

A large, snow-capped mountain peak dominates the background of the slide. The mountain is covered in patches of white snow against a clear blue sky. The foreground shows a dense forest of evergreen trees, also partially covered in snow, creating a layered landscape.

# **Nucléaire du futur**

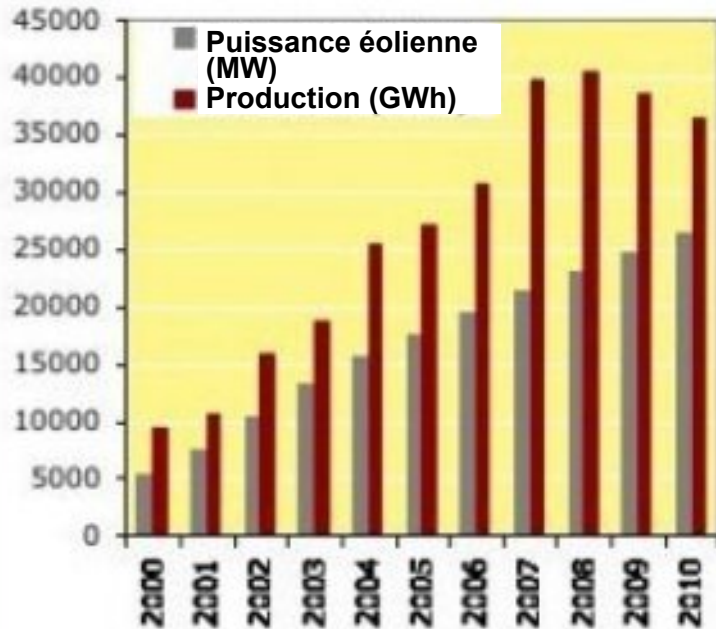
# **Futur du nucléaire**

**E. Merle-Lucotte**

**LPSC-IN2P3-CNRS / PHELMA-Grenoble INP**

- **Futur énergétique et nucléaire ?**
- **Réacteur nucléaire : fonctionnement**
- **Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV**
- **Recherche académique française en électronucléaire**
- **Les réacteurs à sels fondus**

- **Futur énergétique et nucléaire ?**
- Réacteur nucléaire : fonctionnement
- Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV
- Recherche académique française en électronucléaire
- Les réacteurs à sels fondus

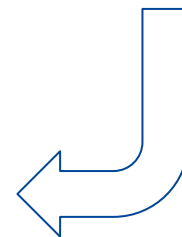


## Unités de puissance :

- 1 Watt (W) = 1 J/s – cf  $MW_e$  et  $MW_{th}$
- Multiples :
  - kW =  $10^3$  W ~ un radiateur
  - MW =  $10^6$  W ~ une éolienne
  - GW =  $10^9$  W ~ un réacteur nucléaire
- Puissance moyenne :
  - 1kW.heure/jour ~ 42 W
  - 1Mtep/an ~ 1.4 GW

## Unités énergétiques :

- 1 Watt-heure (Wh) = 3600 Joules
- La tonne équivalent pétrole (tep) :  
1 tep = 10034 Mcal = 42 GJ = 11,7 MWh
- La tonne équivalent charbon (tec) :  
1 tec = 7000 Mcal = 29 GJ = 0,69 tep
- 1 Baril de pétrole (bbl) = 159 litres = 136 kg



*Passage de la puissance installée à l'énergie produite = prendre en compte la disponibilité*

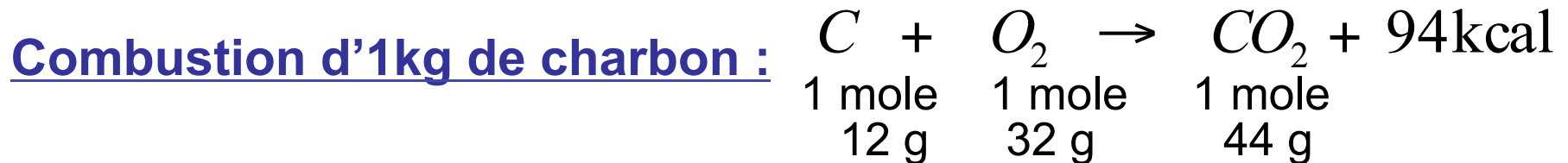
## Fission d'1kg de $^{235}\text{U}$ :

Energie libérée / fission  $\approx 200$  MeV (ou  $3,2 \cdot 10^{-11}$  J)

1kg d' $^{235}\text{U}$  =  $1000 \times N_A / 235 = 2,56 \cdot 10^{24}$  noyaux d'  $^{235}\text{U}$

$\Rightarrow$  Fission d'1 kg d' $^{235}\text{U}$  : produit  $2,56 \cdot 10^{24} \times 200 = 5,12 \cdot 10^{26}$  MeV

+ Rendement thermique  $\rightarrow$  électrique de 33%



Combustion d'1 mole de C : libère 94 kcal soit  $2,45 \cdot 10^{18}$  MeV (ou  $3,9 \cdot 10^5$  J)

1 kg de charbon contient  $1000/12 = 8,33$  moles de C

$\Rightarrow$  Combustion d'1kg de charbon : produit  $2,04 \cdot 10^{20}$  MeV

+ Rendement thermique  $\rightarrow$  électrique de 45%



Il faut **1800 t** de charbon pour produire autant d'électricité qu'**1 kg d'<sup>235</sup>U**

OU

Par an, 1 personne (pays OCDE) consomme comme électricité environ 1 kW en continu soit 32 GJ/an ou 9000 kWh/an

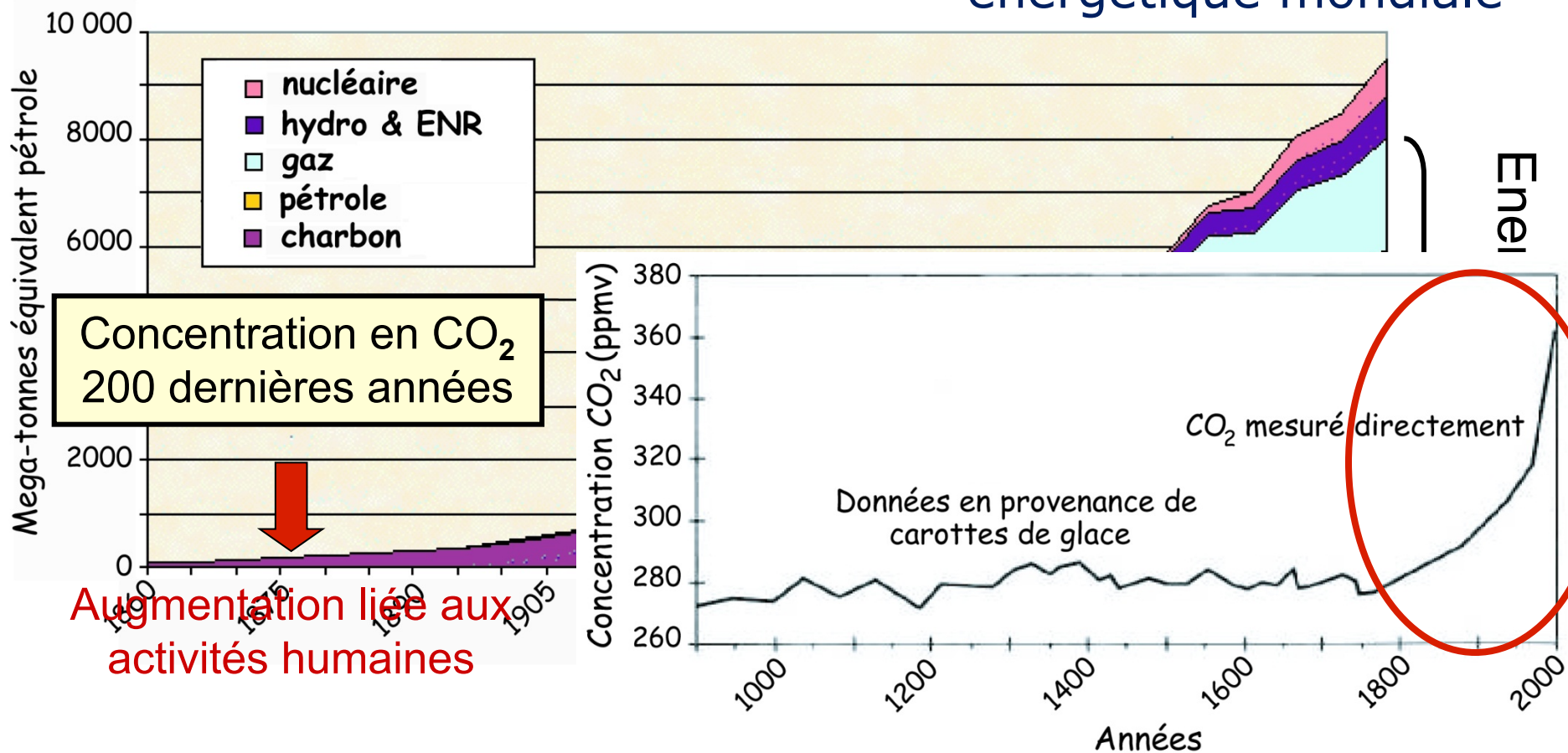
→  $32 \cdot 10^9 / 3,2 \cdot 10^{-11} / 0,33 = 3,03 \cdot 10^{21}$  fissions ⇒ **1,2 g d'<sup>235</sup>U ou 240g d'Unat**

→  $32 \cdot 10^9 / 3,9 \cdot 10^5 / 0,45 = 1,82 \cdot 10^5$  moles ⇒ **2150 kg de charbon**

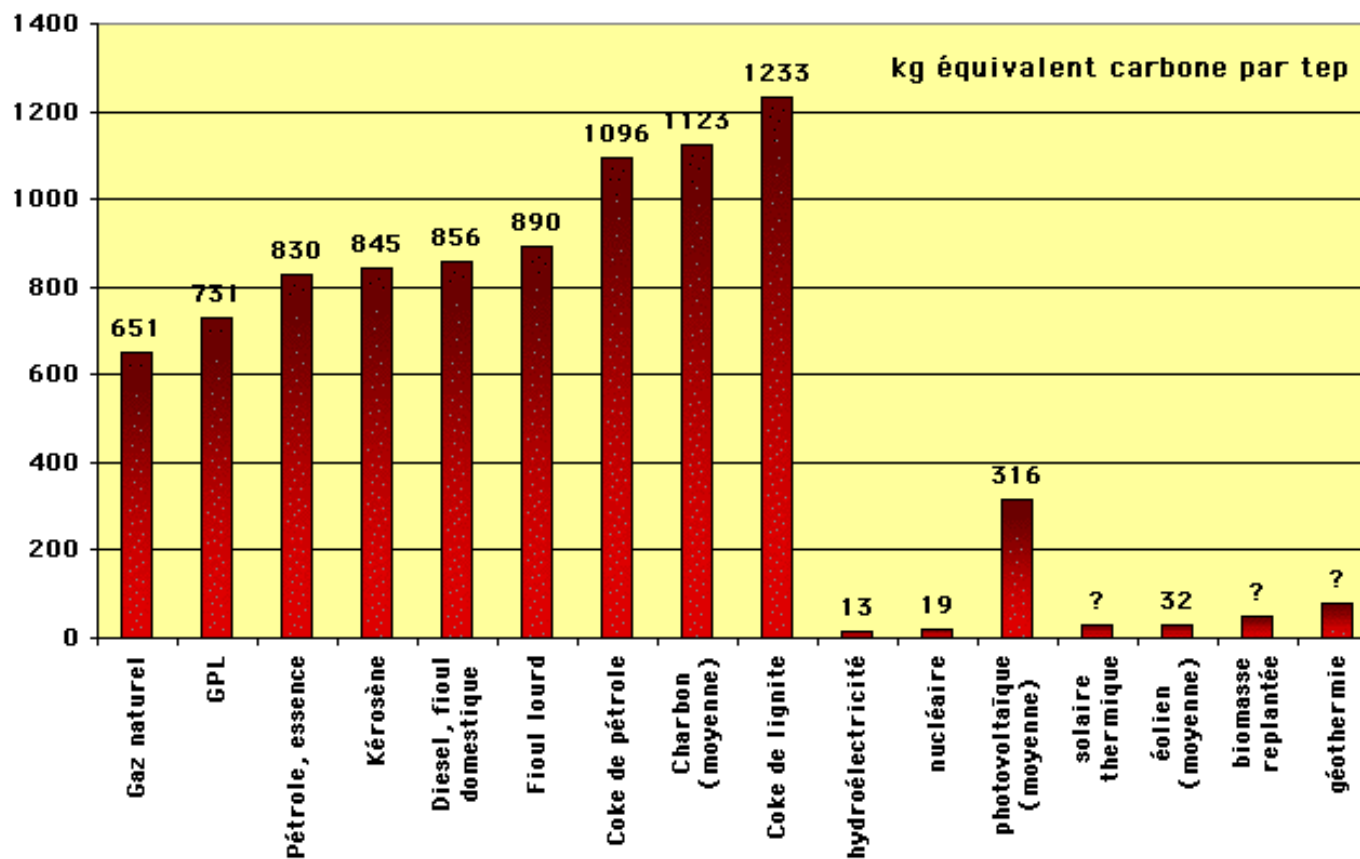


**L'énergie nucléaire est une énergie très concentrée**

## Consommation énergétique mondiale



# Emissions de gaz à effet de serre



kg équivalent carbone émis par tonne équivalent pétrole pour diverses énergies (1 tonne équivalent pétrole = 11.600 kWh = 42 milliards de Joules). Pour les moyens purement électriques (hydroélectricité, éolien, nucléaire) les valeurs indiquées sont pour 11.600 kWh électriques

Sources : ADEME / EdF via Manicore (<http://www.manicore.com/>)



# Consommation énergétique mondiale : bilan actuel

<b>Pays</b>	<b>Population (millions habitants)</b>	<b>Énergie Primaire (Mtep)</b>	<b>tep/habitant</b>
<b>USA</b>	<b>281</b>	<b>2 293</b>	<b>8.2</b>
<b>Chine</b>	<b>1 271</b>	<b>1 245</b>	<b>1.0</b>
<b>Inde</b>	<b>1 045</b>	<b>538</b>	<b>0.5</b>
<b>Japon</b>	<b>127</b>	<b>509</b>	<b>4.0</b>
<b>Europe (15)</b>	<b>403</b>	<b>1 470</b>	<b>3.65</b>
<b>France</b>	<b>60.</b>	<b>258</b>	<b>4.3</b>
<b>Monde</b>	<b>6 071</b>	<b>10 200</b>	<b>1.67</b>

# Consommation énergétique mondiale : d'ici à 2050



**Population**  
**Rééquilibrage**  
**Economies**

**X 1.5**  
**Accroissement des besoins**  
**Pour 1/4 de la population**

**Facteur  $\sim 2$**   
**mondial**

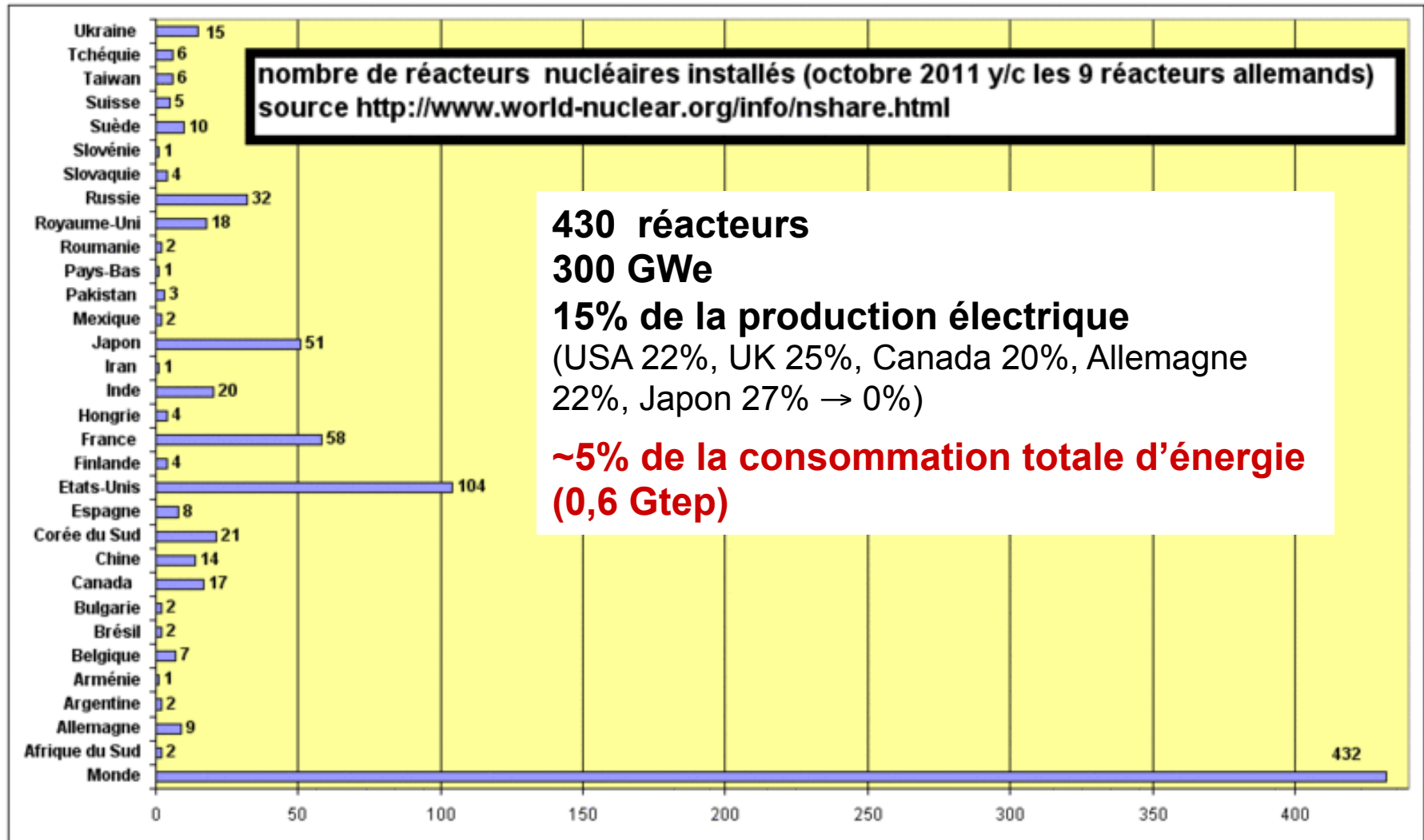
## **Il faudrait d'ici avant 2050 :**

- Accroître la ressource en diminuant la production de gaz à effet de serre
- Satisfaire le reste de la demande avec les renouvelables et le nucléaire

## Quel paysage en 2050 pour limiter l'utilisation des fossiles ?

Source	Consommation totale en 2000 (GTeP)	Scénario x 2 en 2050 (GTeP)
Fossile (gaz, pétrole, charbon)	7.5 ← hypothèse ⇒	7.5
Biomasse Traditionnelle	1.2	1.2
Hydraulique	0.7	1.0
Nucléaire	0.6	10.3
Nouveaux Renouvelables (solaire, éolien, biomasse)	0.02	
<b>Total</b>	<b>10.2</b>	<b>20.4</b>
Rejets CO <sub>2</sub> (GTC)	6	< 6

ex: N = R ⇒ N = R = 5.1 Gtep = 25%  
 ⇒ nucléaire multiplié par ≈ 10  
 ⇒ renouvelable multiplié par ≈ 300



**58 réacteurs / 63 GWe installés**

**75-77% de la production d'électricité**

**30% de la consommation totale d'énergie**

## Bilan électrique France

	2011 (TWh)	2010 (TWh)	Variation 2011/2010	Part dans la production 2011	Émissions de CO <sub>2</sub> 2011 (en millions de tonnes)
<b>Production nette</b>	<b>541,9</b>	<b>550,2</b>	<b>-1,5%</b>	<b>100%</b>	<b>27,4</b>
Nucléaire	421,1	407,9	+3,2%	77,7%	0,0
Thermique à combustible fossile	51,2	59,5	-13,8%	9,5%	24,4
<i>dont charbon</i>	<i>13,4</i>	<i>19,1</i>	<i>-29,9%</i>	<i>2,5%</i>	<i>12,9</i>
<i>fioul</i>	<i>8,1</i>	<i>8,0</i>	<i>+0,7%</i>	<i>1,5%</i>	<i>2,3</i>
<i>gaz</i>	<i>29,7</i>	<i>29,9</i>	<i>-0,5%</i>	<i>5,5%</i>	<i>9,2</i>
Hydraulique	50,3	67,6	-25,6%	9,3%	0,0
Éolien	11,9	9,7	+22,8%	2,2%	0,0
Photovoltaïque	1,8	0,6	+208,7%	0,3%	0,0
Autres sources d'énergie renouvelables	5,6	4,9	+12,3%	1,0%	3,0

