

Les Réacteurs nucléaires

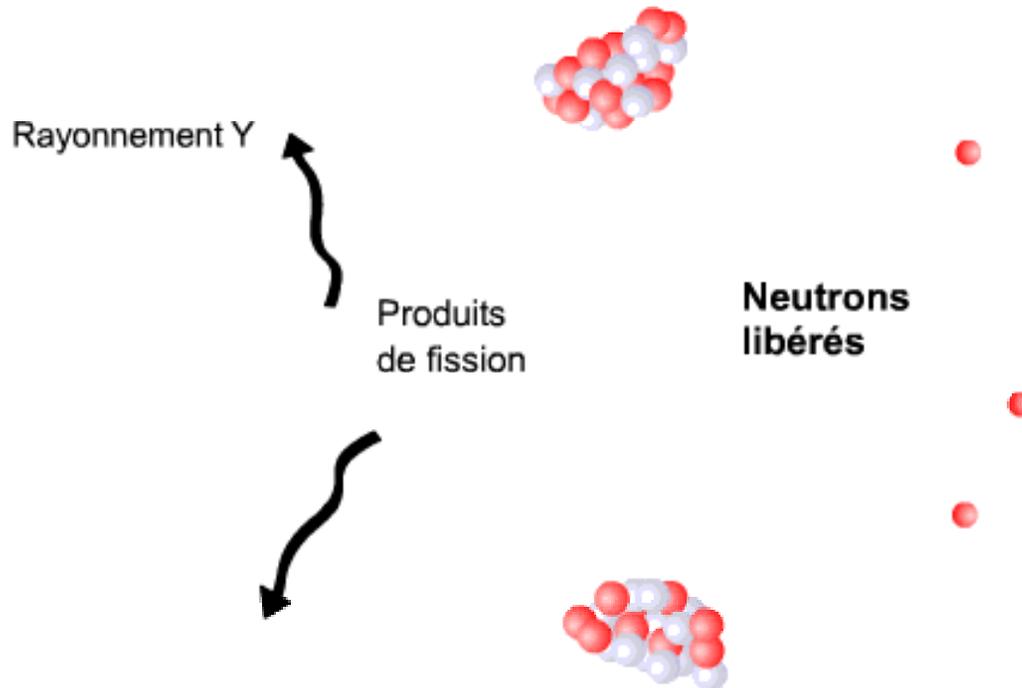
cours numéro 9

H.Nifenecker

Isotopes

- Un élément chimique est défini par sa charge nucléaire Z
 Z protons, Z électrons
 Z Uranium=92
- Un noyau est défini par son nombre de protons et de neutrons
 Z protons, N neutrons
 $A=Z+N$
- Exemple
 Uranium 235: 92 protons
 235-92=143 neutrons
 Uranium 238: 92 protons
 146 neutrons

La Fission nucléaire

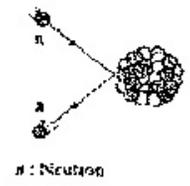


Propriétés des neutrons

- Emission de 2 à 3 neutrons par fission
- Les neutrons de fission ont une vitesse de 20000 km/s
Energie de 2 Millions d'eV
- Les neutrons thermiques (lents) ont une vitesse de 2,2 km/s
Energie de 25 milli eV

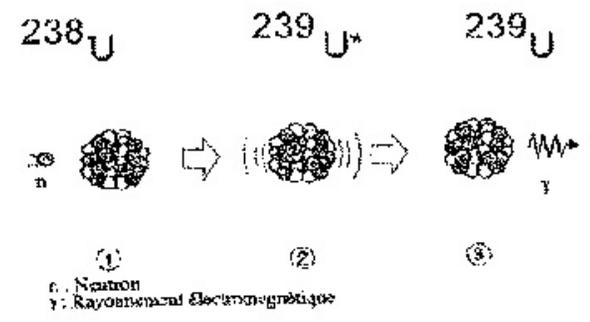
Autres réactions

La diffusion élastique (n, n)



Diffusion élastique, élastique.

