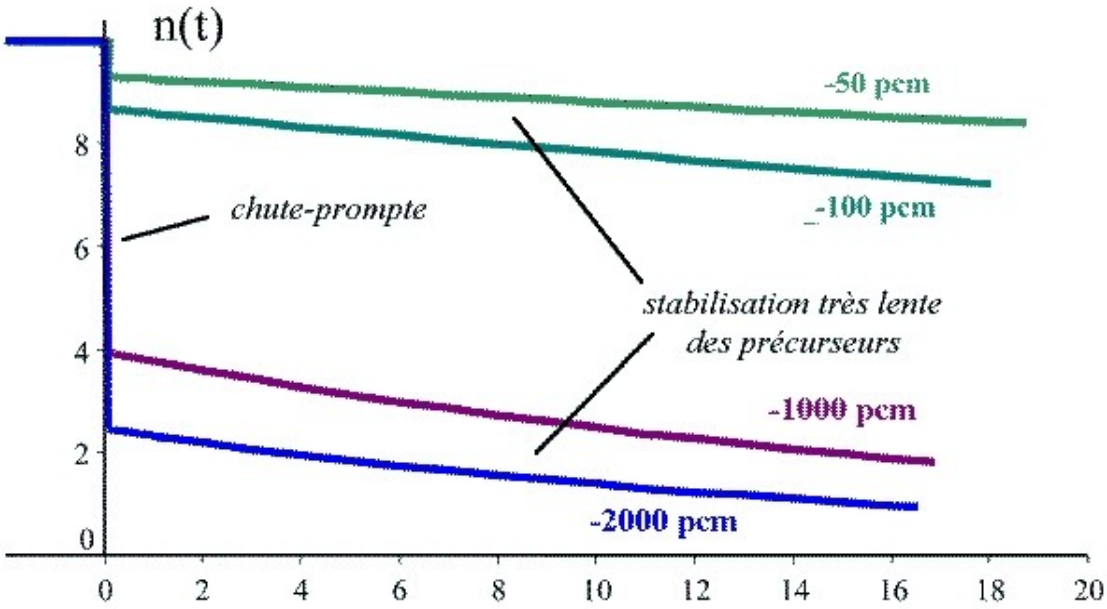
Exemples numériques d'actions de pilotage...

Réactivité	Temps $1 / \omega_0$	caractéristiques $1 / \omega_1$	**T doublement**	**Octavemètre**	
en pcm	*secondes*	*secondes*	*Td secondes*	*Doublement / minute*	
-1000	-16,5	-0,006		5,2	*Situation sous-critique*
-500	-23,0	-0,009		3,8	*Réacteur à l'arrêt*
-200	-42,5	-0,012		2,0	
-100	-75	-0,013		1,2	***Approche de la divergence***
-50	-140	-0,014		0,6	
-10	**-661**	**-0,015**		**0,1**	***Oscillations autour***
10	**641**	**-0,016**	**444**	**0,1**	***de la criticité***
20	316	-0,016	219	0,3	*Zone de fonctionnement*
50	120	-0,017	83	0,7	*normale*
120	**44,3**	**-0,019**	**31**	**2,0**	***Divergence normale***
300	11,7	-0,028	8,1	7,4	*Limites contrôle commande*
400	**6,31**	**-0,040**	**4,4**	**13,7**	***Zone interdite alarme***
600	1,01	-0,164	**0,70**	**85,3**	
800	0,06	-1,927	**0,04**	**1334,7**	