# Contexte nucléaire actuel : France

**58 réacteurs / 63 GWe installés**

**76% de la production d'électricité**

**30% de la consommation totale d'énergie**

## Mises en service :

900 MWe : 1977 à 1987

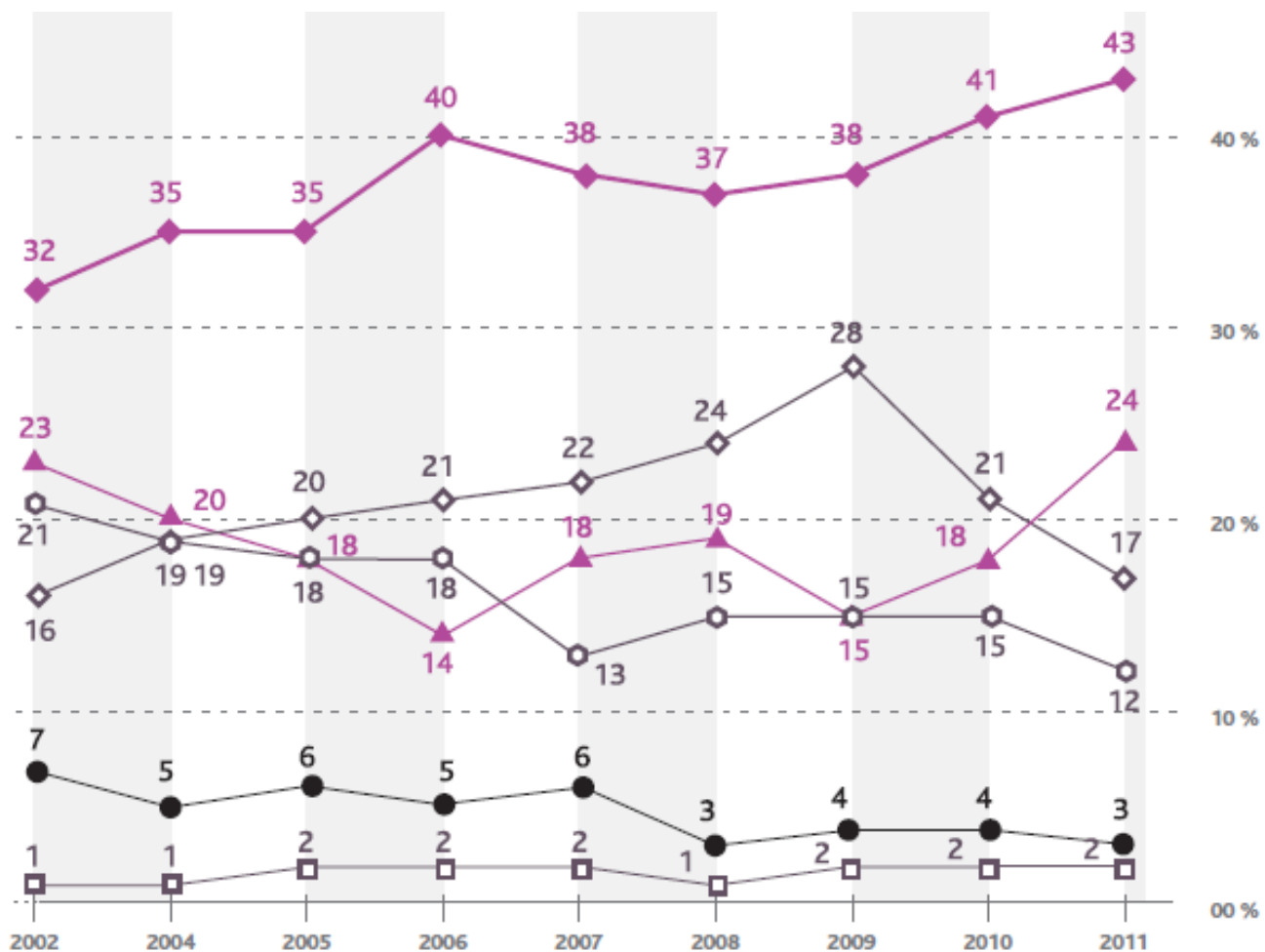
1300 MWe : 1984 à 1993

1450 MWe : 1996 à 1999



# Contexte nucléaire actuel : France

“ Quel est aujourd’hui, selon vous, l’argument le plus fort pour le nucléaire ? ”

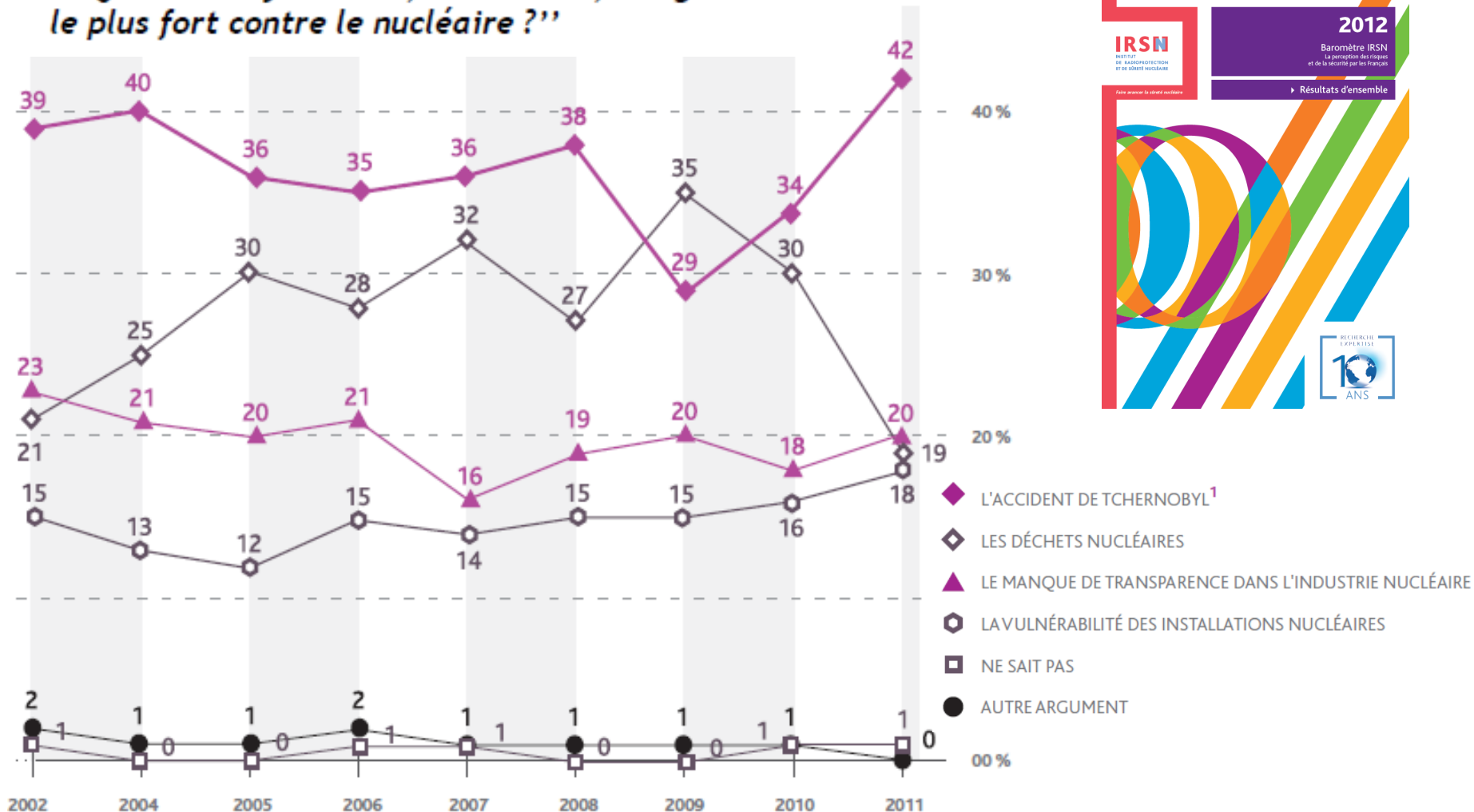


- ◆ L'INDÉPENDANCE ÉNERGÉTIQUE
- ▲ LE COÛT DU KILOWATTHEURE
- ◇ L'ABSENCE D'ÉMISSION DE GAZ CARBONIQUE
- LA SÛRETÉ DES INSTALLATIONS NUCLÉAIRES
- NE SAIT PAS
- AUTRE RAISON



# Contexte nucléaire actuel : France

“ Quel est aujourd’hui, selon vous, l’argument le plus fort contre le nucléaire ?”



1. En 2011, la modalité de réponse « l'accident de Tchernobyl » a été modifiée pour devenir « l'accident de Tchernobyl et de Fukushima ».



# Doit-on / Peut-on sortir du nucléaire ?

(Quelques éléments de réflexion)

- La question est devenue un enjeu politique en France
  - Rester dans le tout nucléaire
    - Prolonger les réacteurs actuels
    - Construire de nouveaux réacteurs
  - Sortir du tout nucléaire
    - Ramener la part du nucléaire à 50% de l'électricité
  - Sortir du nucléaire
    - Arrêter les réacteurs de plus de 30 ans et ne plus en construire
- D'après l'AIEA
  - 90 à 350 nouveaux réacteurs nucléaires devraient être construits d'ici 2030
  - 496 étaient prévus avant l'accident
- D'après AREVA
  - 62 sont actuellement en construction
  - 155 sont en projet

Le nucléaire est la seule industrie où la question se pose après un accident !

Après la catastrophe de Malpasset le 2 décembre 1959 personne n'a demandé la sortie de l'hydraulique. Il y a pourtant eu 423 morts !

L'électricité charbon (40% de l'électricité dans le monde) fait 30 morts/TWh en Europe (mines, poussières, etc...). Personne ne réclame la sortie du charbon !

Les grands pays comme la Chine, l'Inde, la Russie, le Brésil et même les Etats-Unis ne sortiront pas du nucléaire, d'autres pays le relancent comme l'Angleterre, la Hongrie, l'Afrique du Sud

## Il faut continuer à produire de l'électricité :

Energies renouvelables à développer mais améliorer intermittence / nécessité de stockage / développement des réseaux hautes tensions : coût important

**Cf centrales à charbon ouvertes en Allemagne et centrales au gaz en Espagne : émission de CO<sub>2</sub>**

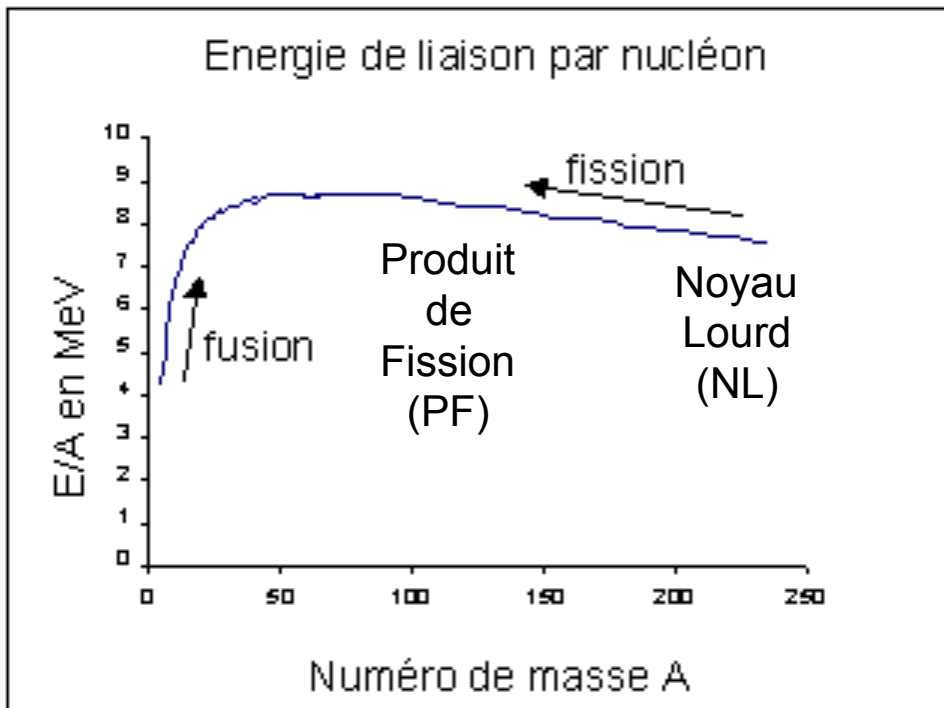
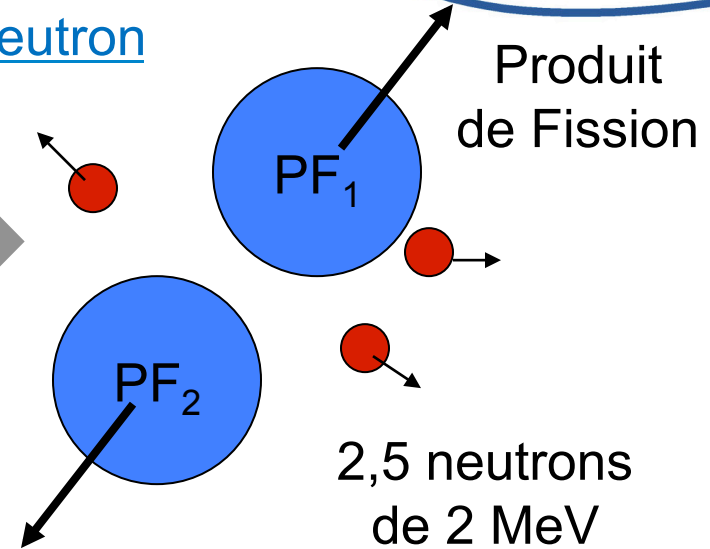
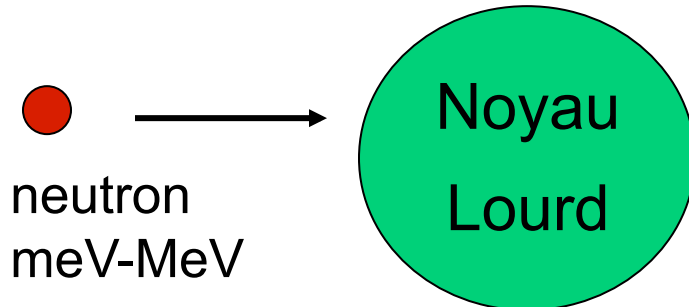
Economies d'énergie et isolation de bâtiments anciens : coût aussi



- Futur énergétique et nucléaire ?
- **Réacteur nucléaire : fonctionnement**
- Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV
- Recherche académique française en électronucléaire
- Les réacteurs à sels fondus

# D'où vient l'énergie nucléaire ?

## Principe de fission d'un noyau induite par un neutron

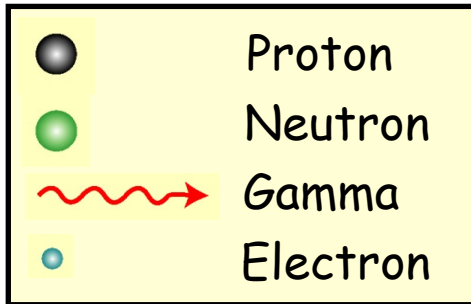


Les nucléons sont plus liés dans un **PF** que dans un **NL** :  
chacun cède environ 1 MeV

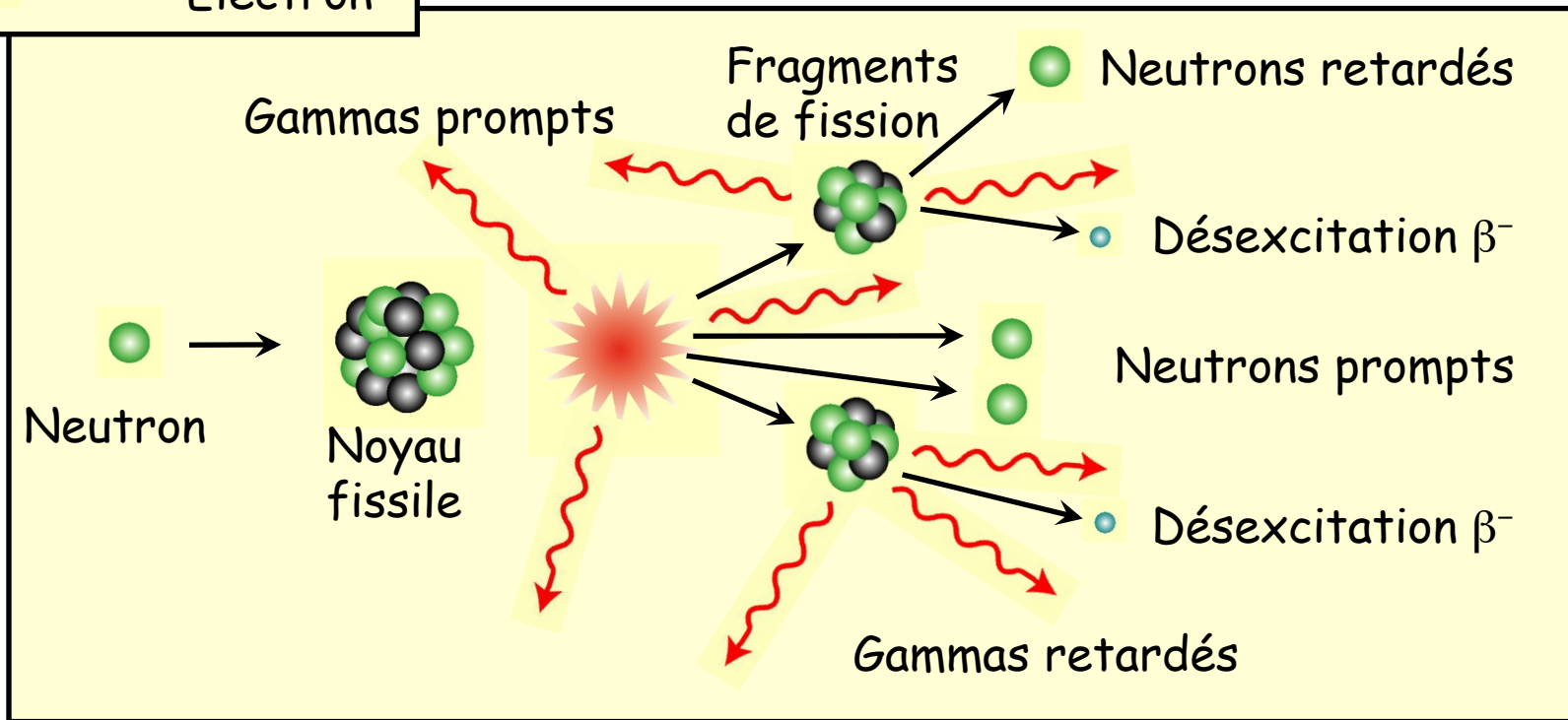
$$M > M_1 + M_2$$

$$\Delta M = 200 \text{ MeV}/c^2$$

# D'où vient l'énergie nucléaire ?

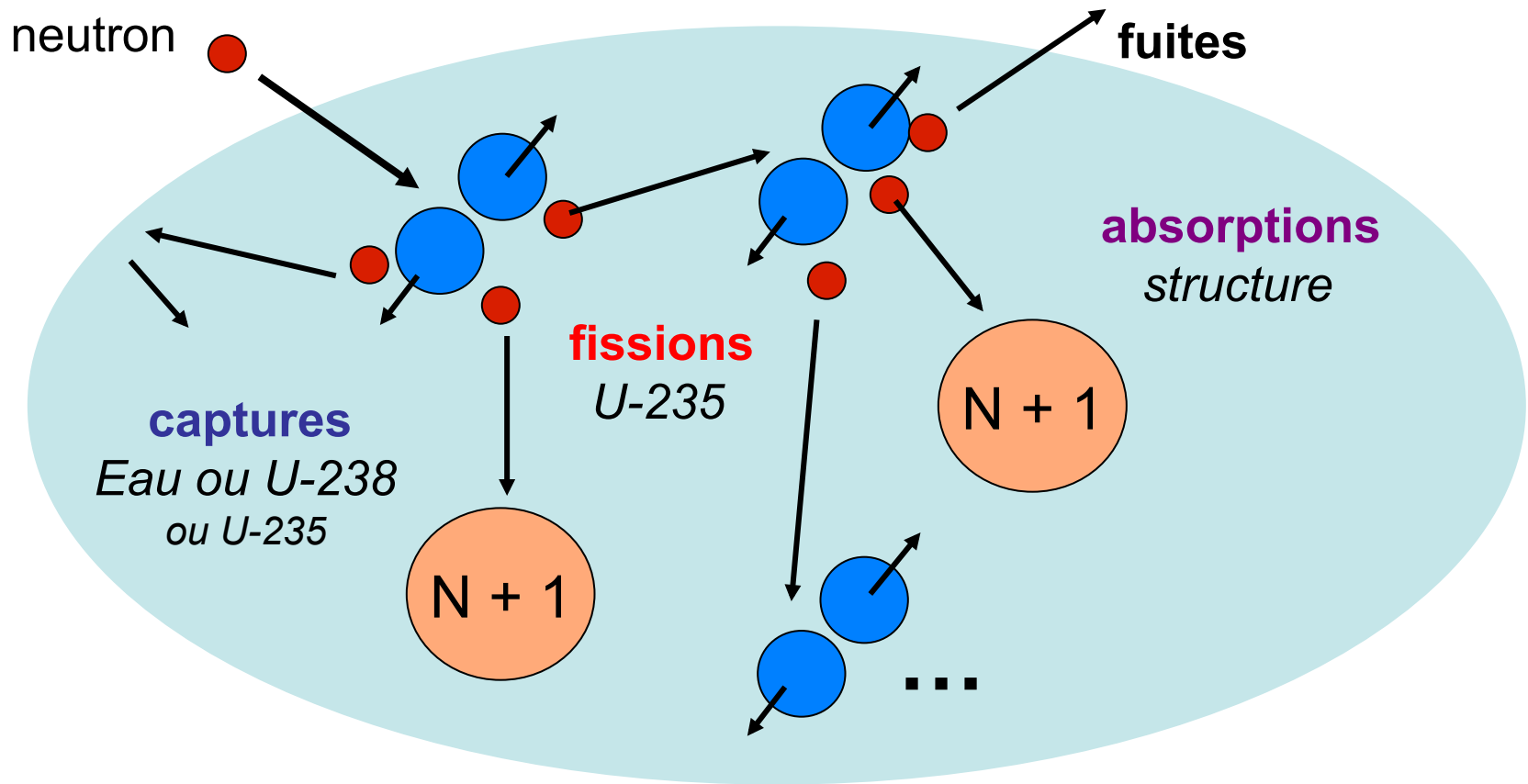


Une fission un peu plus réaliste...