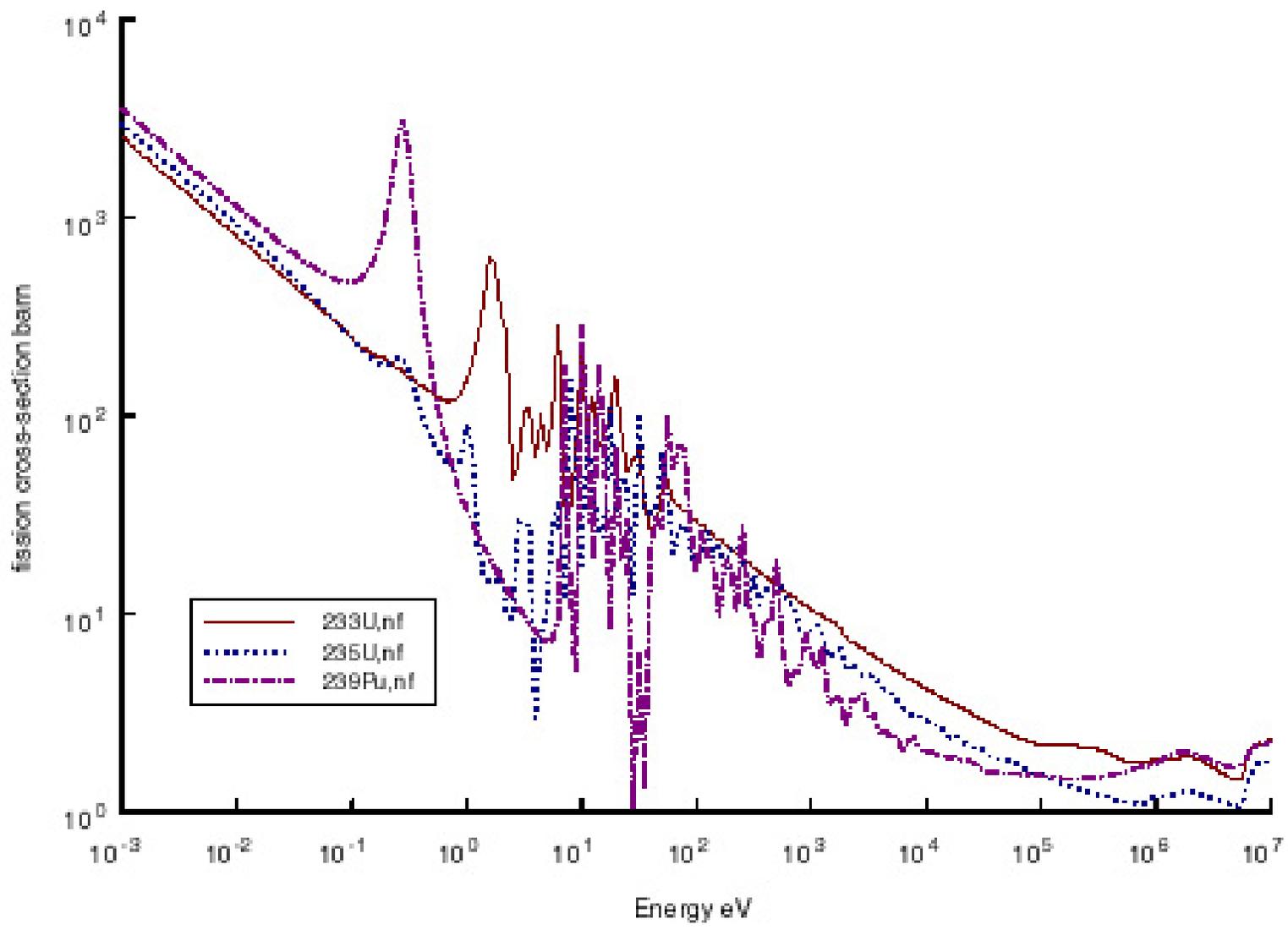
La capture radiative (n, γ)



Capture radiative, radiative.