Une divergence sous surveillance…



Un arrêt plus exigeant sur l'apport d'antiréactivité



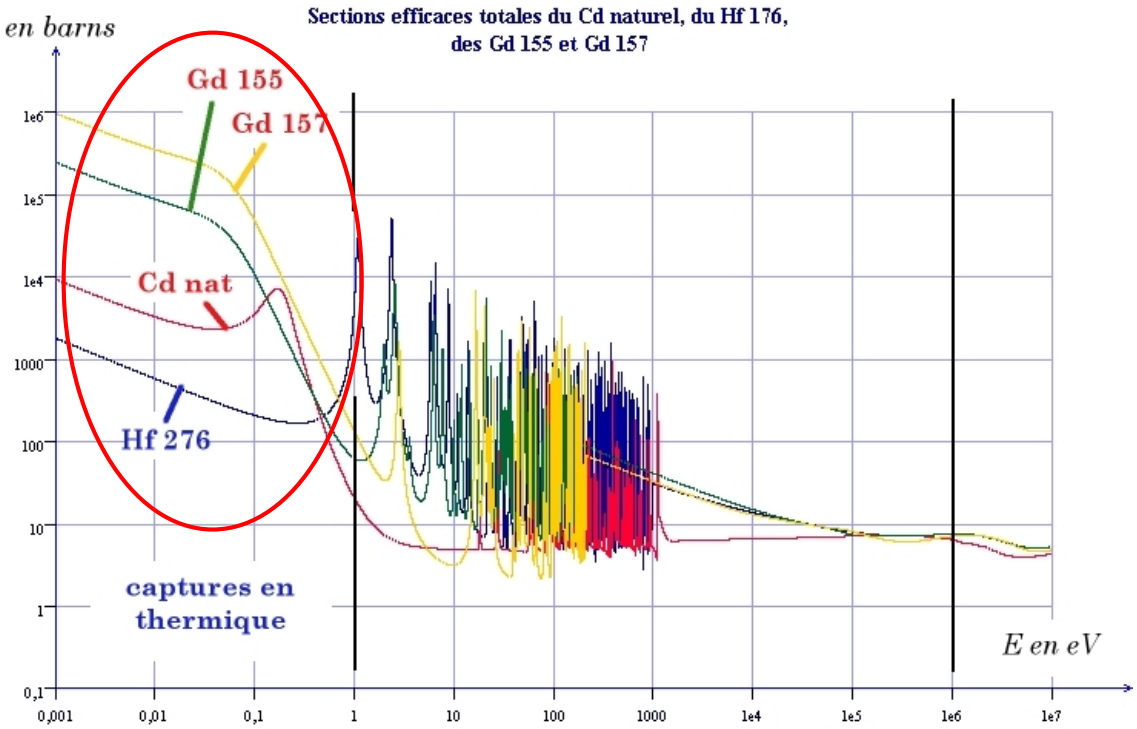
Plan de l'exposé

1. **Principes de fonctionnement d'un réacteur**
2. **Contraintes de sûreté**
3. **Contrôle temporel des neutrons**
4. **Moyens de contrôle de la réactivité**

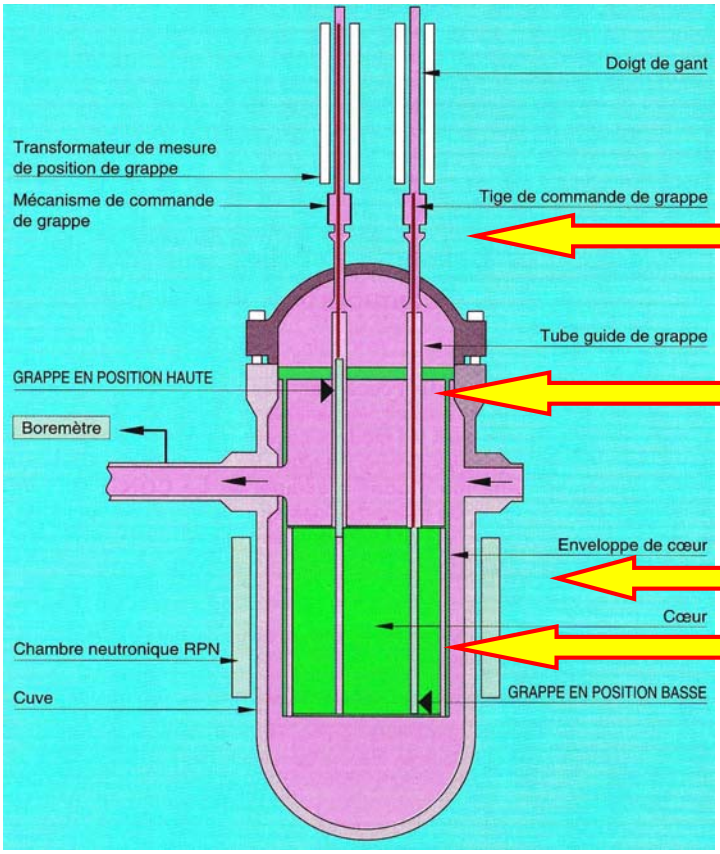
Éliminer les neutrons en excès par des absorbants

Trois fonctions de contrôle :

- **Contrôle** par des **« grappes » d'absorbants mobiles**
  Compensation de l'usure et régulation de la température
- **Arrêt d'urgence** par chute de **« grappes d'arrêt »**
- **« Bore dissous »** dans l'eau du caloporteur
  Compensation à moyen et long terme
  Formation d'effluents (**limitation autorisation de rejets**)
  Compensation uniforme, donc usure et puissance uniformes



Eléments absorbants (contrôle par captures radiatives)