# Principe de la réaction en chaîne

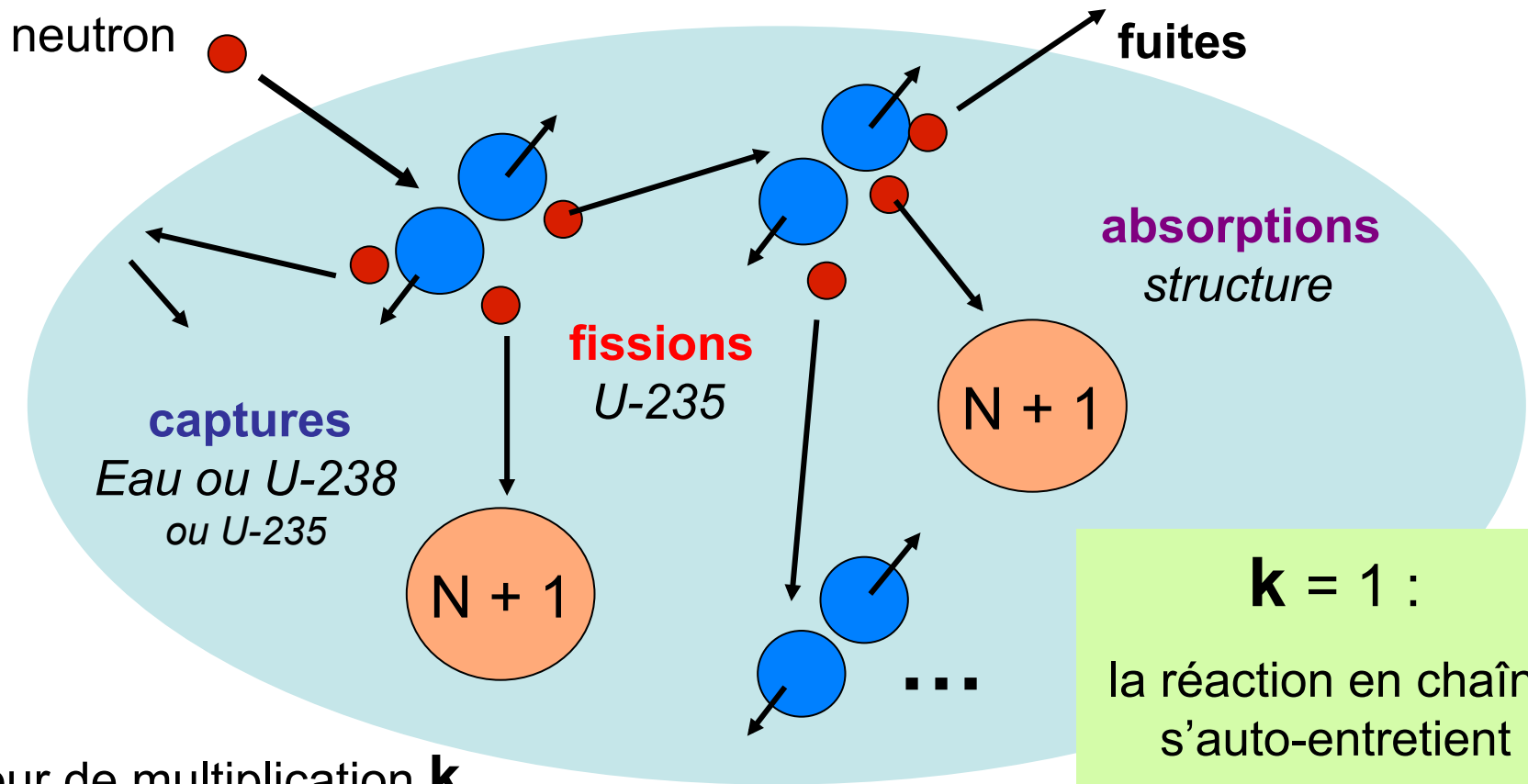
La réaction en chaîne contrôlée : chaque fission en induit **une** autre



La probabilité d'induire une fission ou une capture correspond aux sections efficaces de réaction (fission, capture...) des différents noyaux

# Principe de la réaction en chaîne

La réaction en chaîne contrôlée : chaque fission en induit **une** autre



facteur de multiplication **k**  
= nb de nouvelles fissions induites par fission  
= neutrons produits / neutrons absorbés

**k = 1 :**  
la réaction en chaîne s'auto-entretient  
le réacteur est critique

# Réaction en chaîne : facteur de multiplication et réactivité

Facteur de multiplication  $k_{\text{eff}}$  défini comme :

$$k_{\text{eff}} = \frac{\text{Nb neutrons produits}}{\text{Nb neutrons absorbés}}$$

Si  $k_{\text{eff}} < 1$ , la réaction en chaîne ne s'entretient pas  
elle s'arrête après avoir produit  $1/(1-k)$  neutrons

Si  $k_{\text{eff}} > 1$ , la réaction diverge (principe des bombes à fission)

Si  $k_{\text{eff}} = 1$ , la réaction en chaîne s'entretient d'elle même  
Principe d'un réacteur CRITIQUE

Réactivité :

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

## Risques spécifiques d'un réacteur nucléaire :

- Stock d'énergie concentrée dans le combustible
- Accumulation de produits radioactifs (danger + chaleur)
- Dégagement significatif d'énergie même après arrêt

## Bases de la sûreté nucléaire = maîtriser le réacteur

- Confiner les produits radioactifs  $\Rightarrow$  3 barrières
- Maîtriser la réaction en chaîne en tout instant = piloter le réacteur
- Evacuer la puissance y compris après l'arrêt de la réaction en chaîne

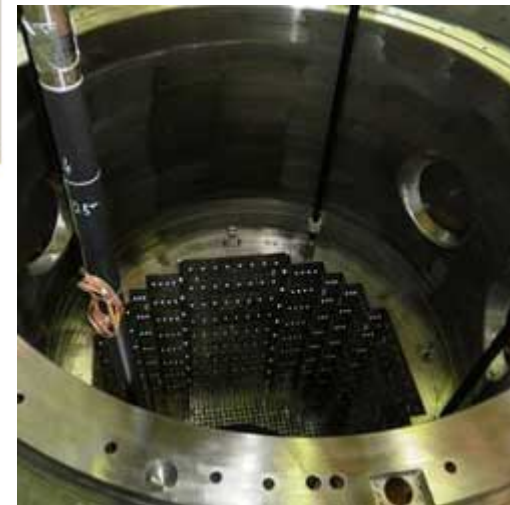
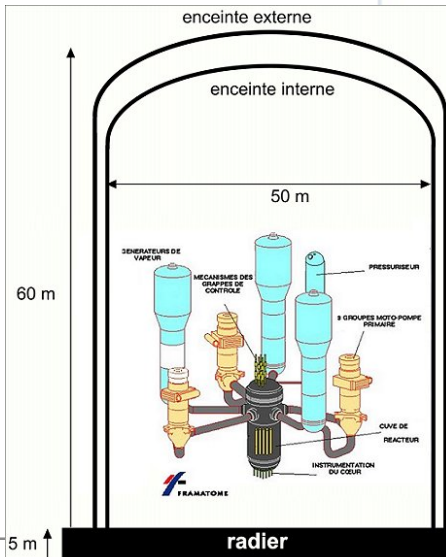
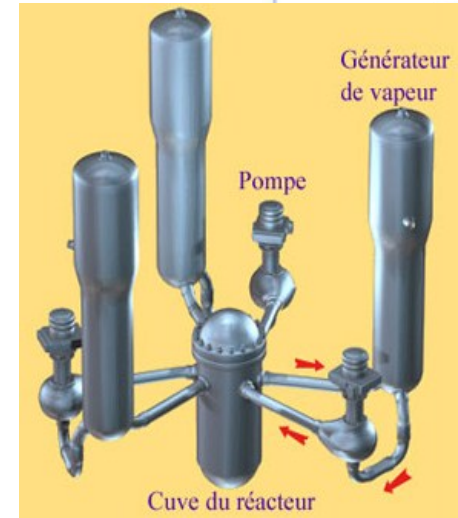
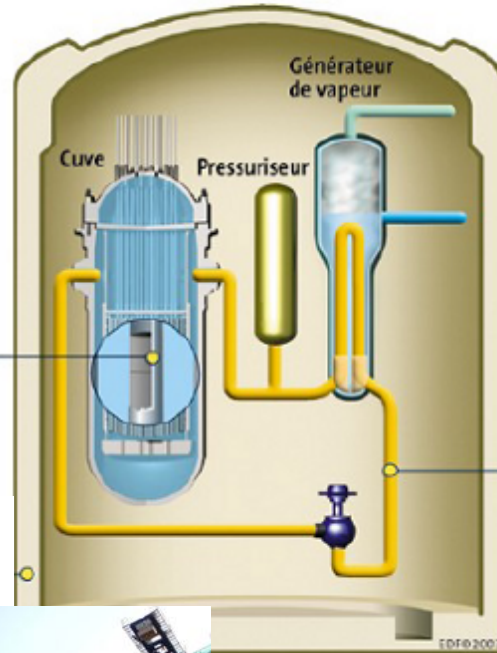


# Barrières et défense en profondeur

## 3 barrières de sûreté



**1<sup>ère</sup> barrière**  
gaine du combustible



Pour arrêter la réaction en chaîne : insertion de poisons neutroniques dans le réacteur (poisons solides : barres de contrôle et d'arrêt / poisons liquides : solubles dans le caloporteur tels de l'acide borique dans les réacteurs refroidis à l'eau)

Comment réguler la réaction en chaîne ? Ce sont les coefficients de contre réaction ( $dk/dT$ ) qui font tout !

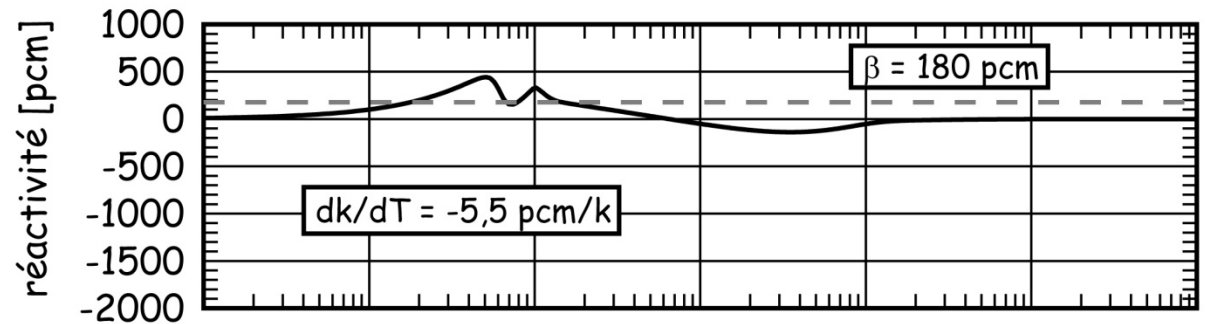
- Lorsque la température du combustible change, les sections efficaces moyennes de fissions et de captures changent
  - ⇒ On s'arrange pour que, si le combustible chauffe et donc que la réaction en chaîne s'intensifie, alors la réactivité baisse automatiquement et vice versa
- Une augmentation de la réactivité (i.e. de la réaction en chaîne) provoque une augmentation de la puissance qui provoque à son tour une augmentation de la température qui va donc induire une diminution de la réactivité
  - ⇒ Le réacteur est intrinsèquement stable

# Pilotage du réacteur : exemple de transitoire

## Evolution de la réactivité:

$$\rho(t) = \quad + I(t)$$

$$I(t) = 1000 \text{ pcm en } 100\text{ms}$$



## Variation de la puissance :

$$\frac{\partial P}{\partial t} = \frac{\rho - \beta}{l} P + \sum_i \lambda_i C_i$$

$l$  = temps de génération (8,5 ms)

## Variation de température :

$$\frac{\partial T}{\partial t} = (P - P_o) / (C_p d)$$

$C_p$  = chaleur spécifique et  
 $d$  = densité

Après l'arrêt du réacteur : le flux de neutrons décroît très rapidement et les réactions nucléaires cessent (atteint une valeur près de 0 en moins d'une minute)  $\Rightarrow$  fin de la production d'énergie par fission

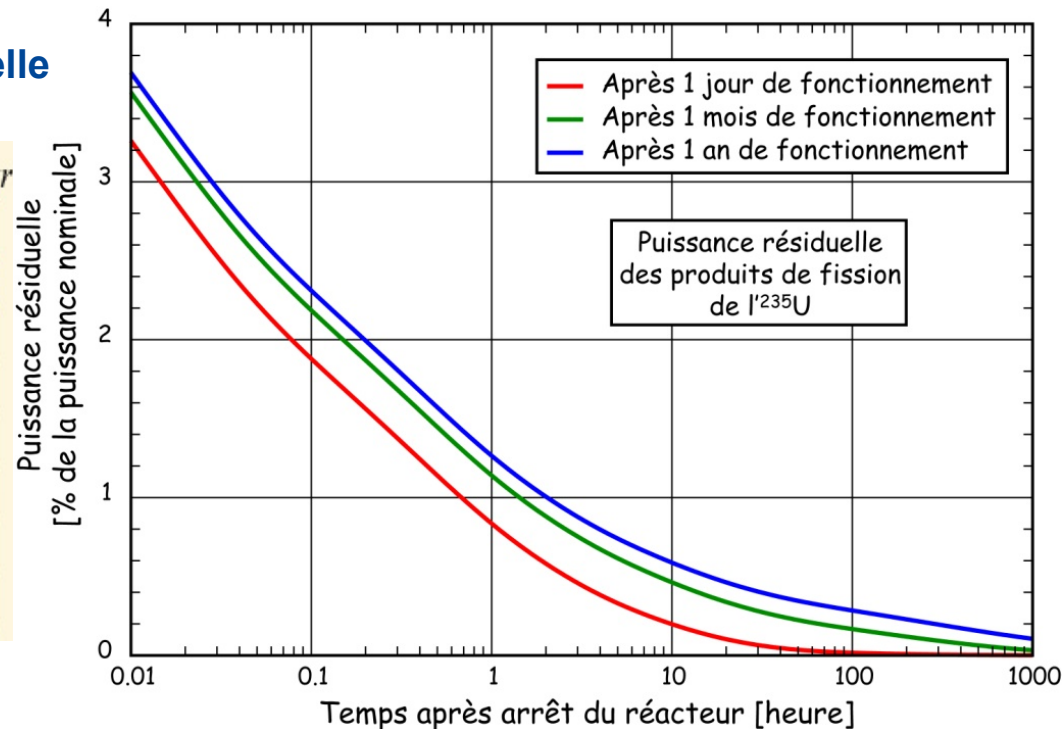
La majorité de noyaux produits (près de 2000 isotopes) dans le combustible a une durée de vie très courte  $\rightarrow$  désintégration plus ou moins rapide (70% stables après 6 mois)

Ces désintégration continuent après l'arrêt du réacteur et émettent aussi de l'énergie qui se transforme en chaleur dans le combustible

$\Rightarrow$  appelée énergie (ou puissance) résiduelle

*Puissance thermique dégagée avant et après l'arrêt du réacteur*

	en %	REP 900	REP 1300
Avant l'arrêt	100 %	2 700 MW	3 900 MW
Après 1 seconde	7 %	190 MW	270 MW
Après 1 minute	5 %	135 MW	195 MW
Après 1 heure	1,5 %	40 MW	58 MW
Après 1 jour	0,6 %	16 MW	24 MW
Après 1 semaine	0,3 %	8 MW	12 MW
Après 1 mois	0,15 %	4 MW	6 MW



# Que s'est-il passé à Fukushima Daïchi ?

Le 11 mars 2011 à 14<sup>h</sup>46 heure locale, un séisme de force 9 secoue le nord-est du Japon

- Les réacteurs nucléaires se trouvant dans la zone s'arrêtent immédiatement et se mettent en mode de sauvegarde

Une heure plus tard un tsunami de 14 m déferle sur les réacteurs de Fukushima Daïchi

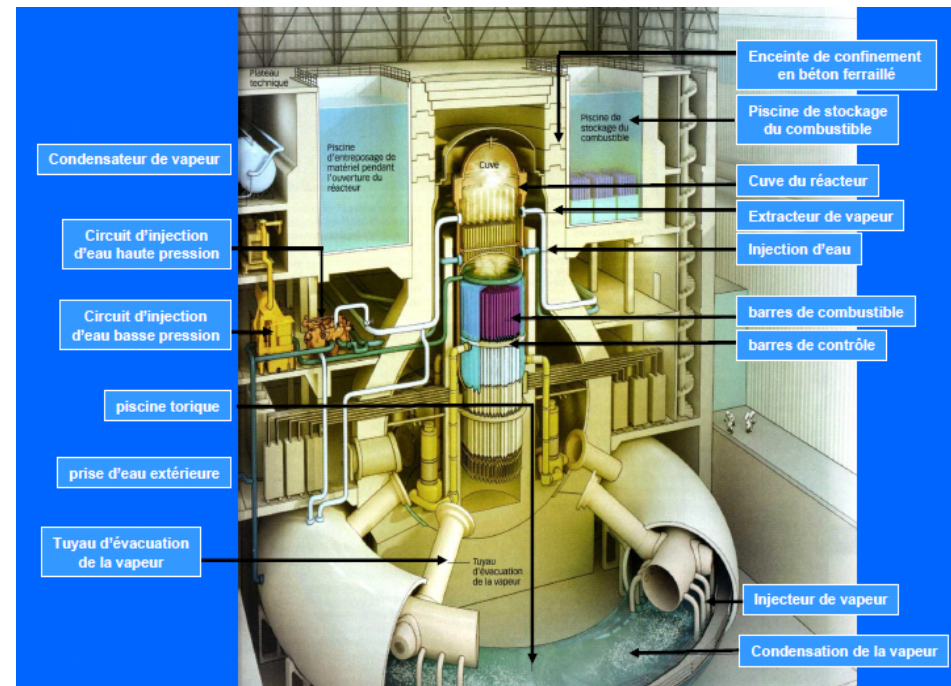
- Plus d'électricité ni de source froide = cœurs des réacteurs 1, 2 et 3 entrent en fusion partielle
- Augmentation des températures des gaines de combustible  $\Rightarrow$  oxydation du zirconium et dégagement d'hydrogène
- Nécessité de réduire la pression trop forte dans les cuves réacteurs = rejets des gaz formés dont l'hydrogène qui va réagir avec l'oxygène de l'air et provoquer des explosions

## Problèmes de conception :

1/ Les recombinants d'hydrogène et le système d'évacuation des gaz ne pouvaient fonctionner qu'en manœuvrant des vannes qui avaient besoin d'électricité !

2/ De même pour les turbopompes assujetties au fonctionnement de vannes électriques

- Turbopompes prévues pour permettre le refroidissement du cœur dans le cas où plus aucune source d'électricité n'est disponible !



## GÉNÉRATION I (UNGG) 1965-1994

Rendement de conversion de la chaleur en électricité : 29%

Gain en compacité du réacteur



La centrale de Chinon : réacteurs A1 (de forme sphérique), A2 et A3

Réacteurs UNGG :  
Uranium Naturel - Graphite  
(modérateur) Gaz CO<sub>2</sub> (caloporteur)