Probabilités de réaction

Fission cross sections of fissile nuclei



Noyaux fissiles

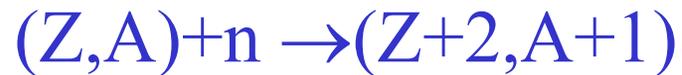
Uranium 235, 233

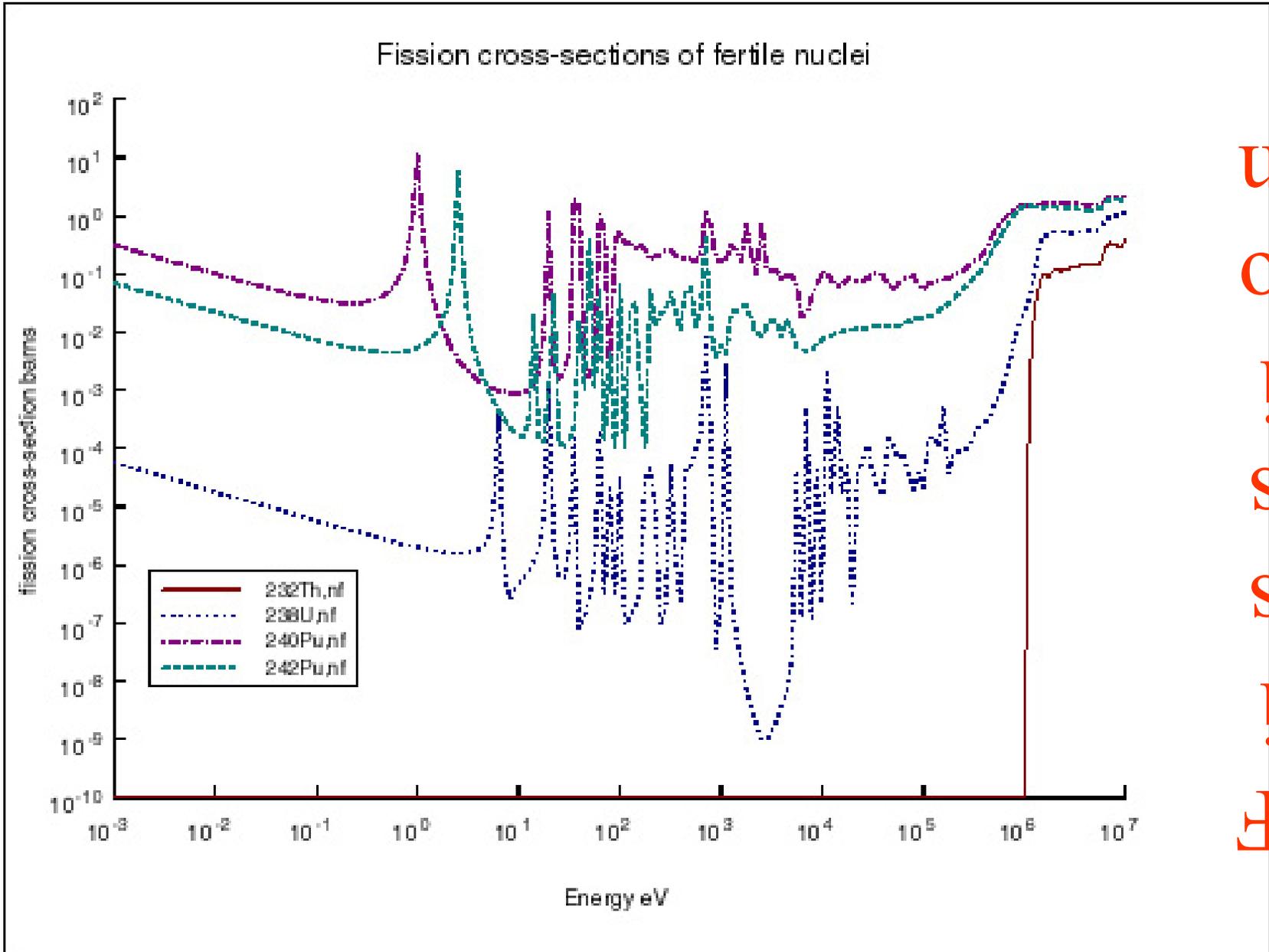
Plutonium 239, 241

Noyaux fertiles

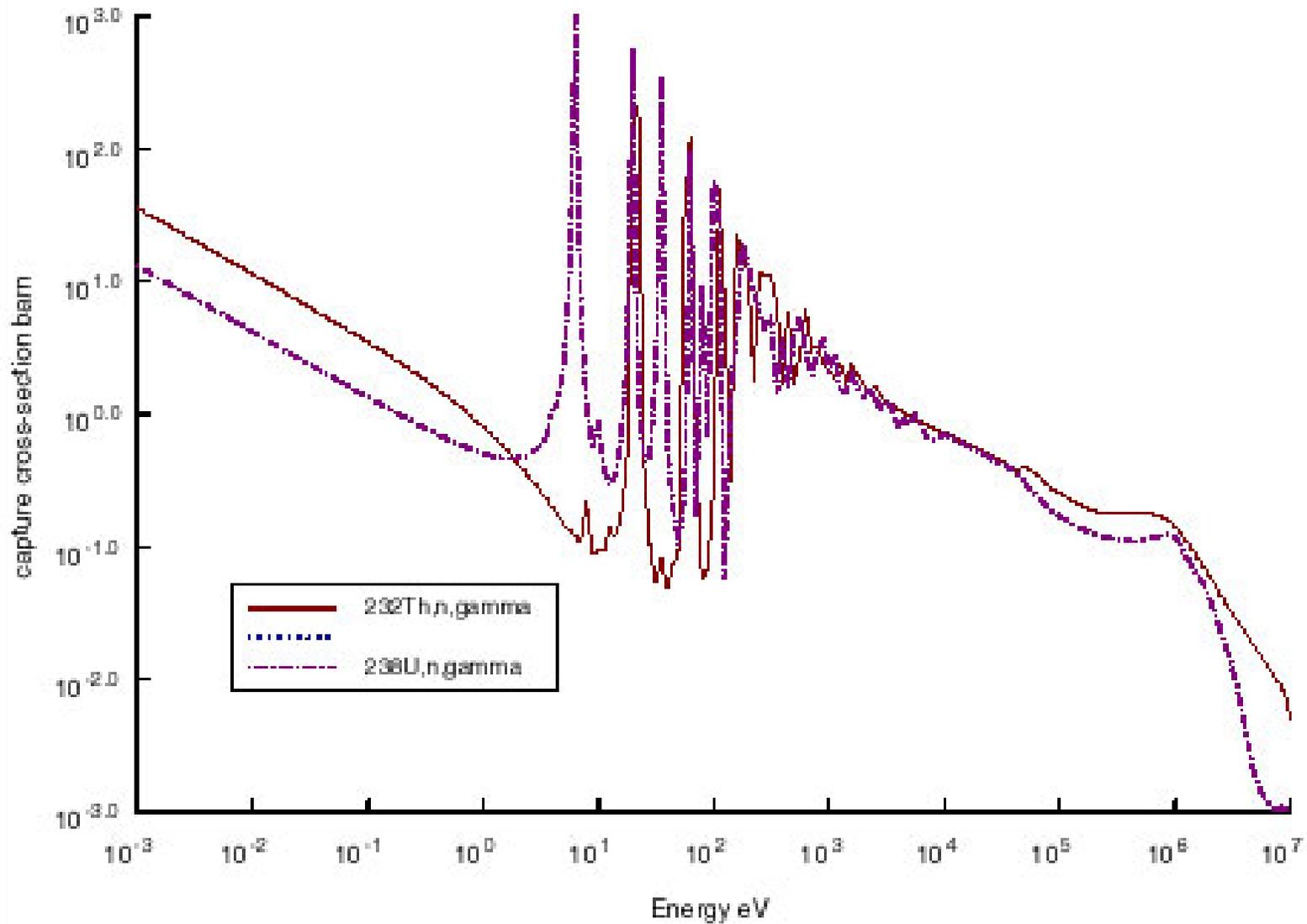
Noyau Fertile + $1n \rightarrow$ Noyau Fissile