Éléments essentiels

Grappes mobiles

Modérateur (H_2O)
Absorbant dissous
Acide borique

Mesures du flux

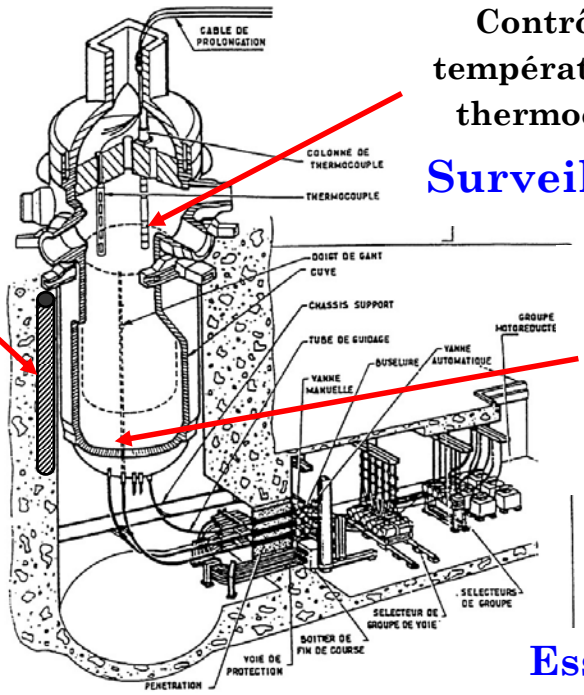
Matière fissile

Mesures de flux neutronique externes et internes

Chambres multisections externes

Surveillance axiale

EXCORE



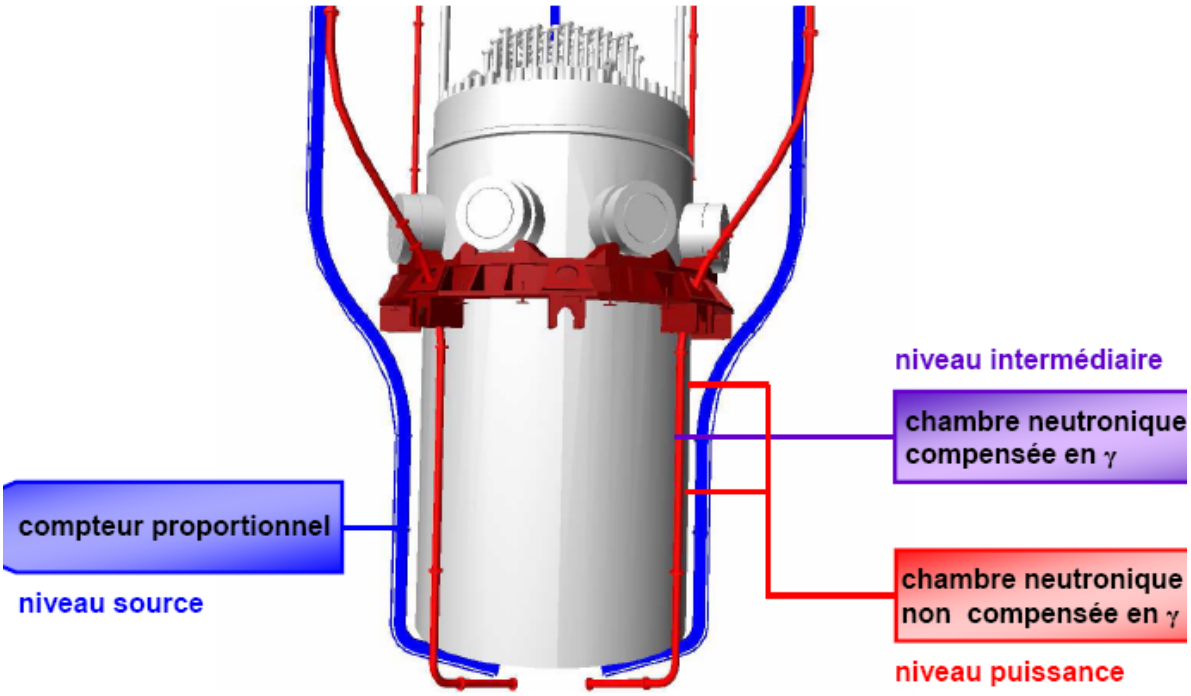
Contrôle des températures par thermocouples