# Génération de réacteurs

## GÉNÉRATION I (UNGG) 1965-1994

Rendement de conversion de la chaleur en électricité : 29%

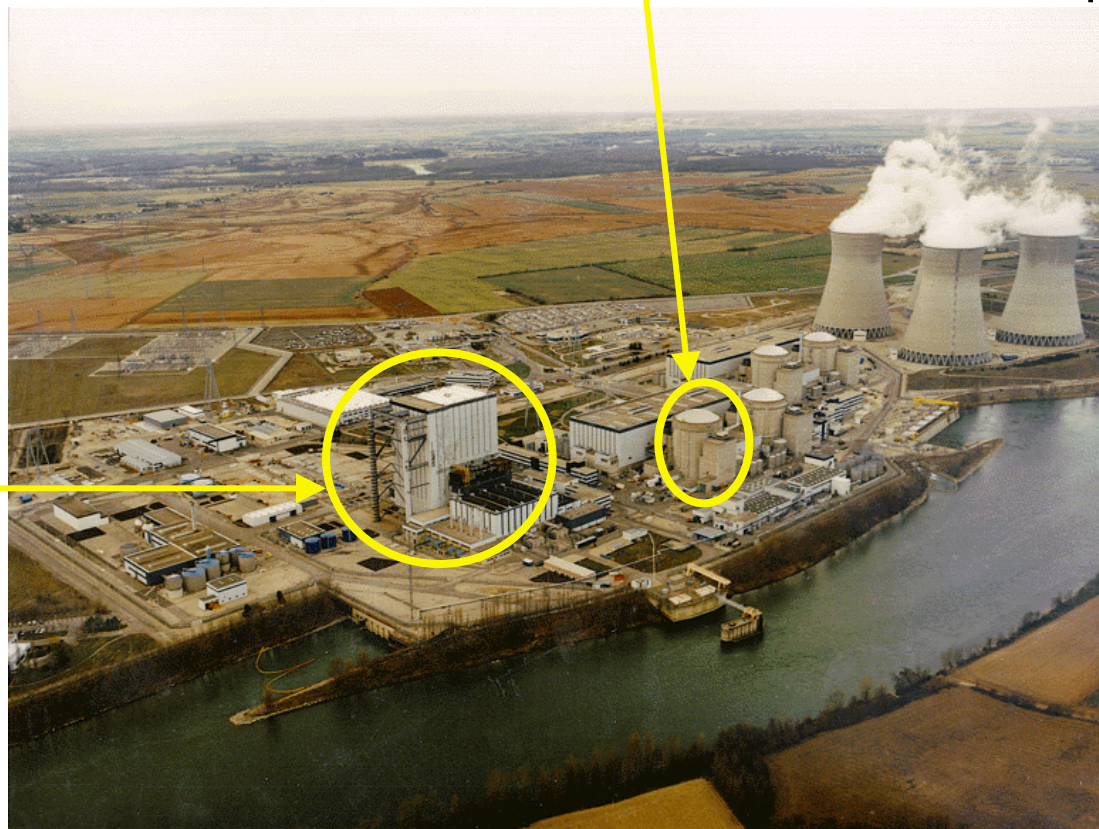
Gain en compacité du réacteur

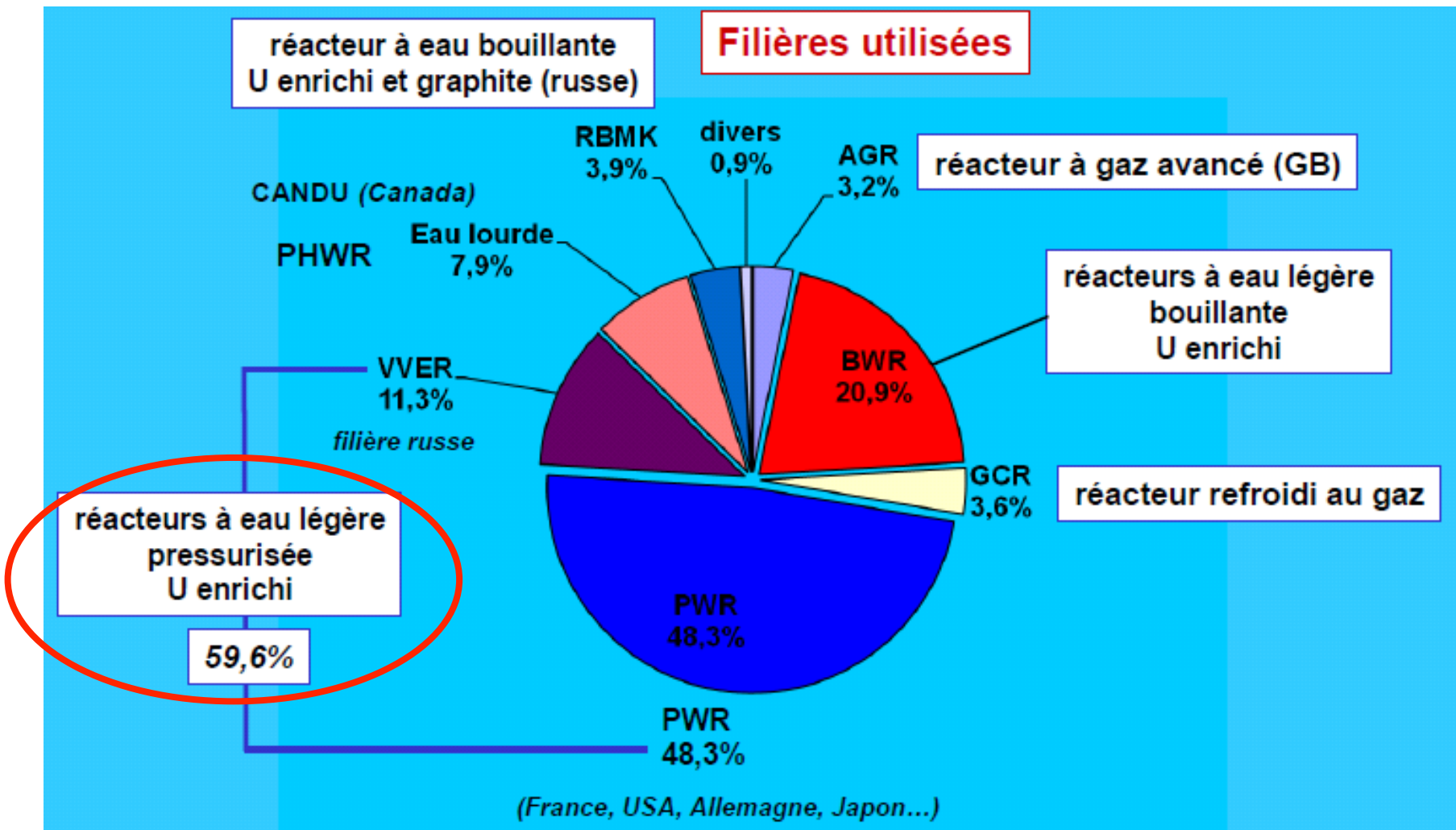
## GÉNÉRATION II (REP) 1977-2050

Rendement de conversion : 33%

Gain en sûreté

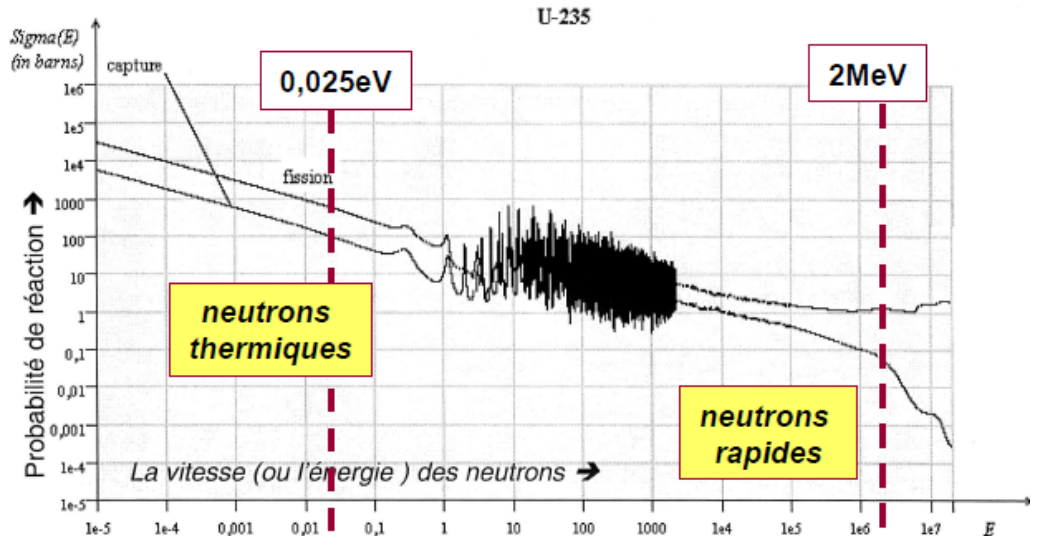
Réacteurs REP (PWR) :  
Uranium enrichi – Eau pressurisée (caloporteur + modérateur)







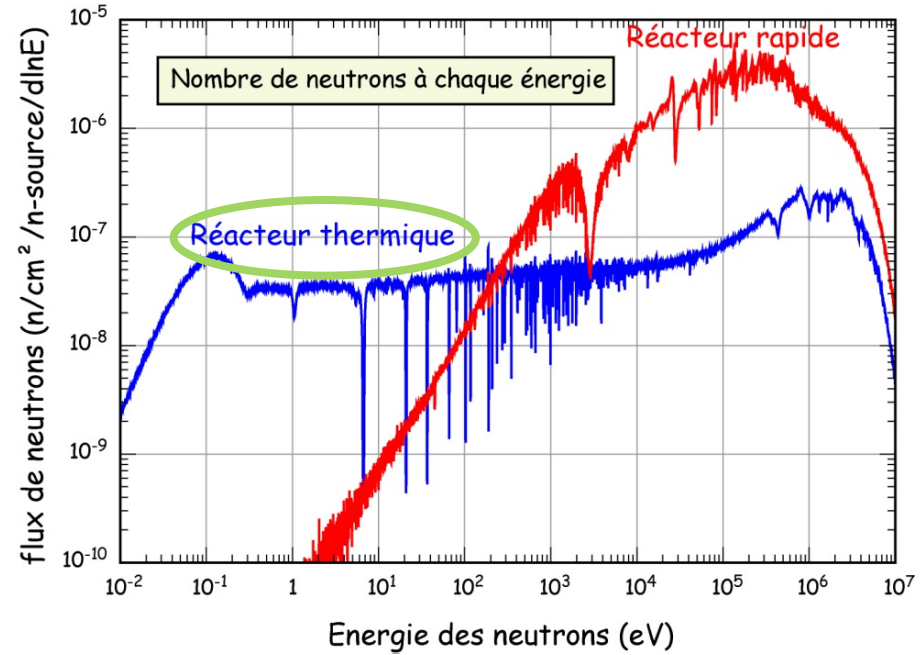
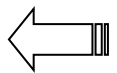
# Principe de fonctionnement des Réacteurs à Eau Pressurisée



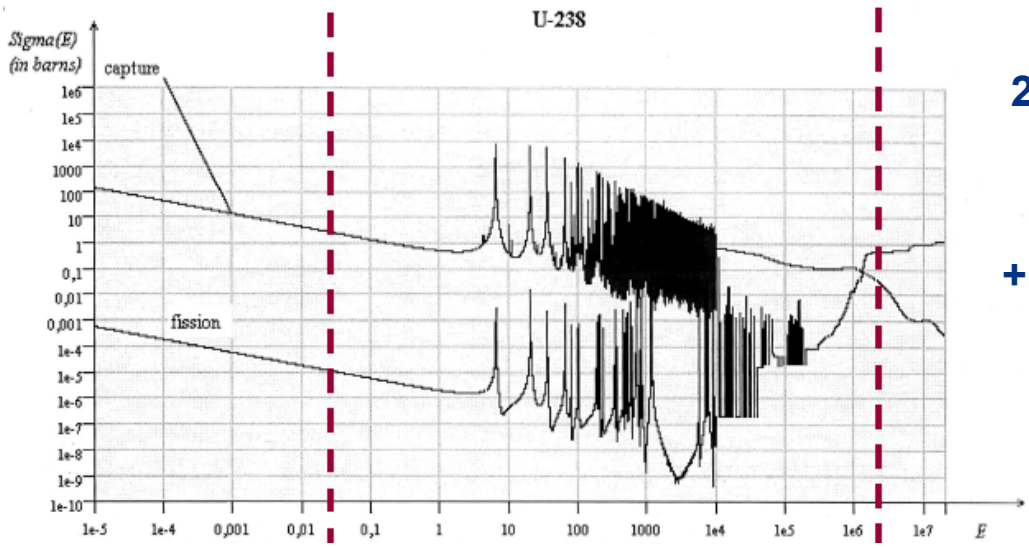
1/ Probabilité de fission de l'<sup>235</sup>U près de 1000 fois supérieure pour les neutrons thermiques que pour des neutrons rapides



Choix d'un spectre neutronique thermique avec présence d'eau servant à la fois de caloporteur et de modérateur



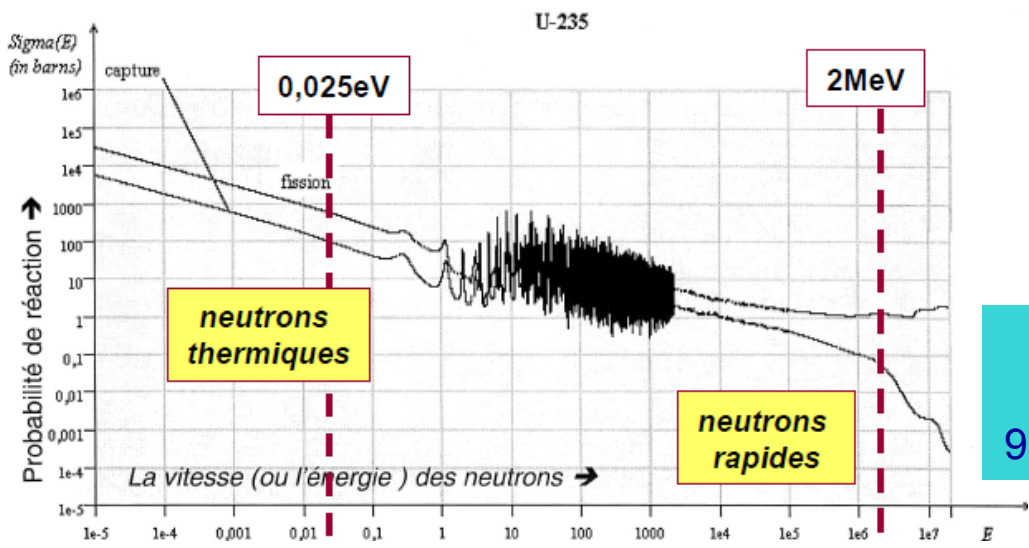
# Principe de fonctionnement des Réacteurs à Eau Pressurisée



2/ Section efficace de capture de l'<sup>238</sup>U  
 > sa section efficace de fission pour  $E_n < 2 \text{ MeV}$  mais < section efficace de fission de <sup>235</sup>U  
 + Captures parasites sur le caloporteur (eau)



Combustible = Uranium enrichi en <sup>235</sup>U à 3-3,5%



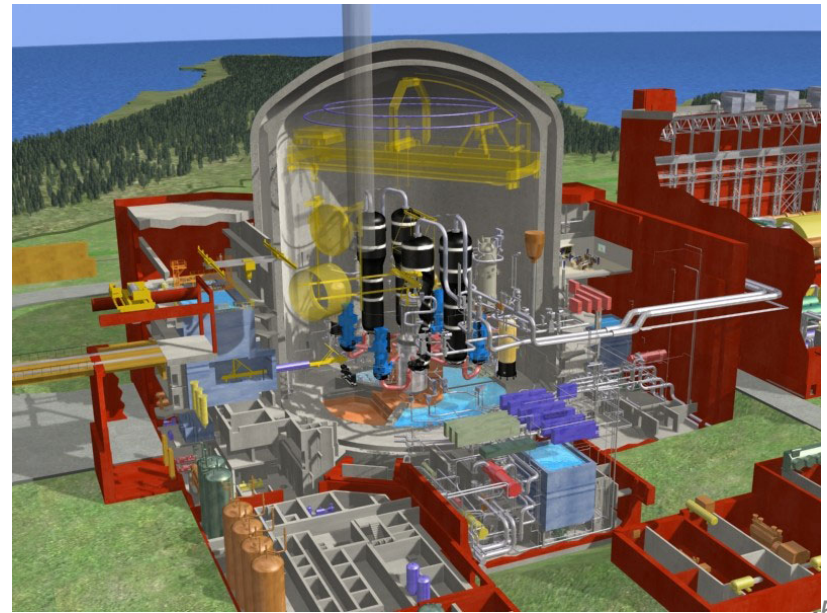
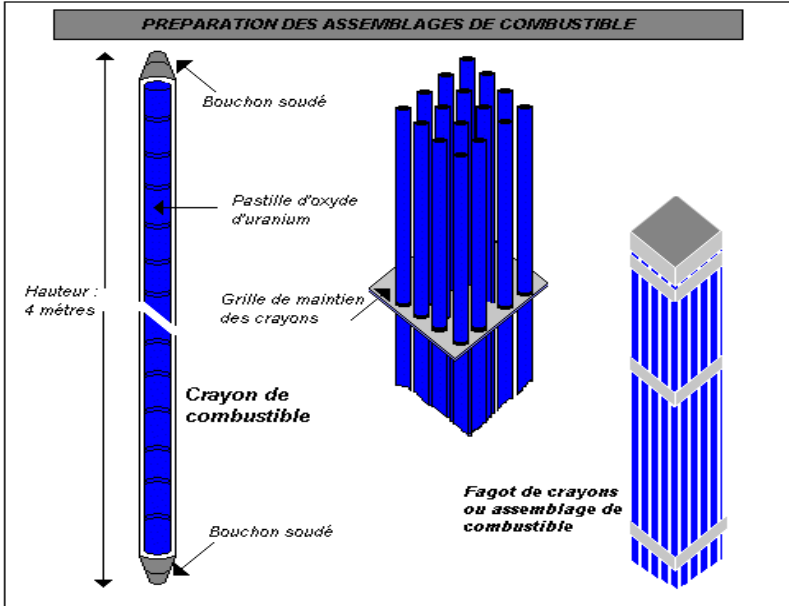
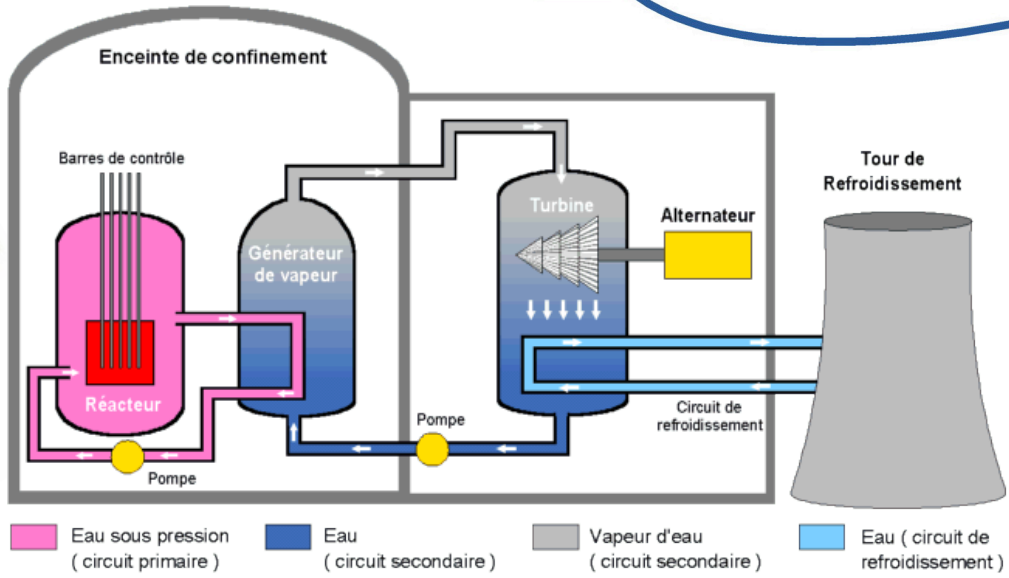
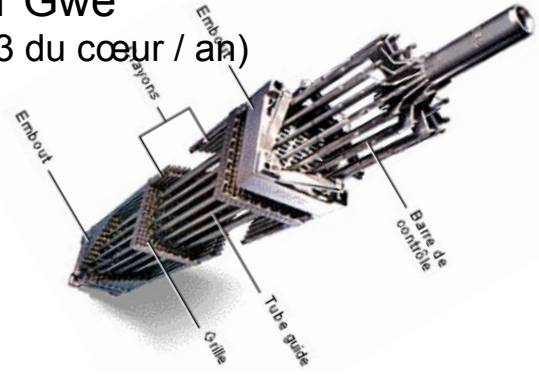
Minerai U naturel  
 600 tonnes / REP  
 99.3% <sup>238</sup>U + 0.72% <sup>235</sup>U

U appauvri  
 510 tonnes  
 99.8% <sup>238</sup>U + 0.2% <sup>235</sup>U

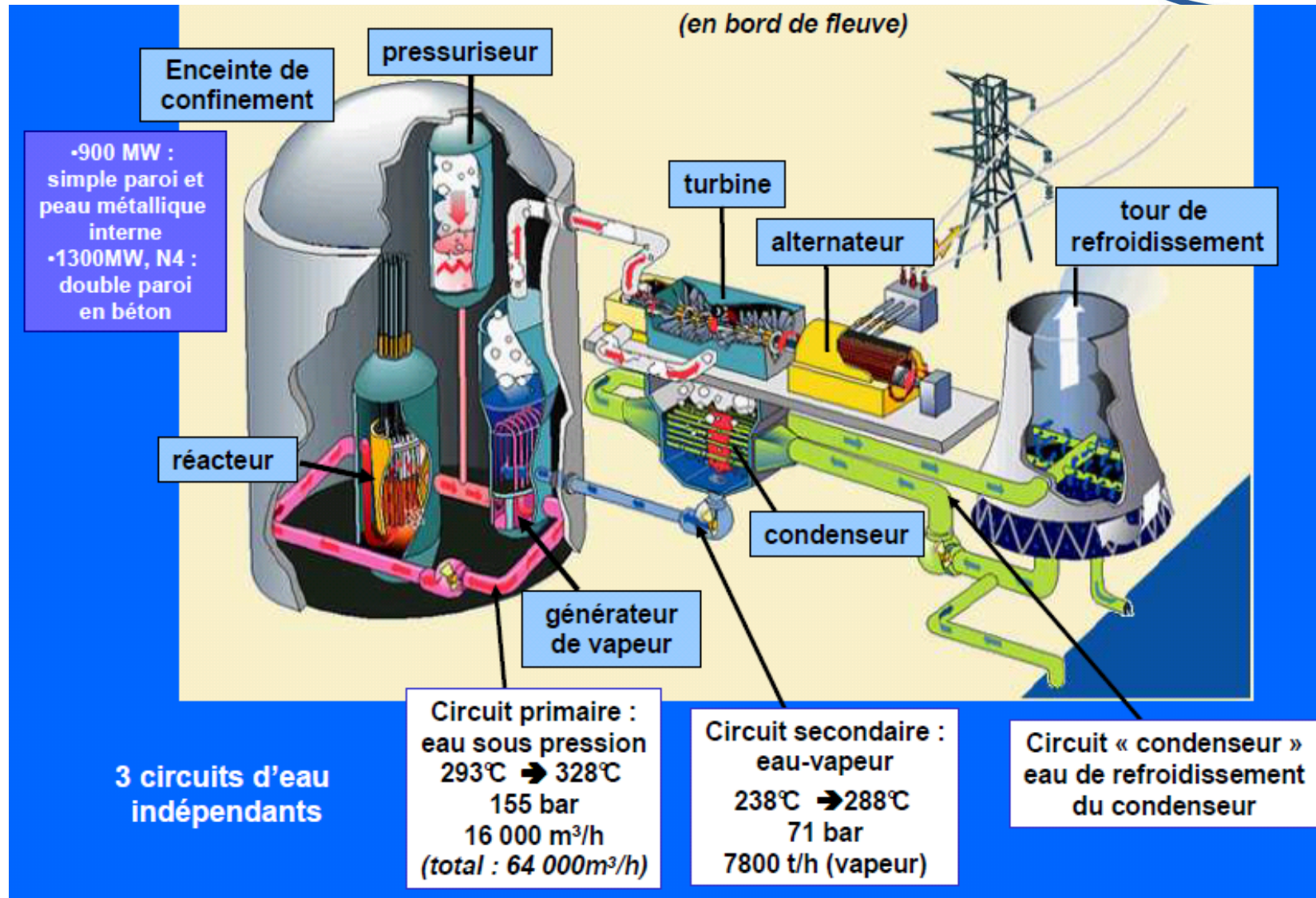
Combustible U enrichi  
 90 tonnes / REP  
 96.5% <sup>238</sup>U + 3.5% <sup>235</sup>U

# Principe de fonctionnement des Réacteurs à Eau Pressurisée

- La chaleur est extraite par de l'eau sous pression (caloporteur + modérateur)
- Chaque assemblage reste  $\approx 3$  ans en réacteur de 1 Gwe (rechargement d'1/3 du cœur / an)



# Principe de fonctionnement des Réacteurs à Eau Pressurisée



# Génération de réacteurs

## GÉNÉRATION I (UNGG) 1965-1994

Rendement de conversion de la chaleur en électricité : 29%

Gain en compacité du réacteur

## GÉNÉRATION II (REP) 1977-2050

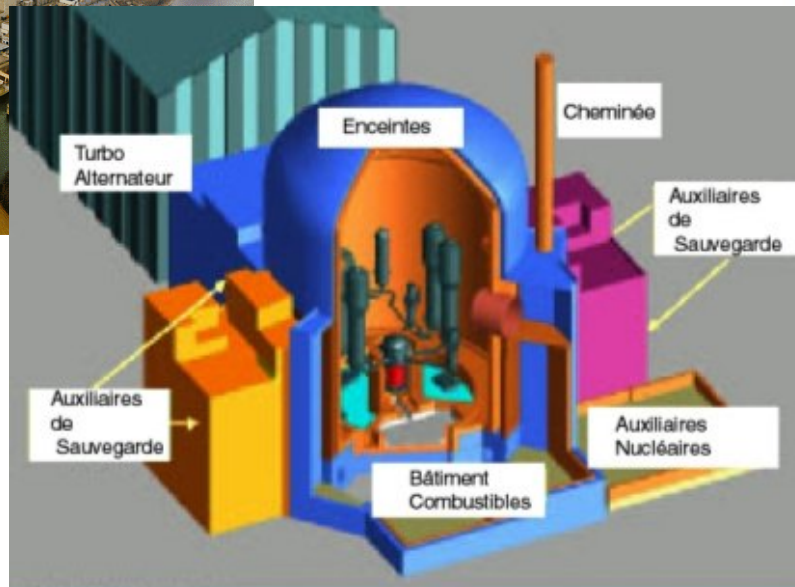
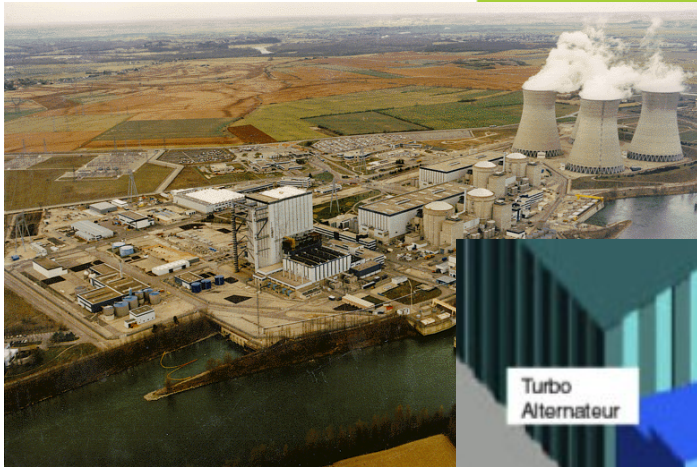
Rendement de conversion : 33%