2 désintégrations β

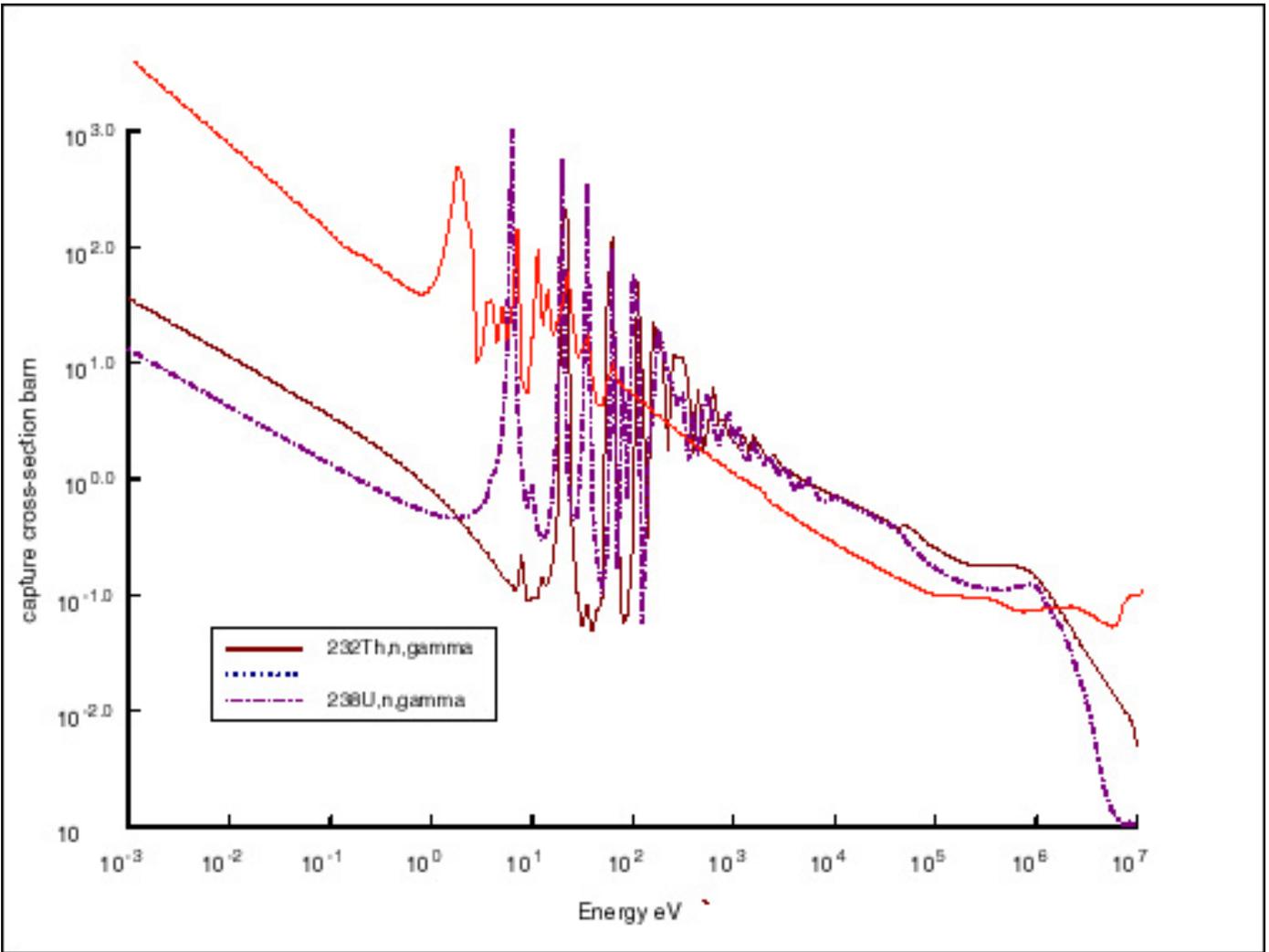




Capture cross-sections of fertile nuclei



F
e
r
t
i
l
e
s

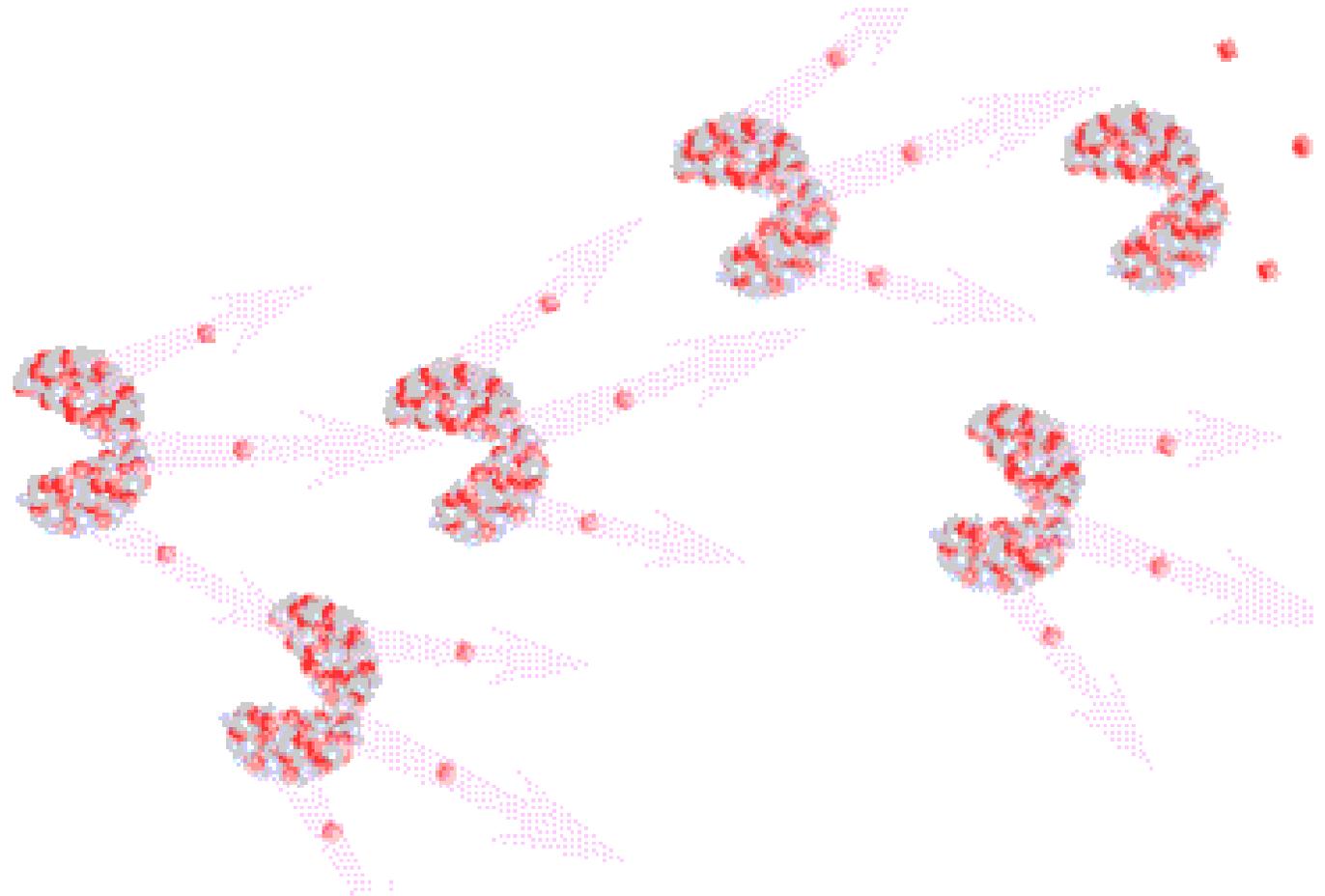


! F n o s ! a r a

Optimisation de l'énergie des n

- La probabilité relative de fission est plus grande pour les neutrons lents