Surveillance radiale

Système de mesure interne du flux par les chambres à fission

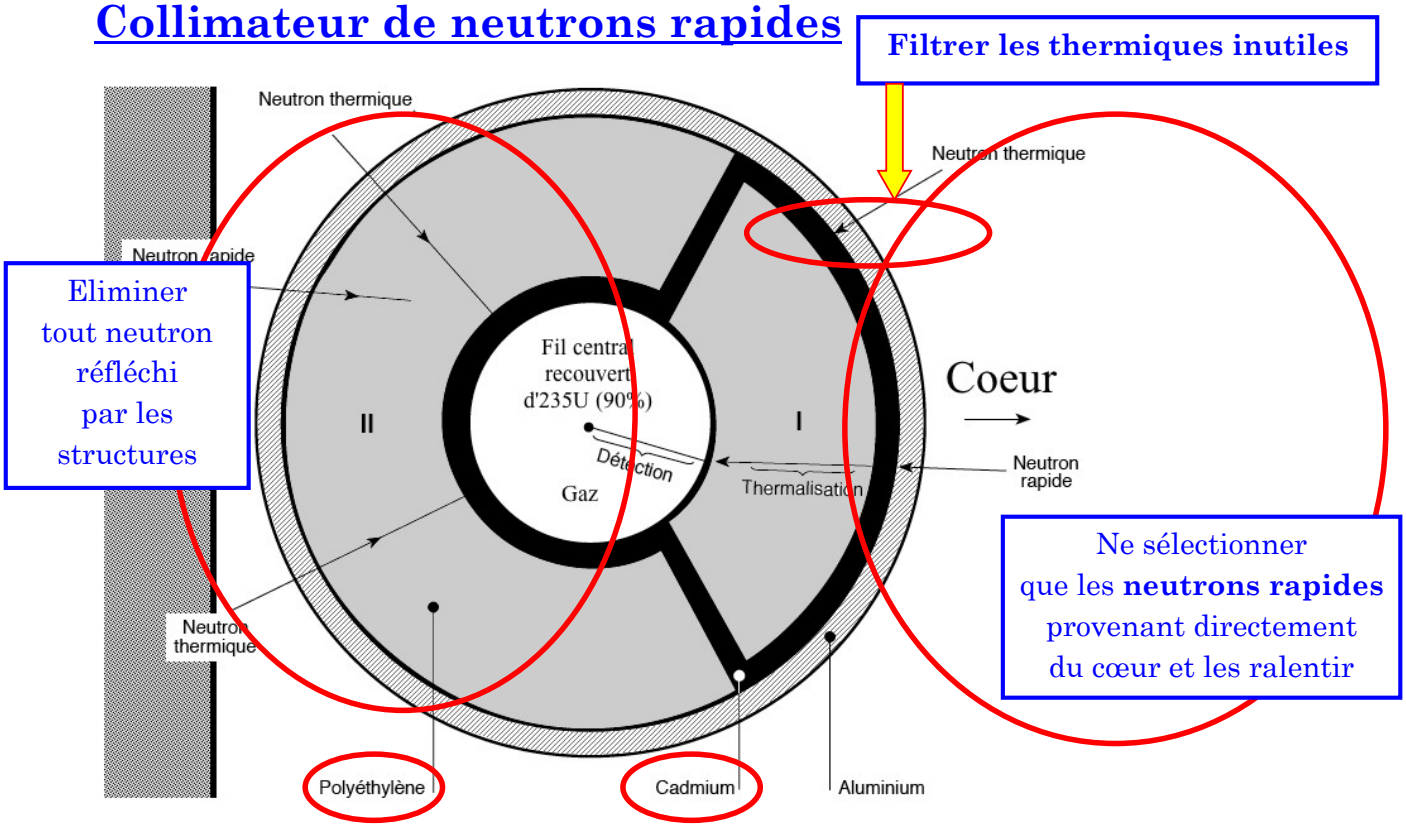
INCORE

Essais périodiques

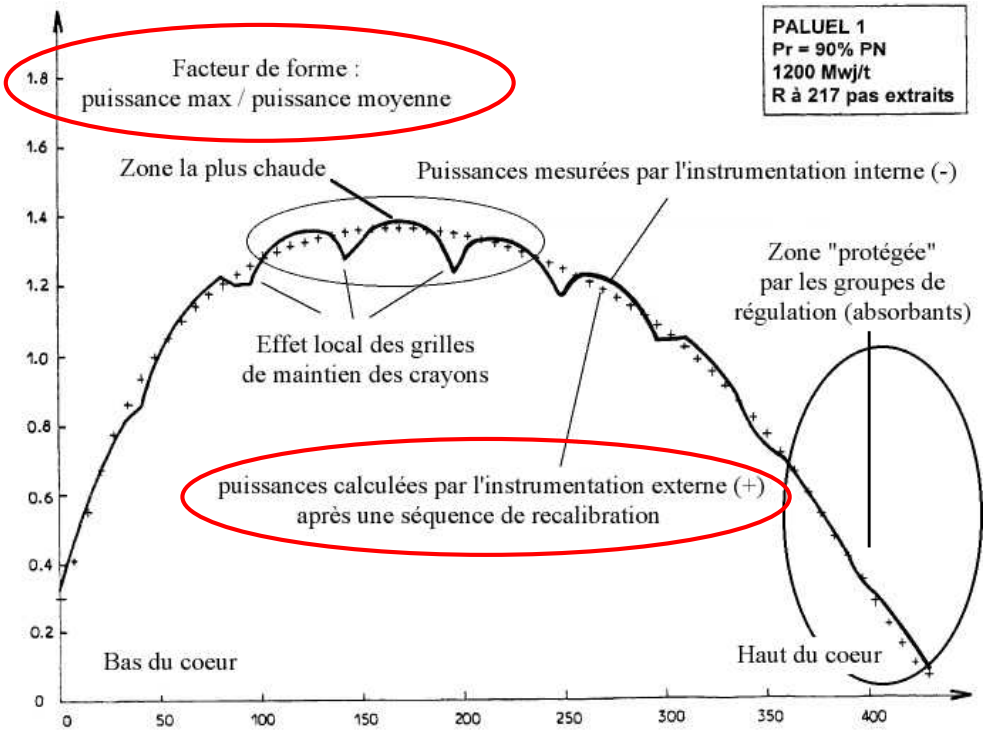


Chaines de mesures EXCORE

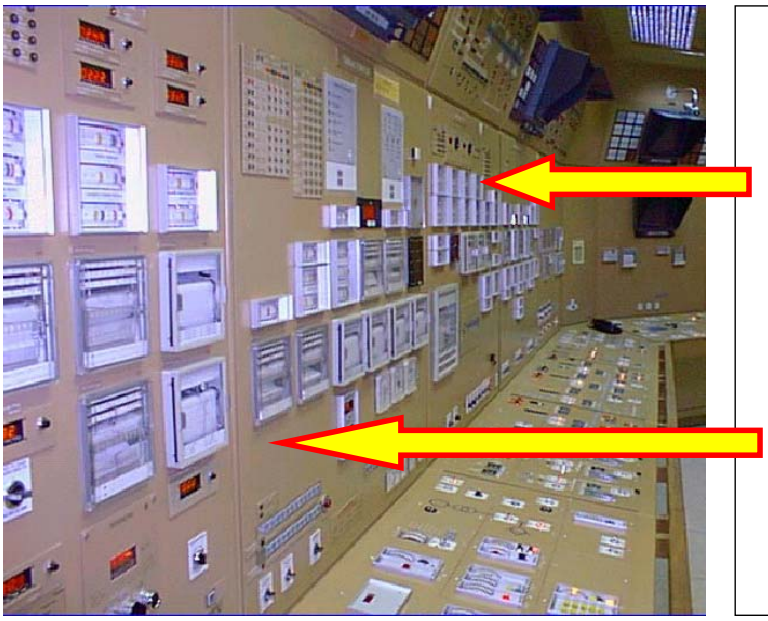
Collimateur de neutrons rapides



Nécessité d'un étalonnage régulier entre RIC et RPN



Salle de commande d'une centrale (1350 MWe FLA1)



Surveillance niveaux de flux
températures et débits

Contrôle cinétique du flux
périodimètre

Contrôle commande
Grappes, bore et alarmes

Axial-offset de puissance
contrôle des oscillations

L'autorité de sûreté exige :

Des **études de sûreté** et un **guide d'exploitation** qui décrivent les moyens mis en action pour satisfaire aux exigences de sûreté ;

Des **démonstrations périodiques de sûreté** pour vérifier que les paramètres (contre-réactions, pressions…) pris en compte dans les études restent bien valides tout au long de l'exploitation ;

Le **respect des consignes d'exploitation** et de **gestion des matières** (chargement et déchargement) par le personnel en tout temps ;

Le **bon fonctionnement** et la **disponibilité** des moyens techniques nécessaire à la sûreté (diesels de secours, capacités d'arrêt, absorbants d'arrêt…)

Un **accès permanent** aux installations (inspections de sûreté) …

Reste maintenant à exploiter la centrale

- **Gérer la carte de puissance et évacuer l'énergie ;**
- **Contrôler la tenue des matériaux à l'usure ;**
- Gérer le combustible neuf et usé (circulation des matières radioactives) ;
- Assurer la formation des personnels et la documentation.

Prochain cours sur la production d'énergie…