Gain en sûreté

## GÉNÉRATION III (EPR) 2015-2075

Rendement de conversion : 35%

Gain en compacité, sûreté et rentabilité



# Réacteurs de 3<sup>ème</sup> génération

**Type idem aux réacteurs nucléaires actuels de 2<sup>ème</sup> génération, mais prenant en compte l'expérience de plusieurs dizaines de milliers d'années-réacteurs**

⇒ probabilité d'accident grave réduite d'un facteur 10 mais surtout, en cas d'accident grave, et conséquences à l'extérieur devant être nulles

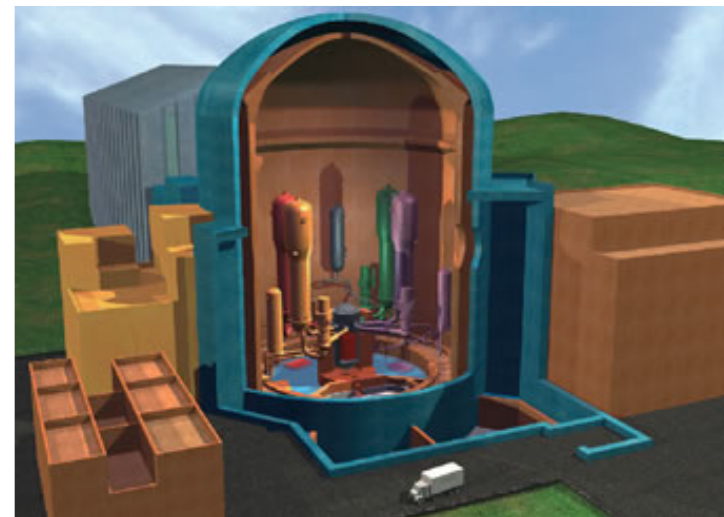
- Simplification de tous les systèmes
- Protection passive par rapport aux agressions extérieures renforcée (Y compris contre les attaques aériennes)
- Dans un EPR : 4 chaînes de sûreté indépendantes au lieu de 2
- En cas de fusion du cœur, existence d'un réceptacle approprié pour récupérer le corium (cœur fondu)
- Installation d'un système de résorption de l'hydrogène
- Système de refroidissement passif supplémentaire mis en place



© La médiathèque EDF / Alexis Morin

## + Meilleure efficacité de fonctionnement :

- 17% de consommation d'Uranium en moins
- 15% de production de transuraniens en moins
- Amélioration du rendement de production d'électricité (14% d'électricité en plus pour la même quantité de chaleur rejetée)
- Jusqu'à 100% de combustible MOX (Uranium-Plutonium)
- Réduction de plus d'un facteur 2 de la dose reçue par le personnel
- Durée de vie de 60 ans minimum
- Disponibilité pouvant aller jusqu'à 92%



# Génération de réacteurs

## GÉNÉRATION I (UNGG) 1965-1994

Rendement de conversion de la chaleur en électricité : 29%

Gain en compacité du réacteur

## GÉNÉRATION II (REP) 1977-2050

Rendement de conversion : 33%

Gain en sûreté

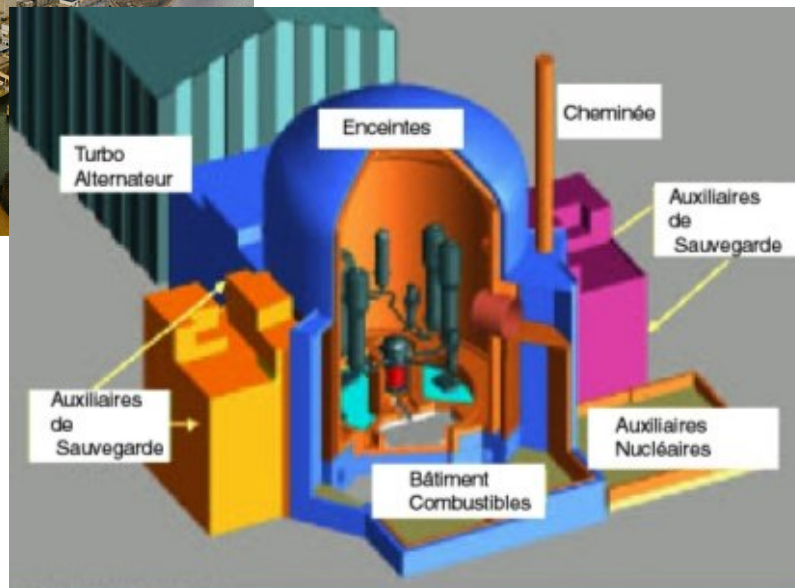
## GÉNÉRATION III (EPR) 2015-2075

Rendement de conversion : 35%

Gain en compacité, sûreté et rentabilité

## GÉNÉRATION IV (GFR...) 2030 à...

Rendement de conversion : 45%



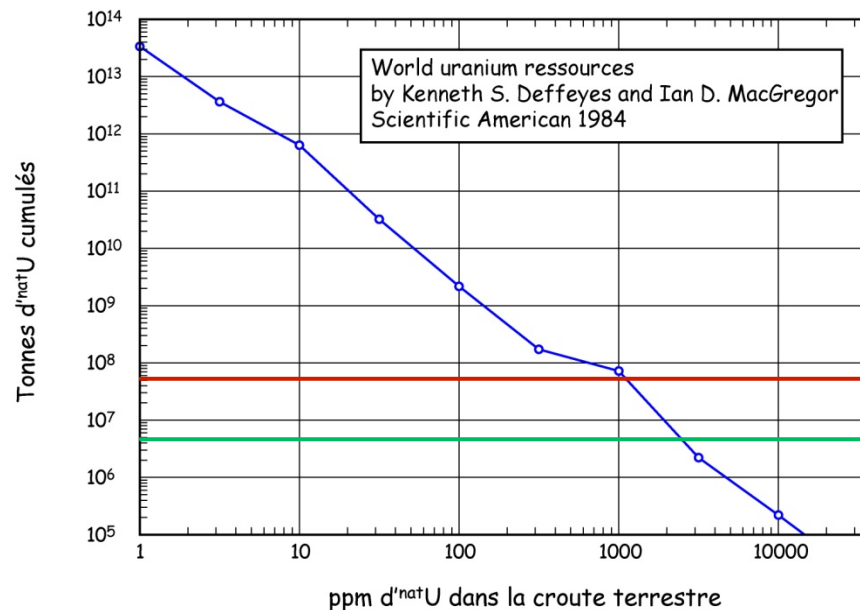
???

- Futur énergétique et nucléaire ?
- Réacteur nucléaire : fonctionnement
- **Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV**
- Recherche académique française en électronucléaire
- Les réacteurs à sels fondus



- **Améliorer = Accroître les rendements et les utilisations**  
(H<sub>2</sub>, chaleur, eau,...)
- Avoir les ressources nécessaires au fonctionnement des réacteurs
- Acceptabilité : gestion des déchets et sûreté des réacteurs

- Améliorer = Accroître les rendements et les utilisations (H<sub>2</sub>, chaleur, eau,...)
- Avoir les ressources nécessaires au fonctionnement des réacteurs
  - Les ressources en uranium pour le nucléaire actuel 200t /GWé.an et 300 GWe  $\Rightarrow$  250 ans

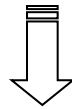


- Améliorer = Accroître les rendements et les utilisations (H<sub>2</sub>, chaleur, eau,...)
- Avoir les ressources nécessaires au fonctionnement des réacteurs
  - Les ressources en uranium pour le nucléaire actuel 200t /GWé.an et 300 GWe → 250 ans
  - Si nucléaire x 5 → 50 ans
  - Si surgénération → ? ans
- Acceptabilité : gestion des déchets et sûreté des réacteurs

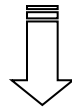
**Cycles du combustible**

Noyaux fissiles pouvant être utilisés comme combustible dans les réacteurs nucléaires :  $^{235}\text{U}$ ,  $^{233}\text{U}$ , Pu

$^{235}\text{U}$  = seul noyau fissile existant naturellement (uranium naturel = 0,7%  $^{235}\text{U}$  + 99,3%  $^{238}\text{U}$ )



Tous les autres noyaux **fissiles** doivent être produits par capture neutronique sur un noyau **fertile**

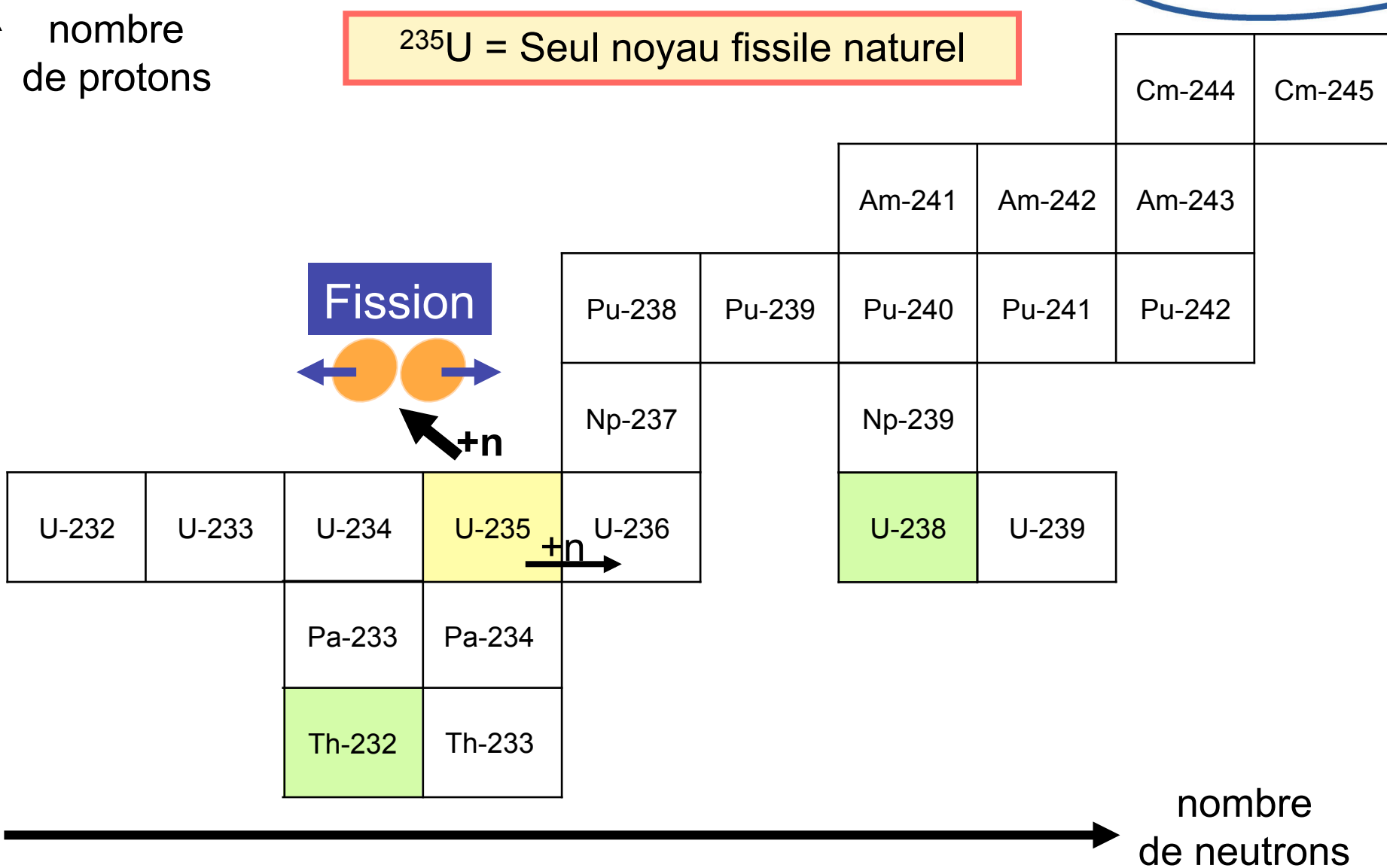
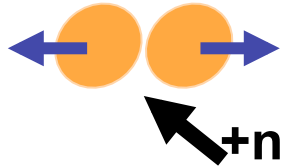


De quels noyaux fertiles disposons-nous sur terre ?

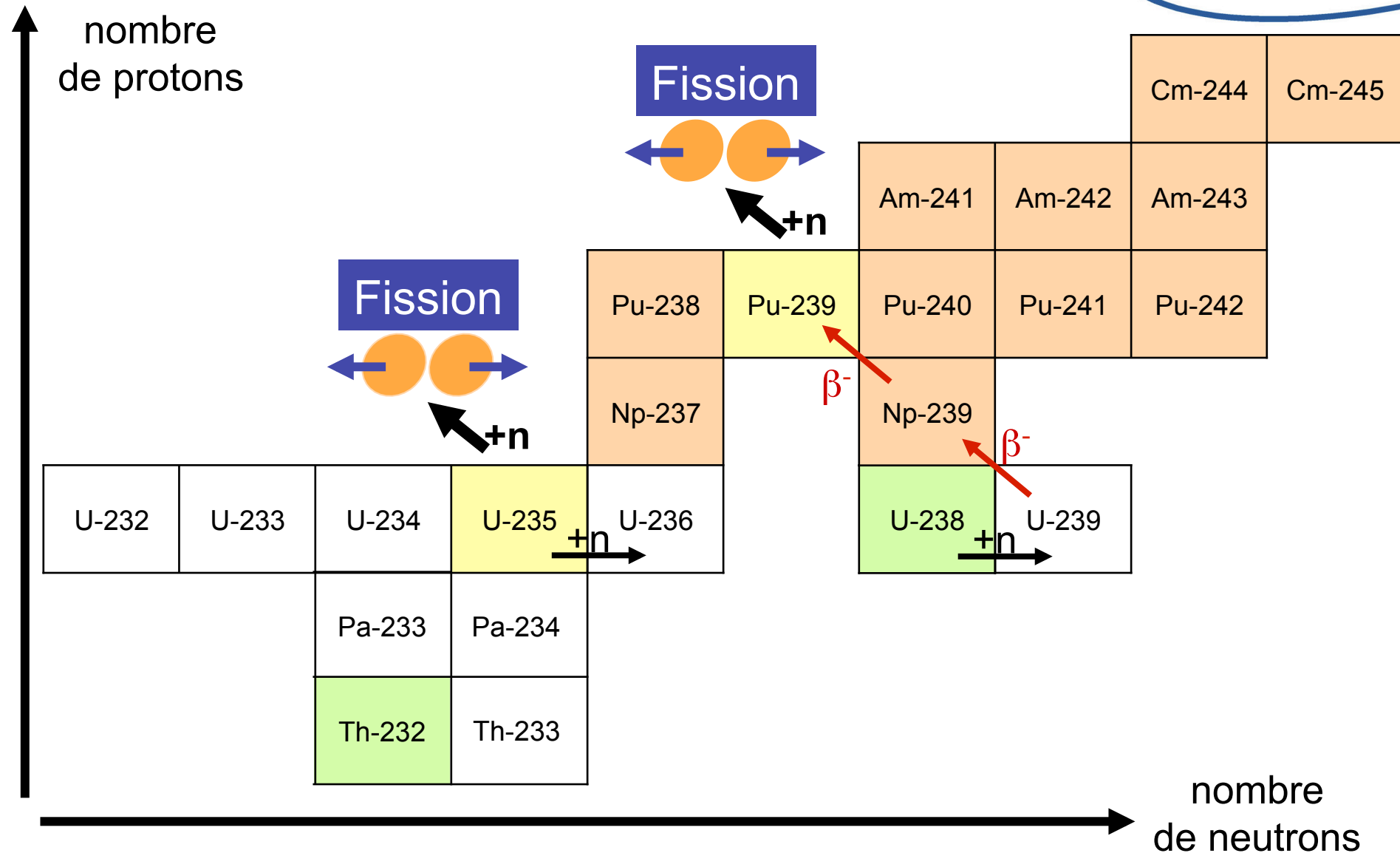
# Cycles du combustible

$^{235}\text{U}$  = Seul noyau fissile naturel

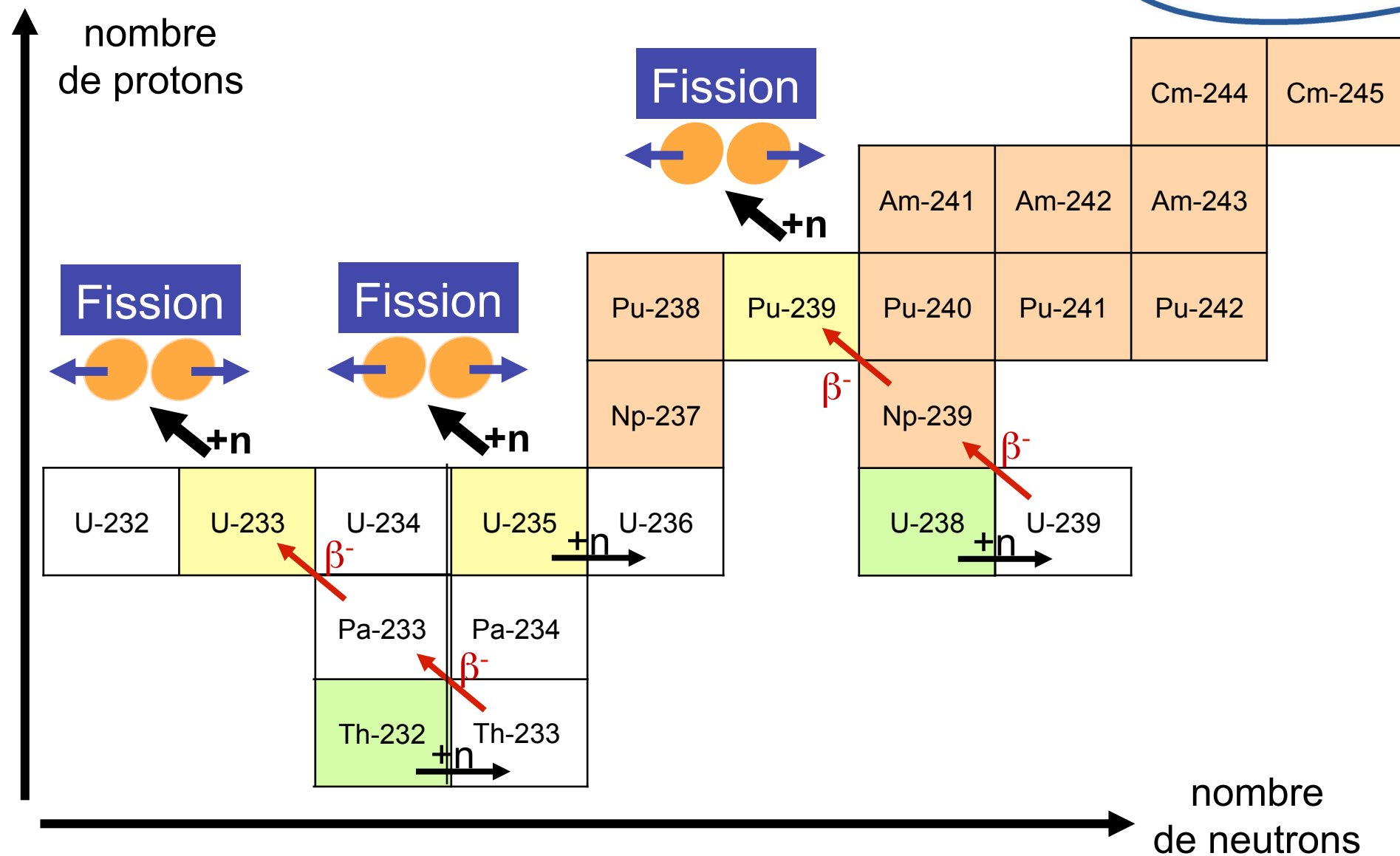
Fission



# Cycles du combustible



# Cycles du combustible



2 seuls futurs cycles du combustible ou filières pour la régénération :

Cycle Uranium  $^{238}\text{U} + n \rightarrow ^{239}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Np}$  (2 jours)  $\rightarrow ^{239}\text{Pu}$

Cycle Thorium  $^{232}\text{Th} + n \rightarrow ^{233}\text{Th} \rightarrow ^{233}\text{Pa}$  (27 jours)  $\rightarrow ^{233}\text{U}$

noyaux  
fertiles

noyaux  
fissiles

Pour produire 1 GWe.an, il faut fissionner **1 tonne** de matière :

- dans un REP, il faut utiliser **200 tonnes** d'uranium naturel
- dans un réacteur régénérateur, **1 tonne** d' $^{238}\text{U}$  ou de  $^{232}\text{Th}$  suffit

- **Filière Uranium thermique naturel ou enrichi en U5**

(GG, Eau lourde, REP, REB et GENIII)

besoin 1 neutron

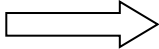
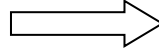
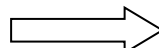
- **Filière U/PU régénératrice (RNR)**

besoin 2 neutrons

- **Filière Th/ $^{233}\text{U}$  régénératrice (MSR)**

besoin 2 neutrons



- **Améliorer = Accroître les rendements et les utilisations (H<sub>2</sub>, chaleur, eau,...)**
  
- **Avoir les ressources nécessaires au fonctionnement des réacteurs**
  - **Les ressources en uranium pour le nucléaire actuel  
200t /GWé.an et 300 GWe**            **250 ans**
  