- La quantité de noyaux fissiles est plus faible avec les neutrons lents

Animation Chaîne



Réaction en chaîne

Fission \Rightarrow neutrons \Rightarrow Fissions

1 Fission \Rightarrow k Fissions à chaque génération

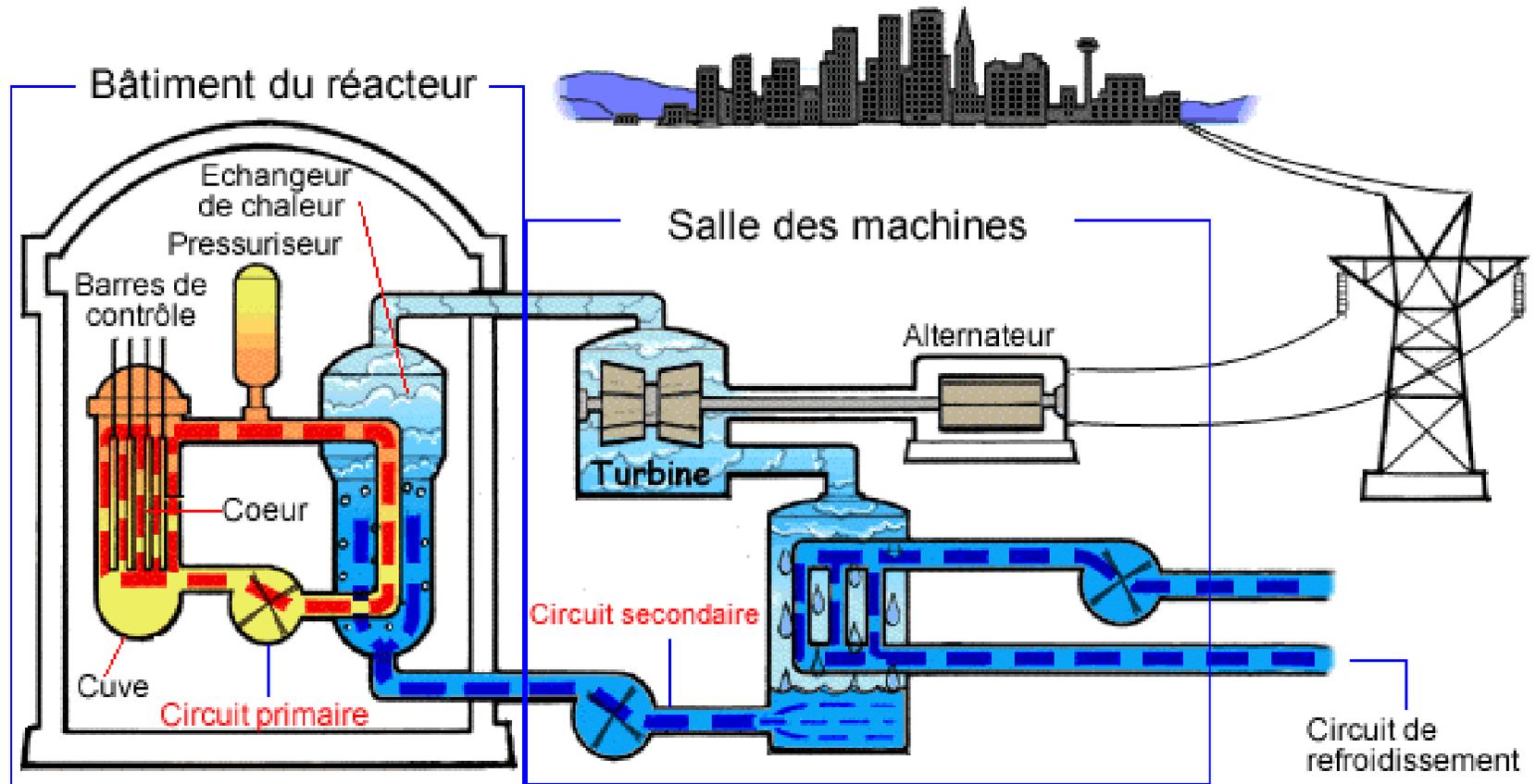
$k > 1$ Divergence. (sur criticité)