  - **Si nucléaire x 5**            **50 ans**
  
  - **Si surgénération**            **Uranium x 200  
Thorium x 600**
  
- **Acceptabilité : gestion des déchets et sûreté des réacteurs**

# Cycle du combustible et déchets nucléaires

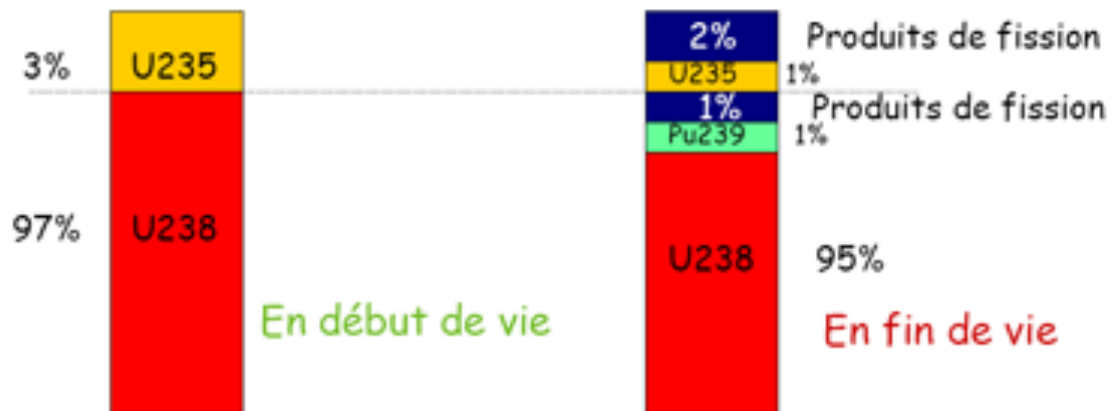
Combustible REP : uranium enrichi en  $^{235}\text{U}$  à 3.5 %

Minerai U naturel  
600 tonnes / REP  
99.3%  $^{238}\text{U}$  + 0.72%  $^{235}\text{U}$

U appauvri  
510 tonnes  
99.8%  $^{238}\text{U}$  + 0.2%  $^{235}\text{U}$

Combustible U enrichi  
90 tonnes / REP  
96.5%  $^{238}\text{U}$  + 3.5%  $^{235}\text{U}$

Chaque assemblage reste  $\approx$  3 ans en réacteur de 1 GWe (rechargement d'1/3 du cœur / an)



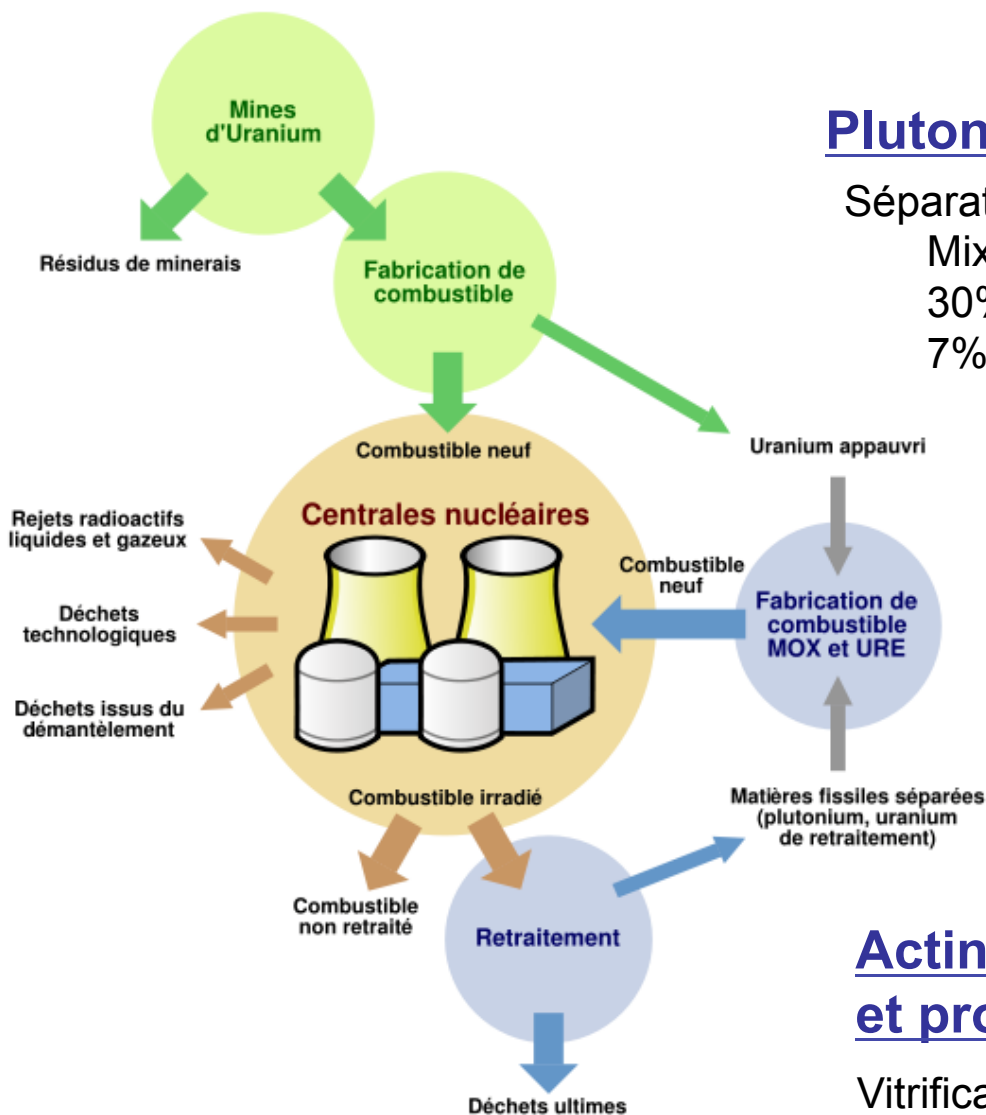
**Produits de fission :** Quantité ne dépend que de la puissance produite

**Actinides : Dans un REP :**  
**27279 kg de déchets dont**

- 26 047 kg d'Uranium
- 266 kg de Plutonium
- 20 kg d'A.M.
- 946 kg de PF

(dont 63kg à vie longue > 30 ans)

# Déchets nucléaires : gestion actuelle (France, Japon, UK, Allemagne)



## Plutonium

Séparation pour utilisation en combustible MOX  
Mixed Oxyde ( $UO_2$ - $PuO_2$ )  
30% des REP 900 MWe « moxés »  
7% de la puissance actuelle vient du MOX

## Uranium appauvri et irradié

Stockage en surface  
(utilisation future + utilisation URE)

## Actinides mineurs (Np, Am, Cm) et produits de fission

Vitrification en vue d'un stockage géologique

# Déchets nucléaires : Gestion future versus radiotoxicité

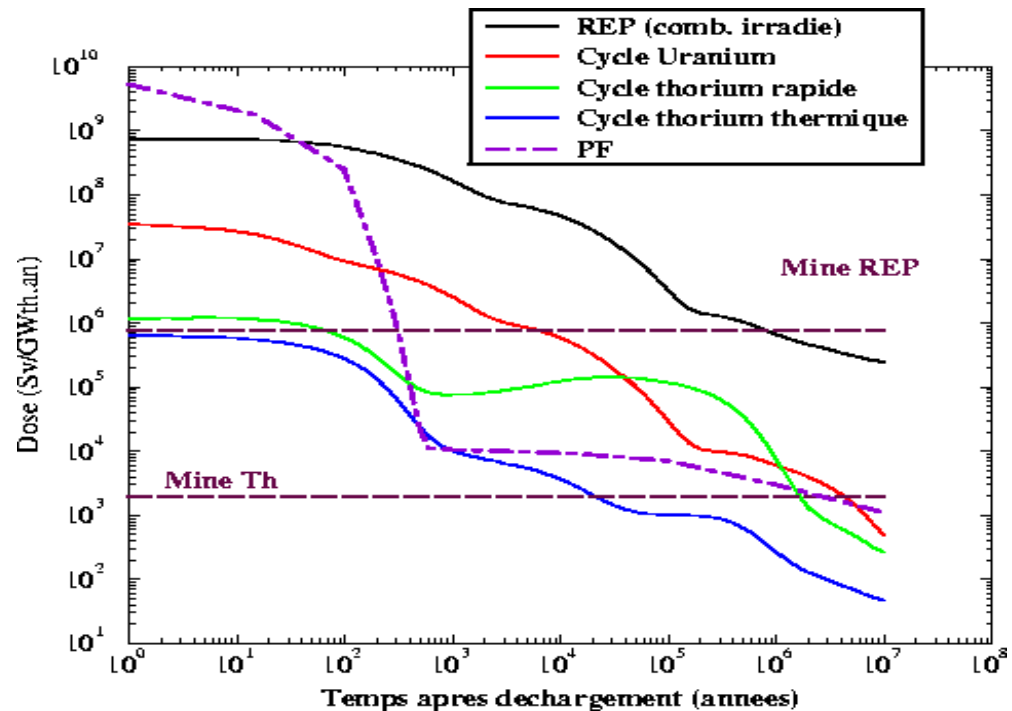
Gestion des déchets  $\Rightarrow$  Réduire leur quantité, leur toxicité, leur chaleur

Pour les PF : rendement

Pour les AM : produire moins +  
transmuter (cf réacteurs Gen4)

Pour le Pu : le gérer pour le  
nucléaire du futur = pas de  
multirecyclage en REP  
(cf réacteurs Gen4)

Radiotoxicité (risque encouru par  
ingestion d'un isotope radioactif)



**Cadre : forum Génération IV (2001), INPRO (AIEA) + NEA + DOE + ROSATOM + Euratom (cf PCRDR, SNETP...) + Japon, Chine, Inde...**

**Critères : sûreté, gestion des déchets, durabilité, économie, non prolifération, acceptabilité**

**Systèmes réacteurs en cours d'études : SFR, GFR, LFR, MSR, SCWR, VHTR + ADS**

**Travaux en cours : données nucléaires, physique des réacteurs, matériaux, sûreté combustibles, retraitement**

# Forum International Génération 4



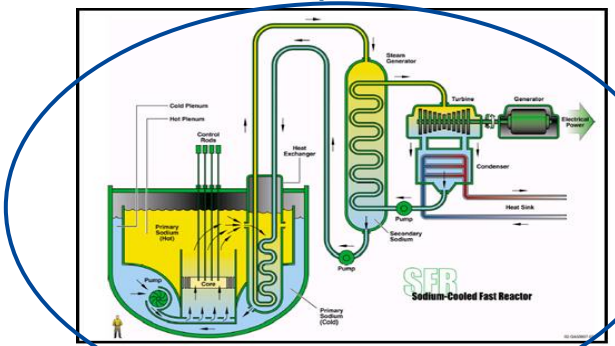
Forum international d'experts (GIF) créé en 2000 à l'initiative des USA pour définir les réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération

Critères de sélection:

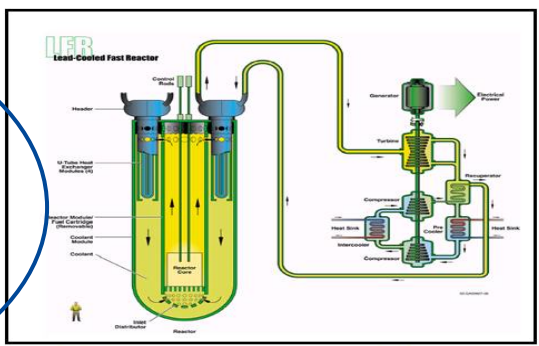
- Économiser les ressources naturelles
- Améliorer encore la sûreté
- Minimiser la production de déchets
- Réduire les risques de prolifération
- Réacteurs économiquement rentables



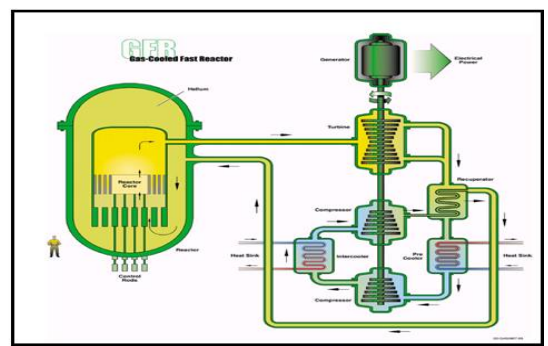
⇒ 6 concepts ont été retenus



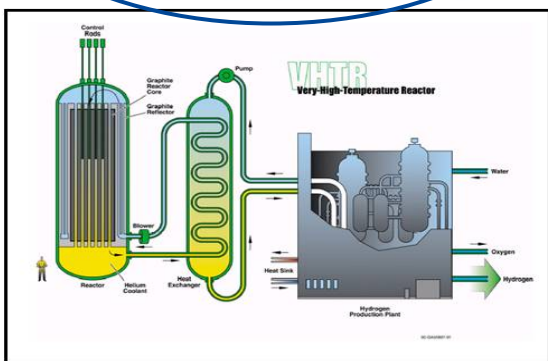
Réacteur rapide au Sodium



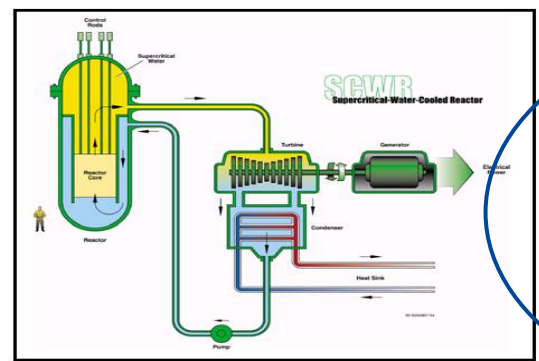
Réacteur rapide au Plomb



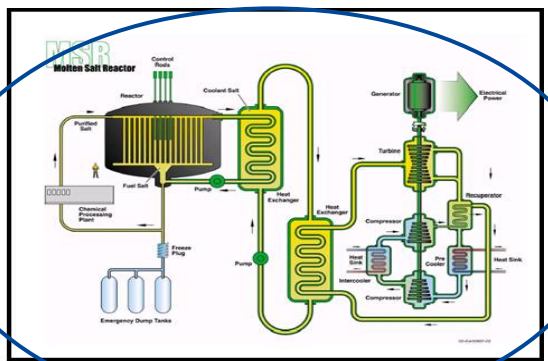
Réacteur rapide à gaz



E. Mc Réacteur à gaz, Très Haute Température



Réacteur à eau supercritique



Réacteur à sels fondus

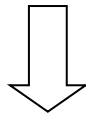
# Réacteurs de 4<sup>ème</sup> Génération : spectre neutronique rapide (RNR)

RNR = Réacteur nucléaire utilisant les **neutrons rapides** (tels que produits après une fission), donc avec un cœur sans modérateur

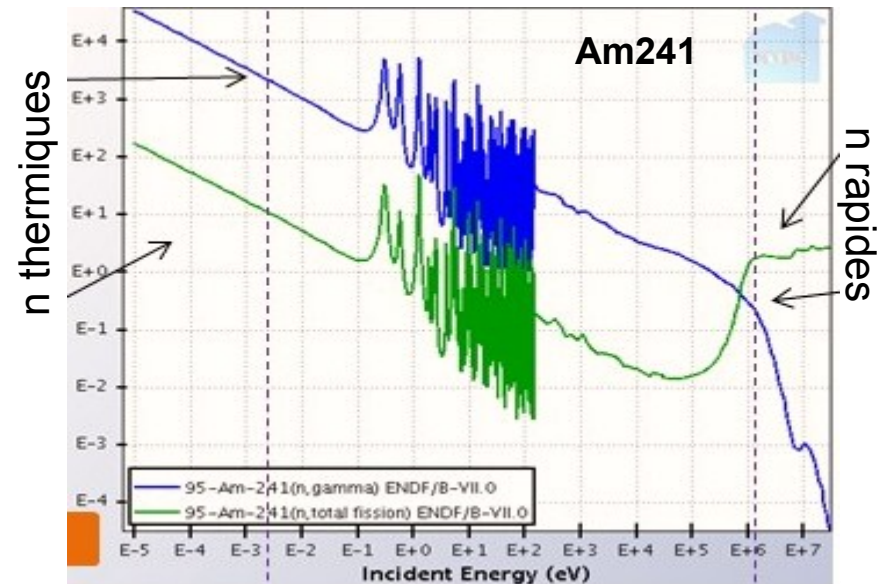
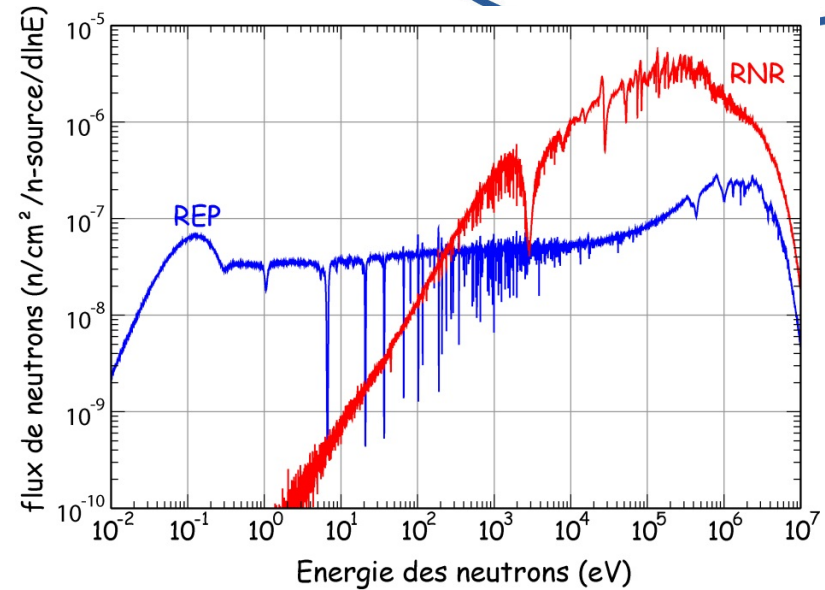
Spectre neutronique rapide : **limite les captures stériles** (faibles sections efficaces car neutrons à haute énergie + pas de modérateur capturant) + **fission possible des actinides**



Mais **taux de fuite des neutrons plus élevé** que dans un réacteur à neutrons thermiques



Nécessité d'un cœur plus enrichi en **matière fissile** (+ utilisation de couvertures de matière fertile disposées autour du cœur pour utiliser ces neutrons de fuite par capture fertile)



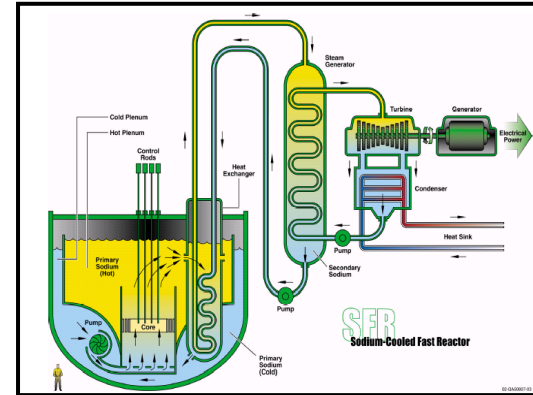
# Réacteurs de 4<sup>ème</sup> Génération : RNR-Na ou SFR

C'est le concept qui a le plus de retour d'expérience

En France: Rapsodie, Phénix et Superphénix

Mais aussi en Russie, Japon, USA, Allemagne et Royaume Uni

- Un seul est encore en service (BN600 Russe de Belyoyraski)  
Fonctionne à l'uranium enrichi en moyenne à 20%
- Un est à l'arrêt (Chine) et un en arrêt prolongé (Monju280, Japon)
- 2 sont en construction (PFBR500 Inde, BN800 Russie)



Ce type de réacteur pose quelques gros problèmes technologiques

- Le sodium s'enflamme au contact de l'air ou de l'eau  
Incendies sodium maîtrisables (sans eau !) mais très violents
- Le coefficient de vide d'un réacteur de puissance est positif ce qui peut entraîner un accident de réactivité
  - Pour résoudre ce problème, le cœur doit permettre la fuite des neutrons  
Géométrie complexe et nécessité d'un inventaire fissile très important
- Régénération obtenue grâce à une couverture fertile très proliférante ( $^{239}\text{Pu}$  pur) en cycle U-Pu



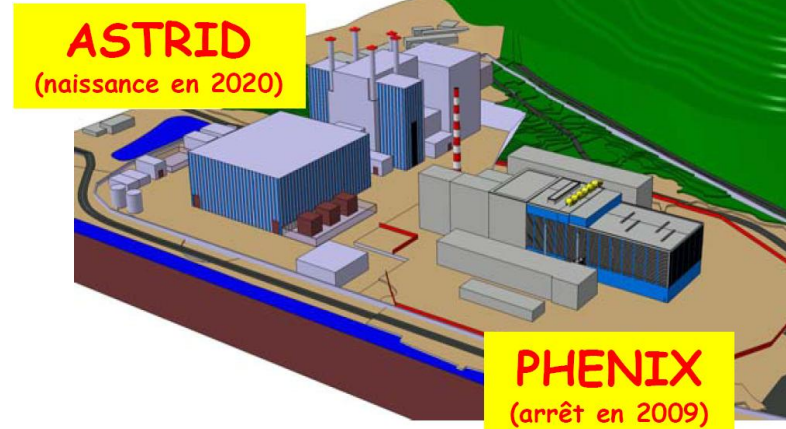
# Réacteurs de 4<sup>ème</sup> Génération : RNR-Na ou SFR

## ASTRID : "Advanced Sodium Technology Reactor for Industrial Demonstration"

**Jacques Chirac, le 5 janvier 2006 :**

« De nombreux pays travaillent sur la nouvelle génération de réacteur, celle des années 2030-2040, qui produira moins de déchets et exploitera mieux les matières fissiles.