$k < 1$ Milieu Multiplicateur sous-critique

1 fission $\Rightarrow \frac{1}{1-k}$ fissions

$k = 1$ Milieu Critique

Un réacteur REP



Fonctions d'un réacteur

- Générer des fissions: **Élément combustible**
- Extraire les calories: **Caloporteur+Echangeurs**
- Contrôle de la réactivité: **Barres, Eau borée...**
- Ajustement de la vitesse des neutrons: **Ralentisseur**

Sûreté

Vitesse d'évolution de la puissance 1

Au bout de N générations de fissions

Nombre de fissions: $(k - 1)^N$

Temps entre deux générations: τ

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

Time evolution after criticality excursion (>0 or <0)

$$W(t) = W_0 \exp\left(\frac{\rho t}{(1 - \rho)\theta}\right)$$

Vitesse d'évolution de la puissance 2

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

τ_{nf} entre 2 générations de fission

Sans neutrons retardés

Neutrons rapides $\tau_{nf} = 10^{-7}$ s.

Neutrons lents $\tau_{nf} = 10^{-4}$ s.

Neutrons retardés:

Fraction : β (0.0065 for U235)

Retard: T_d (8,8 s. for U235)

$$k_p = k_{eff} - \beta$$

$$k_p < 1 \quad \theta = (1 - \beta) \tau_{nf} + \beta T_d \text{ (0,056s.)}$$

Effet des neutrons retardés

Importance des neutrons retardés

Pour la sûreté: Rôle de β (unité \$)

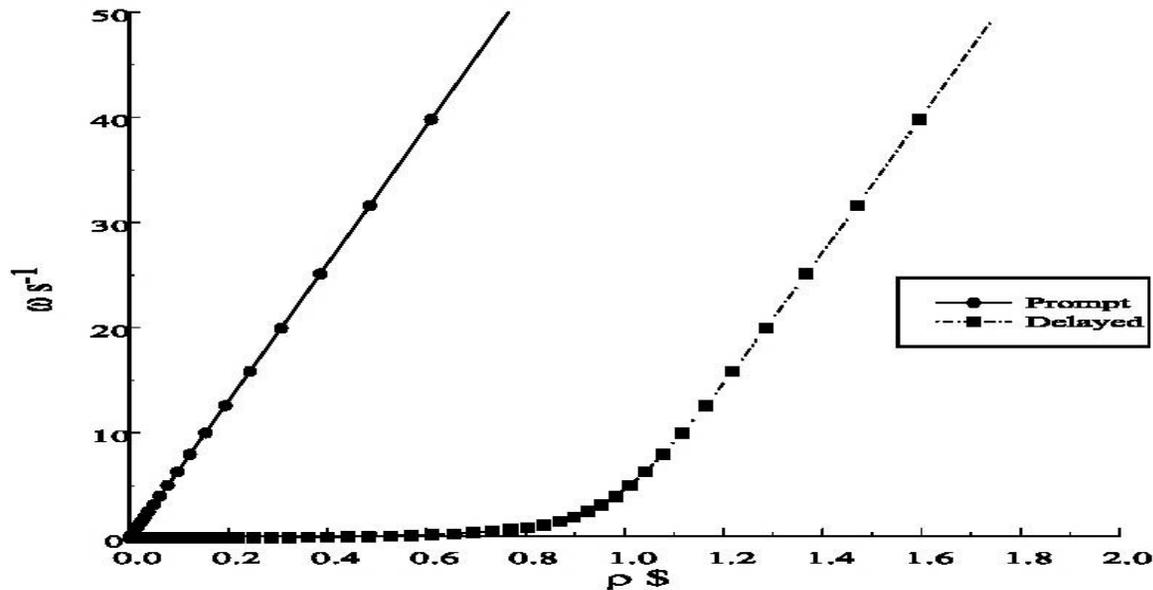


Figure 3.7: Variation of the divergence slope as a function of the reactivity ρ for the prompt (circle) and the exact (rectangle) calculations

Effet Doppler

- combustible: fissile+fertile
- Absorption dans les fortes résonances des fertiles
- Absorption ↗ Largeur ↗ Température ↗

$$\Delta = \sqrt{\frac{4E_0kT}{A}}$$

- Exemple: Résonance à 6.7eV dans ^{238}U
 $\Gamma=25.5 \text{ meV}$ $\Delta(300\text{d}^\circ\text{K})=53 \text{ meV}$