J'ai décidé de lancer dès maintenant la conception au sein du Commissariat à l'énergie atomique d'un prototype de réacteur de quatrième génération qui devra entrer en service en 2020. »

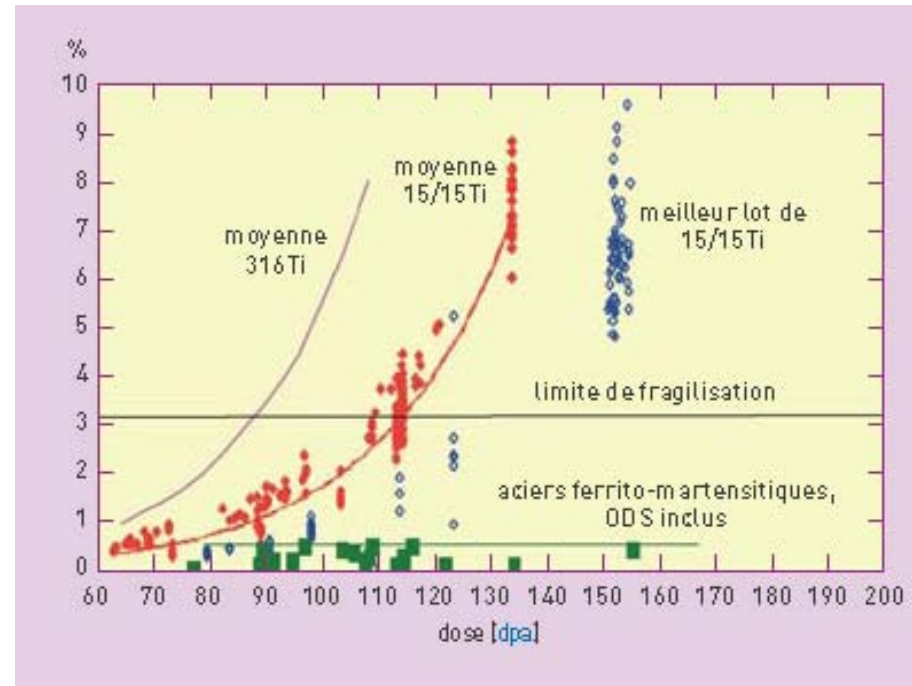


Le délai très court ne laisse pas de choix sur la technologie

- Ce sera un RNR-Na de 250 à 600 MW<sub>él</sub>

Les buts sont

- Améliorer la compétitivité économique
  - Réduire les coût d'investissement
  - Faciliter l'inspection en service
- Améliorer la sûreté
  - Minimiser les risques dus au sodium
  - Gérer les situations accidentelles
- Expérimenter le recyclage et la transmutation des actinides mineurs
- Expérimenter des matériaux de type ODS
  - Les gaines de combustible devront supporter plus de 200 dpa (Déplacement Par Atome)



- Futur énergétique et nucléaire ?
- Fonctionnement du nucléaire
- Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV
- **Recherche académique française en électronucléaire**
- Les réacteurs à sels fondus

- **Physique des réacteurs académique axée sur :**

- **Gestion des déchets « actuels » : Séparation / Transmutation**

  - ⇒ recherches sur les ADS

- **Période de transition, retard de l'apparition de la génération IV, besoin d'économie des ressources**

  - ⇒ investigation des systèmes «actuels» revisités avec cycle Thorium

- **Production d'énergie à long terme, changement de technologie**

  - ⇒ systèmes de génération IV : réacteurs à sels fondus

- **Elle s'appuie sur :**

  - Développement d'outils de simulation, de modélisation des réacteurs

  - Etudes de scénarios

  - Mesure de données nucléaires, données physico-chimiques

- **Loi(s)**

- Loi du 30/12/91 relative aux recherches sur la gestion des déchets radioactifs **séparation et transmutation**, stockage géologique profond, conditionnement et entreposage

- Loi de programme du 28/06/06 relative à la gestion durable des matières et déchets radioactifs → **réacteurs pilotés par accélérateur** dédiés à la transmutation des déchets

- **Travaux régulièrement auditionnés (collectivement) par:**

- **la Commission Nationale d'Evaluation**, l'OPECST, l'Académie des Sciences, Comités interministériels d'Orientaton et de Suivi de la Recherche sur l'Aval du Cycle (COSRAC) et sur les SYstèmes Nucléaires (COSSYN), débat public (CNDP)

- **RDV de la loi de 2006:**

- Participation à la rédaction d'annexes au dossier 2012 « transmutation » (ADS, Thorium, RSF,... rédaction du dossier coordonnée par le CEA)

- Débat parlementaire réacteurs rapides, transmutation: 2012-2013

- Débat public 2013: stockage des déchets, projet Cigeo

**150 hommes.an des unités du CNRS, des Universités ou des Grandes Ecoles**

**Financement CNRS (~1,4 Meuros/an) + partenaires (CEA, EDF, AREVA, Andra, IRSN)**

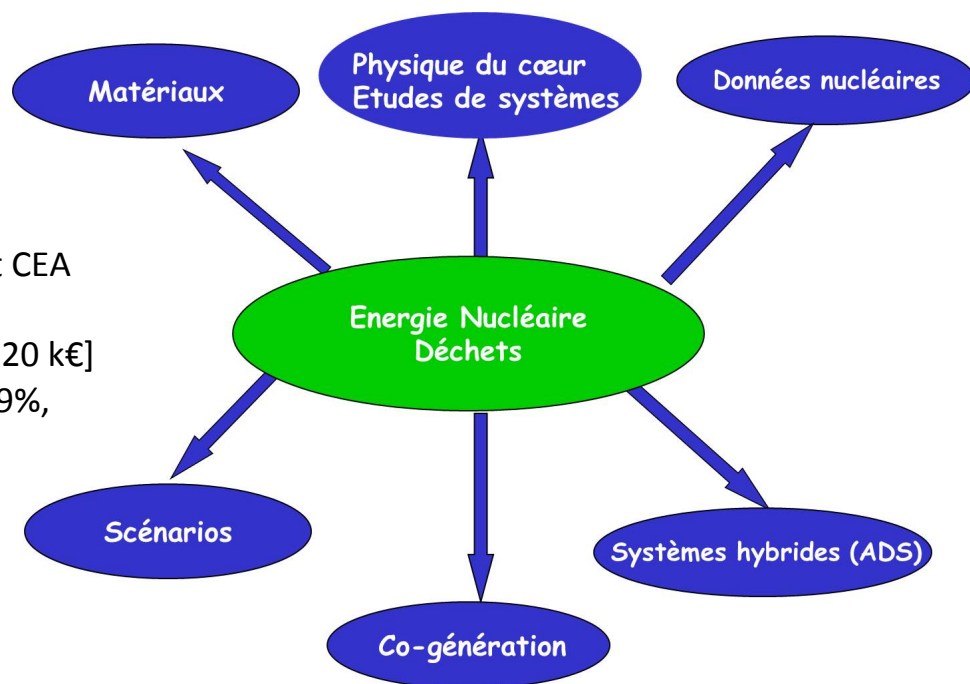
**Programme consistant en 5 groupements nationaux de recherche (GNR) et 3 programmes concertés de recherche (PCR) :**

- **GNR GEDEPEON** : Neutronique, Physique des réacteurs, Gestion des déchets, Scénarios
- **GNR PARIS** : Physico-chimie et Chimie séparative. Nouveaux solvants. Chimie de la rétention/migration
- **GNR NOMADE** : recherche de matériaux pour un conditionnement spécifique des déchets
- **GNR FORPRO** : Caractérisation géologique de la zone de stockage
- **GNR MOMAS** : Modélisation mathématique et simulation numérique
- **PCR ANSF** : Applications Nucléaires des Sels Fondus
- **PCR APHIT** : Accélérateur de Protons de Haute Intensité pour la Transmutation
- **PCR ACSSON** : Actions en Sciences SOciales sur le Nucléaire

**26 laboratoires académiques – 55 hommes.an**

### Projets soutenus en 2011 :

- ✓ 33 projets sélectionnés sur 35 propositions
- ✓ Budget total attribué = 418 k€ dont CNRS (315 k€) et CEA (103 k€) soit -40% des demandes totales
- ✓ Montants attribués par projet compris entre [4,5 k€; 20 k€]
- ✓ 50% de projets conjoints CNRS-CEA (19% en 2008 : 19%, 35% en 2009, 43% en 2010)



### Derniers ateliers organisés par GEDEPEON :

- Atelier « *Codes de calcul neutroniques et applications réacteurs* » les 11-12/072011 – 60 participants
- Atelier « *Données nucléaires* » conjoint au JEFF meeting 28-29/11/11 à l'AEN – 60 participants
- Atelier « *Bilan projets 2011* » en Janvier 2012 à Paris – 80 participants
- Ateliers « *Matériaux pour les RNR-Na* » et « *ADS* » organisés début 2012 (mars et juin)

## NEEDS=Nucléaire: Energie, Environnement, Déchets, Société

Grands défis	Structures existantes	Partenaires identifiés
→ Systèmes nucléaires	GEDEPEON, MYRHA, ANSF, APHIT	CNRS, CEA, AREVA, EDF, IRSN
Traitement et conditionnement des déchets radioactifs	PARIS, MATINEX	CNRS, CEA, AREVA, EDF
→ Traitement / Recyclage du combustible	PARIS	CNRS, CEA, AREVA, EDF
Caractérisation et modélisation du stockage géologique	FORPRO, TRASSE	CNRS, CEA, ANDRA, EDF, IRSN
Impact des activités nucléaires sur l'environnement	TRASSE, PARIS, FORPRO	CNRS, CEA, EDF, IRSN, ANDRA
Ressources : mines, procédés, éco.	GUTEC, ACSSON, CatMat	CNRS, CEA, AREVA,
Nucléaire, risque et société	ACSSON, CatMat	CNRS +...
Matériaux pour l'énergie nucléaire	MATINEX, GEDEPEON	CNRS, CEA, EDF, AREVA
<b>Compétences</b>		
<b>SHS</b>	ACSSON, CatMat	CNRS +...
Mathématiques appliquées	MOMAS	CNRS, CEA, BRGM, EDF, AREVA, IRSN, ANDRA
Physico-chimie & Modélisation	PARIS	CEA, CNRS
→ Données nucléaires	GEDEPEON	CEA, CNRS

- Futur énergétique et nucléaire ?
- Fonctionnement du nucléaire
- Conditions pour un futur du nucléaire - réacteurs nucléaires de Génération IV
- Recherche académique française en électronucléaire
- **Les réacteurs à sels fondus**



*Les critères pour définir  
un réacteur de 4<sup>ème</sup>  
génération*

- Économie des ressources
- Minimisation de la production de déchets
- Potentialité de déploiement
- Sûreté optimale
- Non prolifération
- Compétitivité économique
- Acceptabilité sociale

## Avantages du combustible liquide

- Homogénéité du combustible (pas de plan de chargement)
- Chaleur déposée directement dans le caloporteur
- Possibilité de reconfigurer le cœur en quelques minutes
  - Une configuration permet d'optimiser la production d'énergie en gérant le risque de criticité
  - Une configuration permet un stockage avec refroidissement passif
- Possibilité de retraiter le combustible sans arrêter le réacteur
  - Pas de réserve de réactivité
  - Meilleure gestion des produits de fission neutrophages

Quelles sont les contraintes sur le type de liquide ?

- Température de fusion pas trop élevée
- Température d'ébullition élevée
- Tension de vapeur faible
- Bonnes propriétés thermiques et hydrauliques
- Stabilité du liquide sous irradiation
- Solubilité des éléments fissiles et fertiles suffisante
- Pas de production de radio-isotopes difficilement gérables
- Possibilité d'un retraitement du combustible



**Au final seuls  
les fluorures de  
Lithium sont  
possibles**

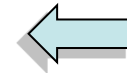


**Réacteurs à sels fondus**



**Les propriétés  
neutroniques du fluor  
sont défavorables au  
cycle U/Pu**

**Cycle du combustible Thorium /  $^{233}\text{U}$**



Désavantages des Fluorures fondus :

- **Savoir faire expérimental disparu et liquides réputés pour être corrosifs sans contrôle du potentiel d'oxydo-réduction**

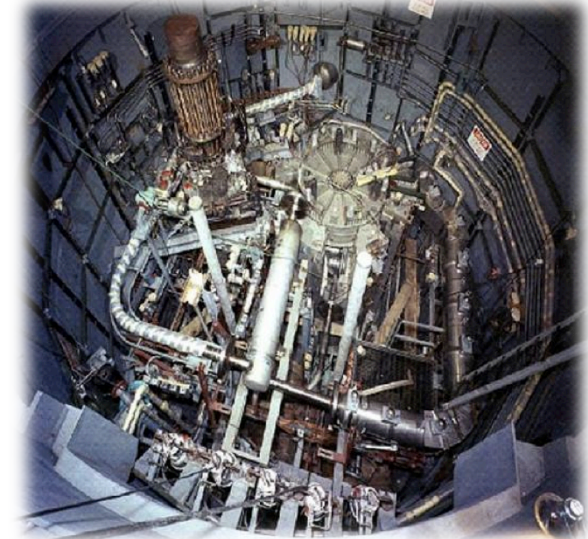
# Les réacteurs à sels fondus

Historique : travaux à l'ORNL (Oak-Ridge National Laboratory)

= Réacteurs à sels fondus avec matrice de graphite en cœur

MSRE, démonstrateur de RSF de 8 MW<sub>th</sub> ayant fonctionné de 1965 à 1969 sans Th, avec différents combustibles : Uranium enrichi à 30%, Plutonium, et Uranium 233

MSBR : projet de réacteur industriel (MSBR) en cycle Th de 2500 MW<sub>th</sub> abandonné en 1976



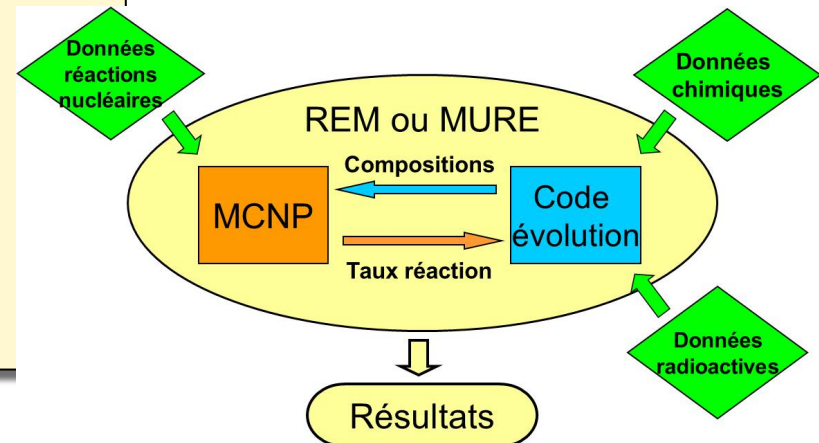
Etudes au LPSC depuis 1999

Utilisation de codes « Monte Carlo » pour la neutronique (MCNP)  
Couplage à un code maison d'évolution des matériaux (REM)

1999 – 2002 : Mise en évidence de problèmes du MSBR

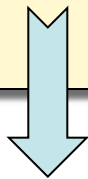
- Coefficients de contre-réaction positifs
- Retraitement peu réaliste (4 m<sup>3</sup>/j)
- Présence de graphite en cœur
  - durée de vie limitée (2 à 5 ans)
  - difficultés de retraitement ou de stockage
  - risques d'incendie

*Thèse Alexis Nuttin*



## Optimisation neutronique des RSF :

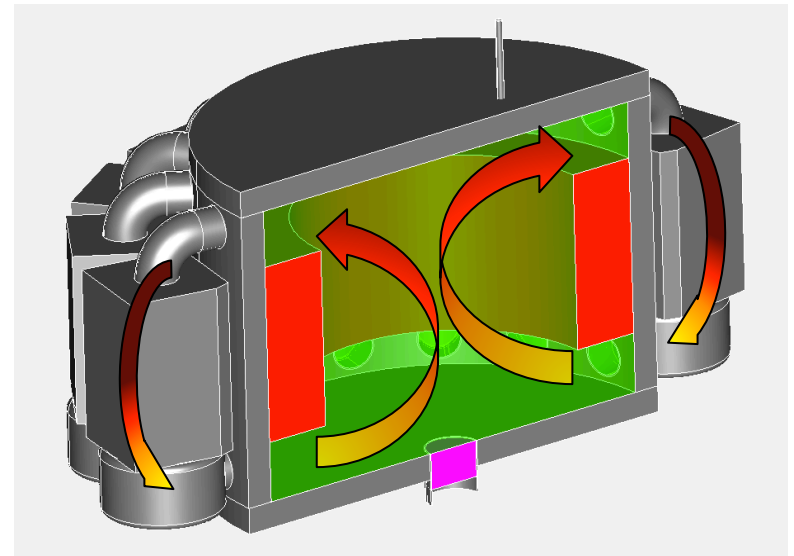
- Sûreté : coefficients de contre-réaction négatifs
- Durabilité : faibles dégâts d'irradiation en cœur
- Déploiement : bonne régénération du combustible + inventaire fissile initial faible



*Thèse Ludovic Mathieu*

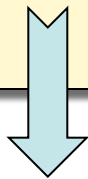
## Définition en 2008 d'un concept innovant de RSF à spectre de neutrons rapide, baptisé MSFR (Molten Salt Fast Reactor)

- Tous les coefficients de contre-réaction sont largement négatifs
- L'absence de matériaux dans la zone de haut flux réduit la production de déchets de type « éléments de structure irradiés » et les interventions en cœur



## Optimisation neutronique des RSF :

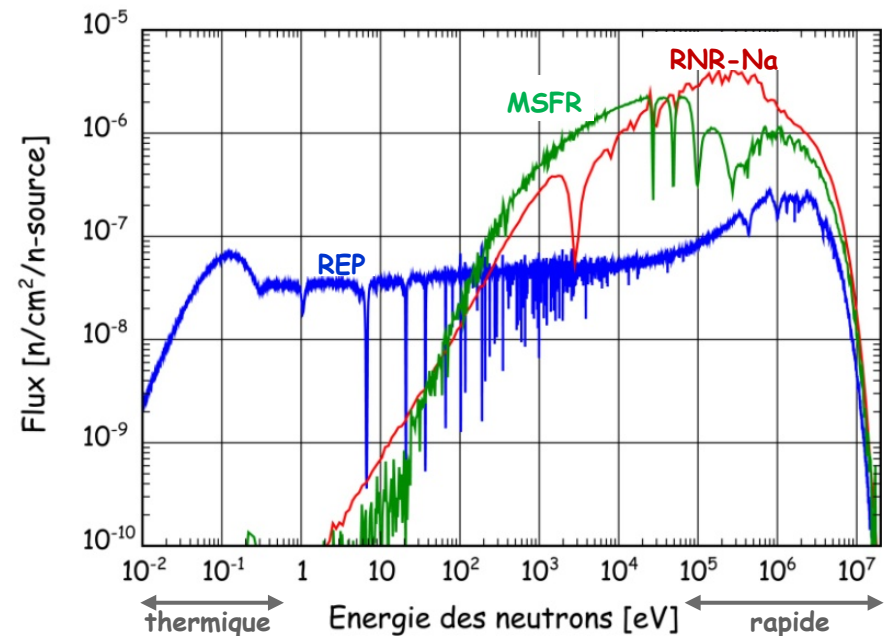
- Sûreté : coefficients de contre-réaction négatifs
- Durabilité : faibles dégâts d'irradiation en cœur
- Déploiement : bonne régénération du combustible + inventaire fissile initial faible



*Thèse Ludovic Mathieu*

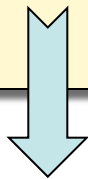
## Définition en 2008 d'un concept innovant de RSF à spectre de neutrons rapide, baptisé MSFR (Molten Salt Fast Reactor)

- Tous les coefficients de contre-réaction sont largement négatifs
- L'absence de matériaux dans la zone de haut flux réduit la production de déchets de type « éléments de structure irradiés » et les intervention en cœur
- Le spectre rapide permet une bonne régénération de la matière fissile
- Le spectre rapide améliore l'incinération des transuraniens



## Optimisation neutronique des RSF :

- Sûreté : coefficients de contre-réaction négatifs
- Durabilité : faibles dégâts d'irradiation en cœur
- Déploiement : bonne régénération du combustible + inventaire fissile initial faible



*Thèse Ludovic Mathieu*

## Définition en 2008 d'un concept innovant de RSF à spectre de neutrons rapide, baptisé MSFR (Molten Salt Fast Reactor)

- Tous les coefficients de contre-réaction sont largement négatifs
- L'absence de matériaux dans la zone de haut flux réduit la production de déchets de type « éléments de structure irradiés » et les interventions en cœur
- Le spectre rapide permet une bonne régénération de la matière fissile
- Le spectre rapide améliore l'incinération des transuraniens



### **R&D objectives**

The renewal and diversification of interests in molten salts have led the MSR provisional SSC to shift the R&D orientations and objectives initially promoted in the original Generation IV Roadmap issued in 2002, in order to encompass in a consistent body the different applications envisioned today for fuel and coolant salts.

Two baseline concepts are considered which have large commonalities in basic R&D areas, particularly for liquid salt technology and materials behavior (mechanical integrity, corrosion):

- The Molten Salt Fast-neutron Reactor (MSFR) is a long-term alternative to solid-fuelled fast neutron reactors offering very negative feedback coefficients and simplified fuel cycle. Its potential has been assessed but specific technological challenges must be addressed and the safety approach has to be established.
- The AHTR is a high temperature reactor with better compactness than the VHTR and passive safety potential for medium to very high unit power.