Coefficient de température

$$\frac{dk}{dT} < 0$$

Effet Doppler

Saturation de l'absorption
dans les résonances U238

$T \uparrow$ $\Gamma \uparrow$ Absorption \uparrow $k \downarrow$

Effet du spectre des neutrons

pour U235 $k \downarrow$

pour Pu239 $k \uparrow$

Exigence:

$$\frac{dk}{dT} = \frac{dk_D}{dT} + \frac{dk_S}{dT} < 0$$

Effet de densité (δ)

$T \uparrow \quad \delta \downarrow$

Exigence:

$$\frac{dk}{d\delta} > 0$$

Effet de Vide

Bulles, ébullition

Devraient décroître k

Effet de Vide

Augmentation de température ou des fuites :

- Diminue la proportion de caloporteur et de ralentisseur par rapport au combustible
- Augmente les fuites
- Réacteurs thermiques : Durcissement du Spectre et augmentation de l'absorption ont des effets opposés :
 - REP: Effet Spectre dominant: la réactivité décroît
 - RBMK: diminution de l'absorption dominante: augmente la réactivité (ralentissement par le graphite)
- Réacteurs rapides: Compétition entre diminution de l'absorption et augmentation des fuites:
 - Grand réacteur(Super-Phénix: augmentation de la réactivité
 - Réacteurs plus petits (Phénix: décroissance de la réactivité

Effet Xénon

$$\sigma_c = 2.7 \cdot 10^6 \text{ barns} \quad (1 \text{ barn} = 10^{-24} \text{ cm}^2)$$



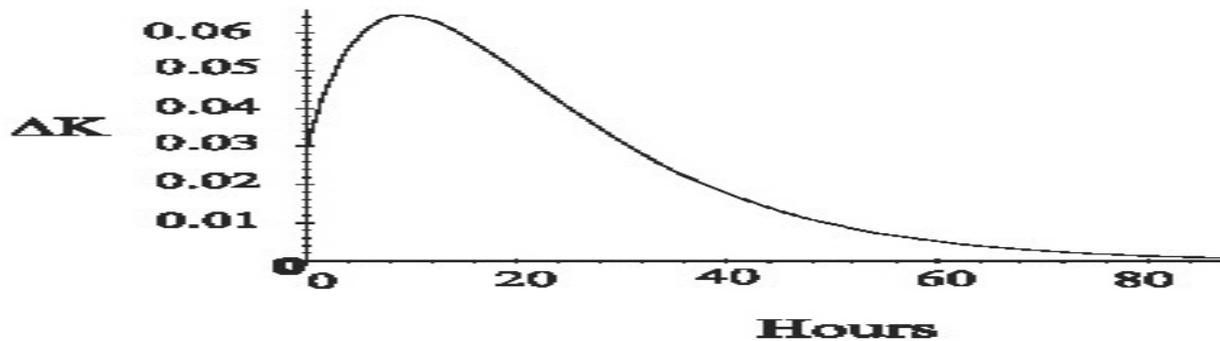
$$6.7\text{h} \quad 9.2\text{h} \quad 2.6 \cdot 10^6 \text{ y}$$

$$n_{\text{Xe}} = \frac{y_I \Sigma_f \varphi n}{\lambda_{\text{Xe}} + \sigma_{\text{Xe}} \varphi n}$$

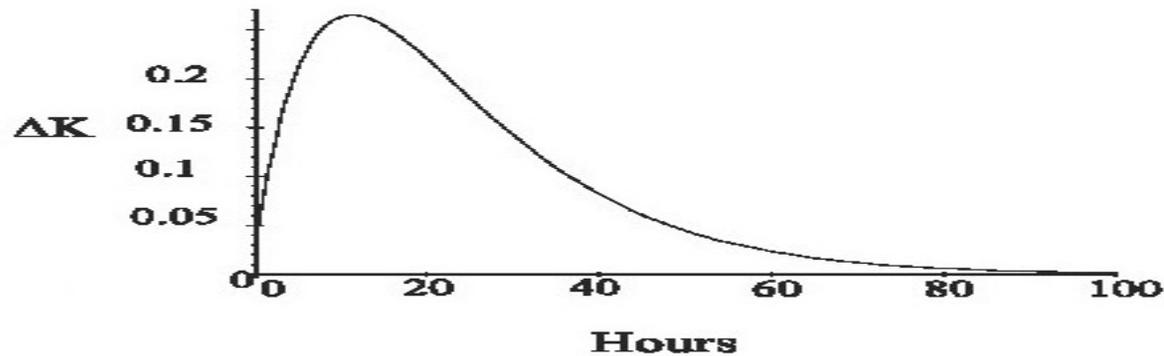
$$\frac{dn_I}{dt} = -\lambda_I n_I$$

$$\frac{dn_{\text{Xe}}}{dt} = \lambda_I n_I - \lambda_{\text{Xe}} n_{\text{Xe}}$$

Xénon 2: diminution de la réactivité



$$\phi_n = 3.10^{13} \text{ n/cm}^2$$



$$\phi_n = 2.10^{14} \text{ n/cm}^2$$

Réacteurs thermiques 1

- Produire des fissions: Combustible
- Extraire la chaleur: Caloporteur+échangeurs
- Contrôle : Barres, Eau borée...
- Ajustement de la vitesse des neutrons: Ralentisseur