## Réacteurs de 4<sup>ème</sup> génération => surgénérateurs

Retraitement indispensable du combustible après passage en réacteur pour récupérer la matière fissile produite

Combustible liquide choisi pour permettre de retraiter sans arrêt du réacteur  $\Rightarrow$  impact du retraitement (bullage et extraction chimique) sur le fonctionnement du cœur à évaluer

## Projet européen "EVOL"

Evaluation and Viability Of Liquid fuel fast reactor

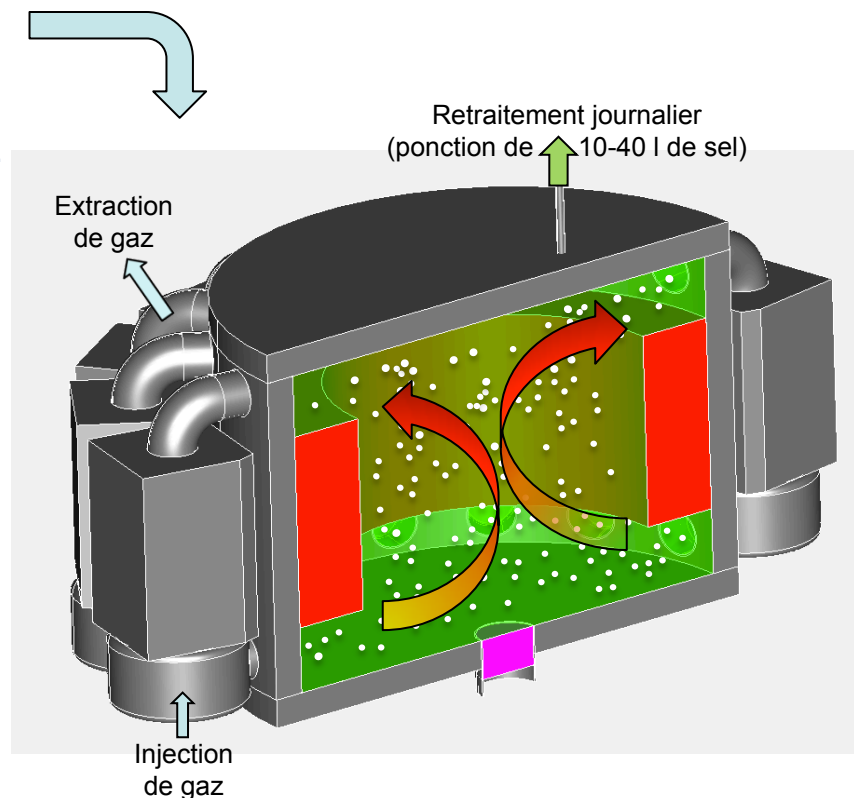
7<sup>ème</sup> PCRD (2011-2013) : coopération Euratom/Rosatom

### Objectifs :

Proposer d'ici 2013 la meilleure configuration de design du MSFR, et donner des pistes pour la définition d'un démonstrateur



- WP2: Design and Safety
- WP3: Fuel Salt Chemistry and Reprocessing
- WP4: Structural Materials

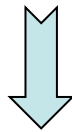


12 partenaires européens dont France (CNRS: Coordinateur, Grenoble INP, INOPRO), Pays-Bas (Université Techno. de Delft), Allemagne (KIT-G), Italie (Ecoles polytechniques de Turin et Milan)

+ Couplé au projet MARS (Minor Actinides Recycling in Molten Salt) de ROSATOM

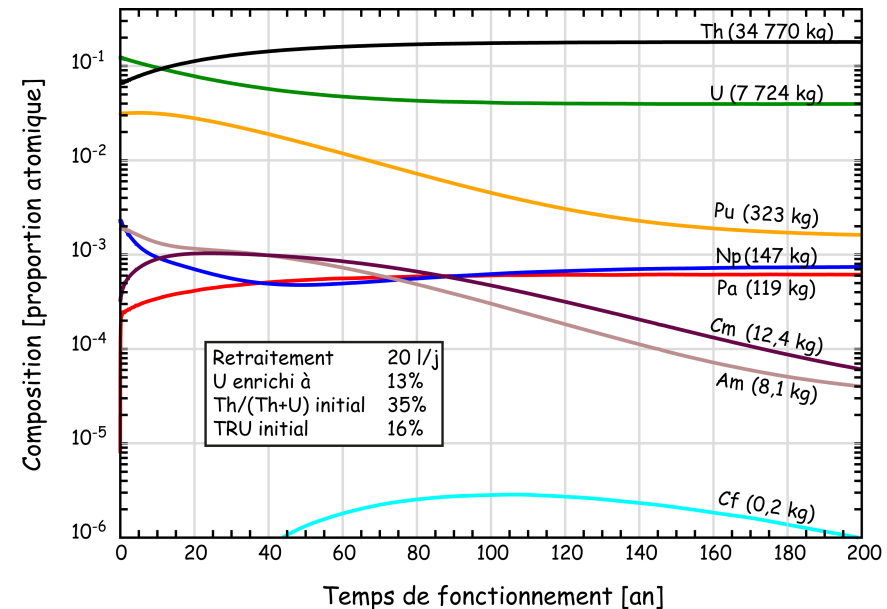
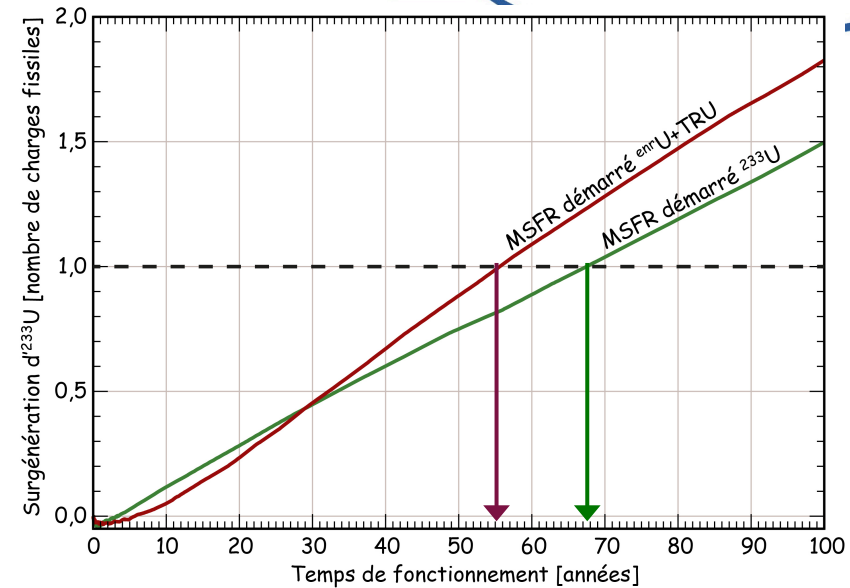
## Combustible du premier démarrage

Réacteurs régénérateurs (4<sup>ème</sup> génération) :  
chargement fissile nécessaire une seule fois  
au démarrage



## Quel premier chargement fissile pour un MSFR ?

- De l' $^{233}\text{U}$  : n'existe pas dans la nature – A produire dans d'autres réacteurs (génération 3 ou 4) par exemple
- Des transuraniens (TRU) des réacteurs à eau : limite de solubilité de ces éléments dans le sel
- De l'uranium enrichi : enrichissement de 25% non autorisé (prolifération)
- Un mix de ces options :
  - Uranium enrichi à 13% + les TRU des réacteurs actuels
  - $^{233}\text{U}$  + les TRU produits dans les réacteurs à eau
  - MOx thorié sortant des réacteurs à eau





## Analyse de sûreté du MSFR : scénario accidentel

### Caractéristiques de sûreté très différentes des réacteurs à combustible solide

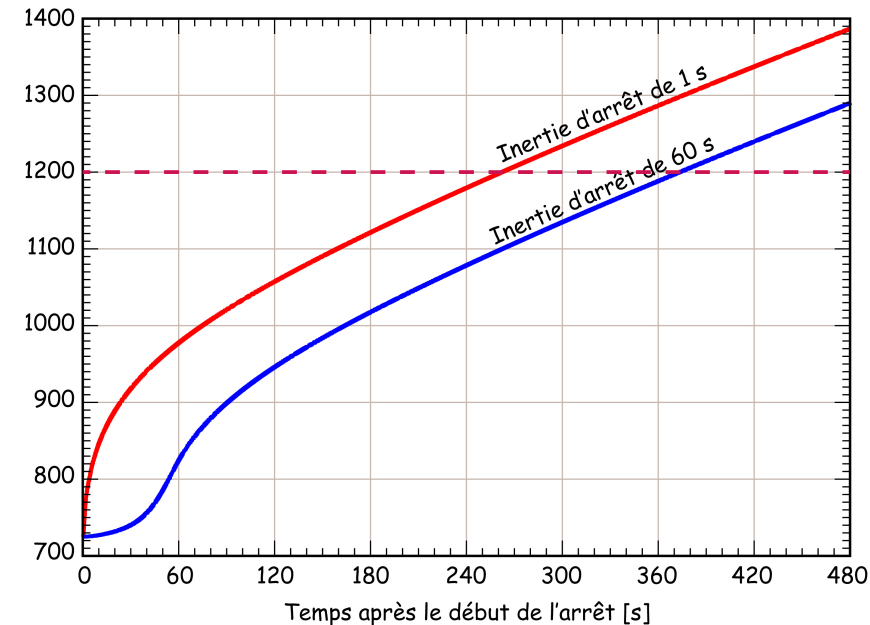
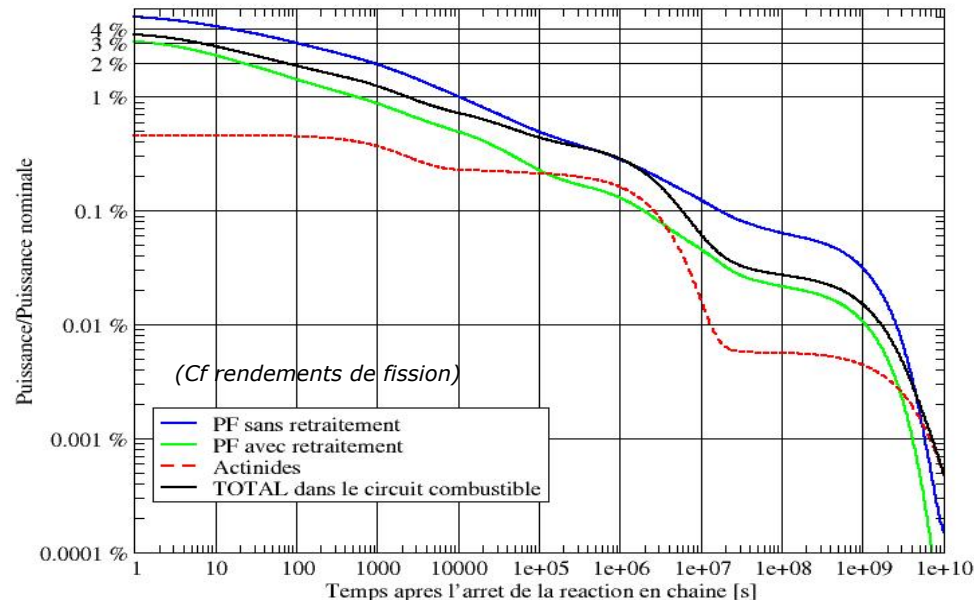
Nécessité de redéfinir complètement l'approche de sûreté du réacteur et les analyses de risque du système – Utiliser l'approche de « design by safety »

Perte totale de refroidissement = arrêt passif de la réaction en chaîne (contre-réactions)  
+ augmentation rapide de la température du sel combustible

- Il faut déterminer le temps disponible pour vidanger avant détérioration des matériaux de structure
- Ce temps dépend de phénomènes physiques et de l'inertie du système de refroidissement

*Thèse Mariya Brovchenko (en cours)*

Puissance résiduelle dans le coeur



## Configuration MSFR de référence

Sel initial : 77,5%  ${}^7\text{LiF}$  + 22,5% (Th+fissile) $\text{F}_4$   
Température de fonctionnement : 625 à 775 °C  
Puissance : 3  $\text{GW}_{\text{th}}$  (1,4  $\text{GW}_{\text{él}}$ )

Inventaire initial d' ${}^{233}\text{U}$  par  $\text{GW}_{\text{él}}$  : 3600 kg  
Alimentation en Th par  $\text{GW}_{\text{él}}$  : 1100 kg par an

Diamètre intérieur du cœur : 2,26 m  
Hauteur du cœur : 2,26 m

Volume de sel combustible : 18  $\text{m}^3$

- 1/2 dans le cœur
- 1/2 dans les échangeurs et tuyaux

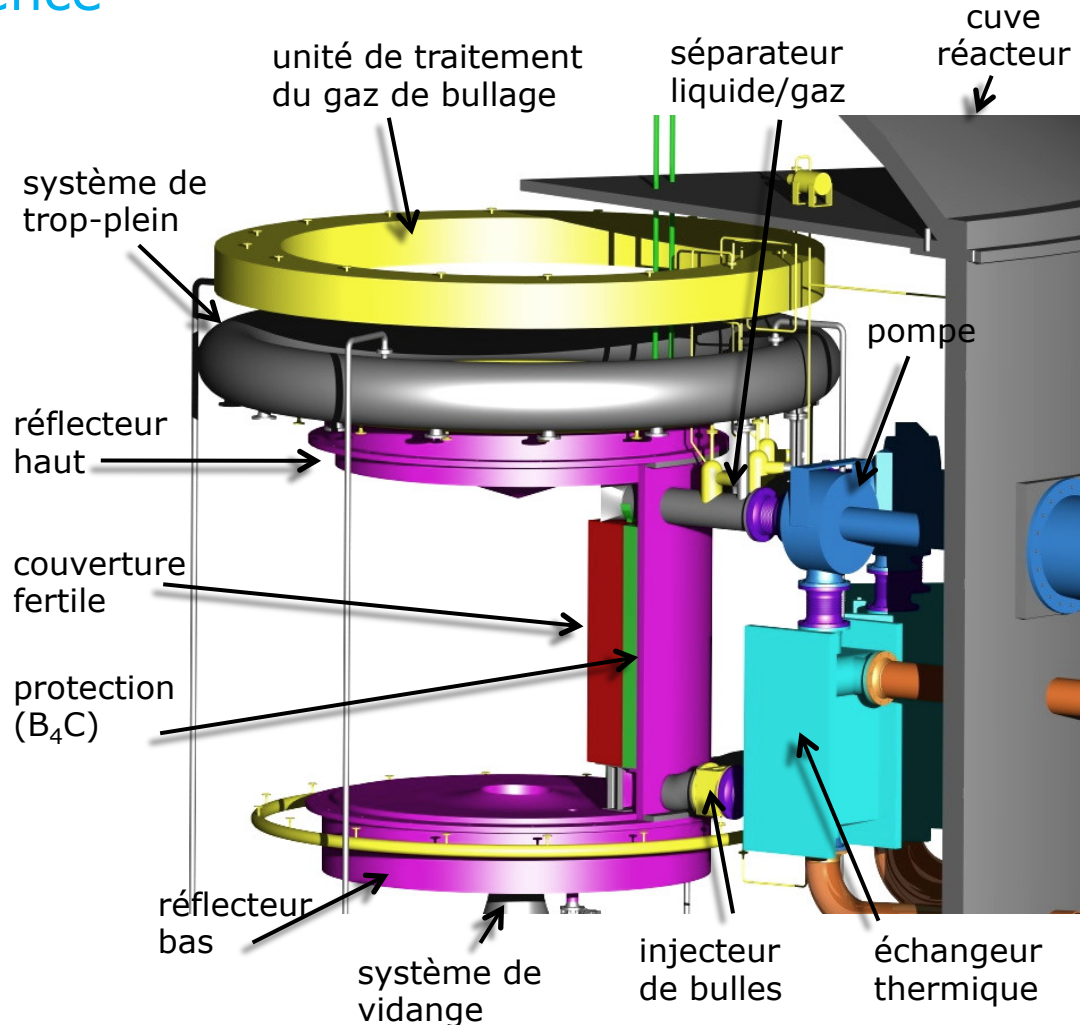
Puissance volumique : 330  $\text{W}/\text{cm}^3$

Coefficient de contre réaction: de  $\approx -5$  pcm/K

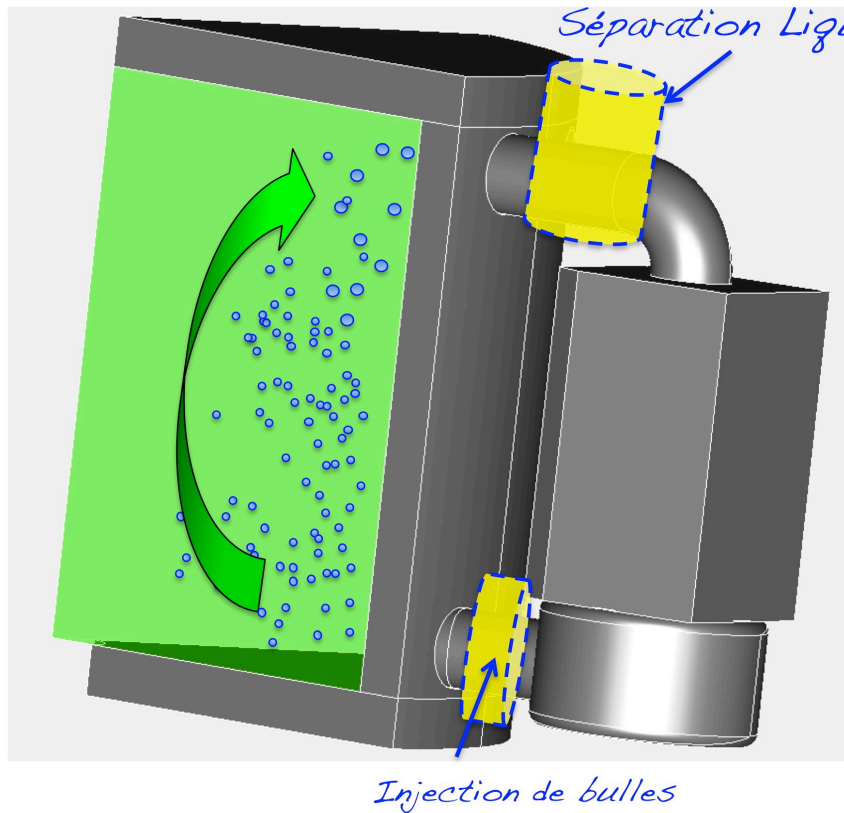
Retraitement du cœur : 10 à 40 l/j

Production d' ${}^{233}\text{U}$  : 52 à 90 kg/an

Temps de doublement : 98 à 56 ans



## “Nettoyage” du sel combustible en ligne



Nettoyage par “bullage” : Injection de bulles dans la circulation de sel à un taux  $\approx 0,1$  % vol.

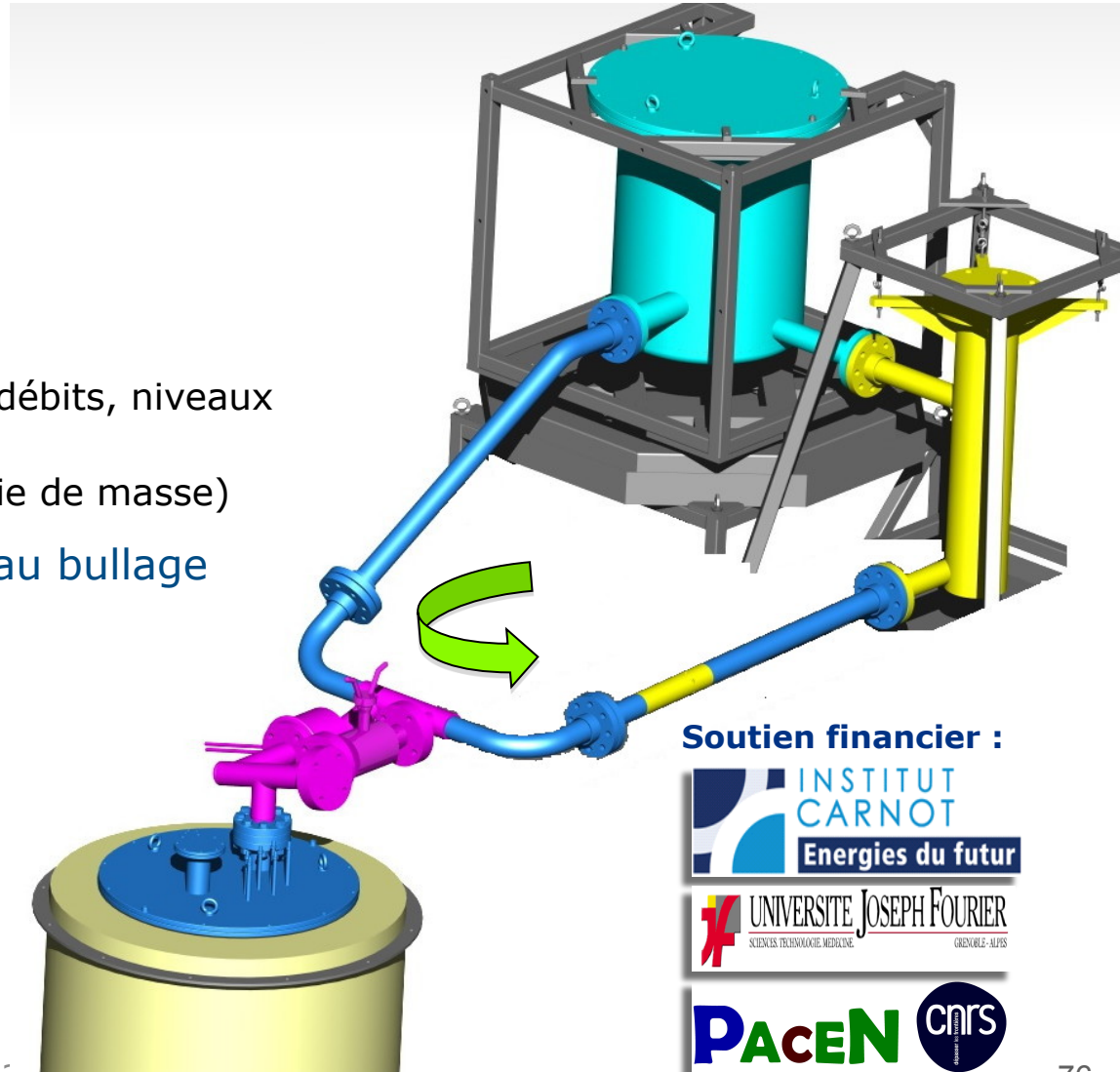
- ➔ Capture des particules en suspension et extraction des gaz dissous
- ➔ Effectué en continu en coeur durant le fonctionnement du réacteur

## Projet FFER (Forced Fluoride Flow for experimental Research)

- Etude du bullage dans un fluorure à haute température en circulation forcée
- Mise au point des techniques et outils expérimentaux nécessaires

## Objectifs :

- Faire circuler du sel fondu
  - Pompes ou circulateurs
  - Vannes
  - Systèmes de sûreté
- Contrôler la circulation
  - Mesure de température, vitesse, débits, niveaux
  - Contrôle du potentiel red-ox
  - Composition du ciel (spectrométrie de masse)
- Étudier les mécanismes liés au bullage
  - Drainage des gaz rares dissous
  - Injection des bulles
  - Séparation bulles-sel



Soutien financier :



**Bilan** : définition d'une configuration de référence de RSF basée sur des études neutroniques puis incluant des aspects système (retraitement, design, sûreté)

## Perspectives : études réacteurs par simulation

- ⇒ Etudes de sûreté et optimisation du système
  - Design du réacteur et de la vidange
  - Analyses de risques – Définition d'une approche de sûreté dédiée
  - Couplage neutronique-thermohydraulique : design du cœur et transitoires
  - Couplage multi-physique et multi-échelle pour une simulation globale

## Perspectives : études expérimentales – boucle FFFER

- ⇒ Dans l'immédiat
  - Mise en route, exploitation
  - Etude du nettoyage du sel par bullage
- ⇒ A plus long terme : développer d'autres utilisations de la boucle
  - Applications RSF : test d'échangeurs thermiques...
  - Autres applications : beta beam (CERN)...

- Évaluation des performances des RNR  
Utilisation de Pu dégradé, Incinération de Am, Production de  $^{233}\text{U}$
- Évaluation des capacités des REP à produire/consommer l' $^{233}\text{U}$
- Projet de démonstrateur d'ADS Européen  
*Programme MYRRHA*
- Validation du concept de RSF au thorium  
*Programme NEEDS + Programme Européen*
- Programmes expérimentaux physique des réacteurs + neutronique
- Données nucléaires

Le nucléaire du futur doit avoir recours à la surgénération  
Deux cycles sont possibles

- cycle uranium  $^{238}\text{U}$  /  $^{239}\text{Pu}$
- cycle thorium  $^{232}\text{Th}$  /  $^{233}\text{U}$

## Cycle uranium:

Technologie maîtrisée pour les réacteurs rapides au sodium  
Technologie à développer pour le caloporteur Hélium  
Chimie du retraitement au stade industriel (sauf Pu et actinides ?)

## Cycle thorium

Avantages en terme de réduction de déchets/radiotoxicité induite  
Avantages en terme de souplesse de déploiement  
Technologie nouvelle, chimie du retraitement à développer...