Type de réacteurs

Réacteurs Thermiques

Faible enrichissement o

1. Modérateur Graphite
 1. AGR: caloporteur CO₂
 2. RBMK: caloporteur H₂O
2. Modérateur Eau Lourde
 1. CANDU:
Caloporteur: Eau Lourde
Uranium Naturel

Type de réacteurs 2

Réacteurs Thermiques

Low enrichment of fuel

1. Modérateur: Eau

1. REP: Eau Pressurisée

2. REB: Vapeur

2. Modérateur: Graphite

1. Caloporteur sels fondus, combustible sels fondus

2. Très haute Température (boulet)

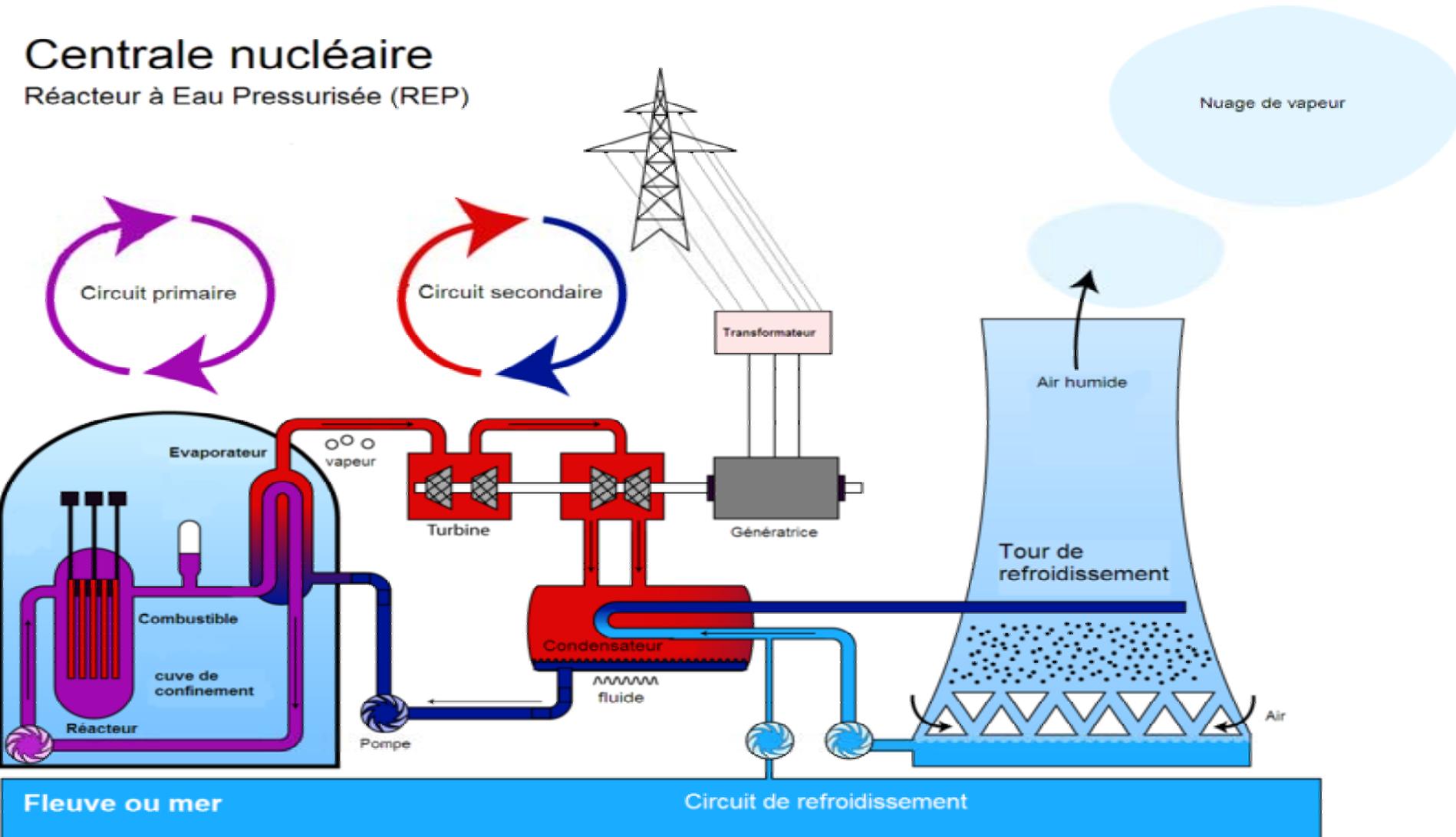
Réacteurs rapides

Surgénérateurs

1. Caloporteur Sodium Liquide
BN600, Phénix, Monju...
2. Caloporteur Plomb-Bismuth fondu
Sous-marins Russes
3. Caloporteur Gaz?

REP1

Centrale nucléaire Réacteur à Eau Pressurisée (REP)



REP2

- pression : 155 bar ;
- température : 300°C ;
- débit : 60 000 m³/h.
- combustible: 235U 3-5%
- MOx possible : U238-Pu 5%
- Eau secondaire propre
- Burnup >40000 MWd/tU

$$\frac{dk}{dT} < 0$$

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

REP3

- Excursion très critique impossible
 - L'ébullition de l'eau arrête le réacteur
- Fusion du cœur possible à cause de la chaleur résiduelle
- Production d'hydrogène par réaction de vapeur d'eau avec Zr
- Empêcher l'explosion hydrogène
- Exemple: TMI

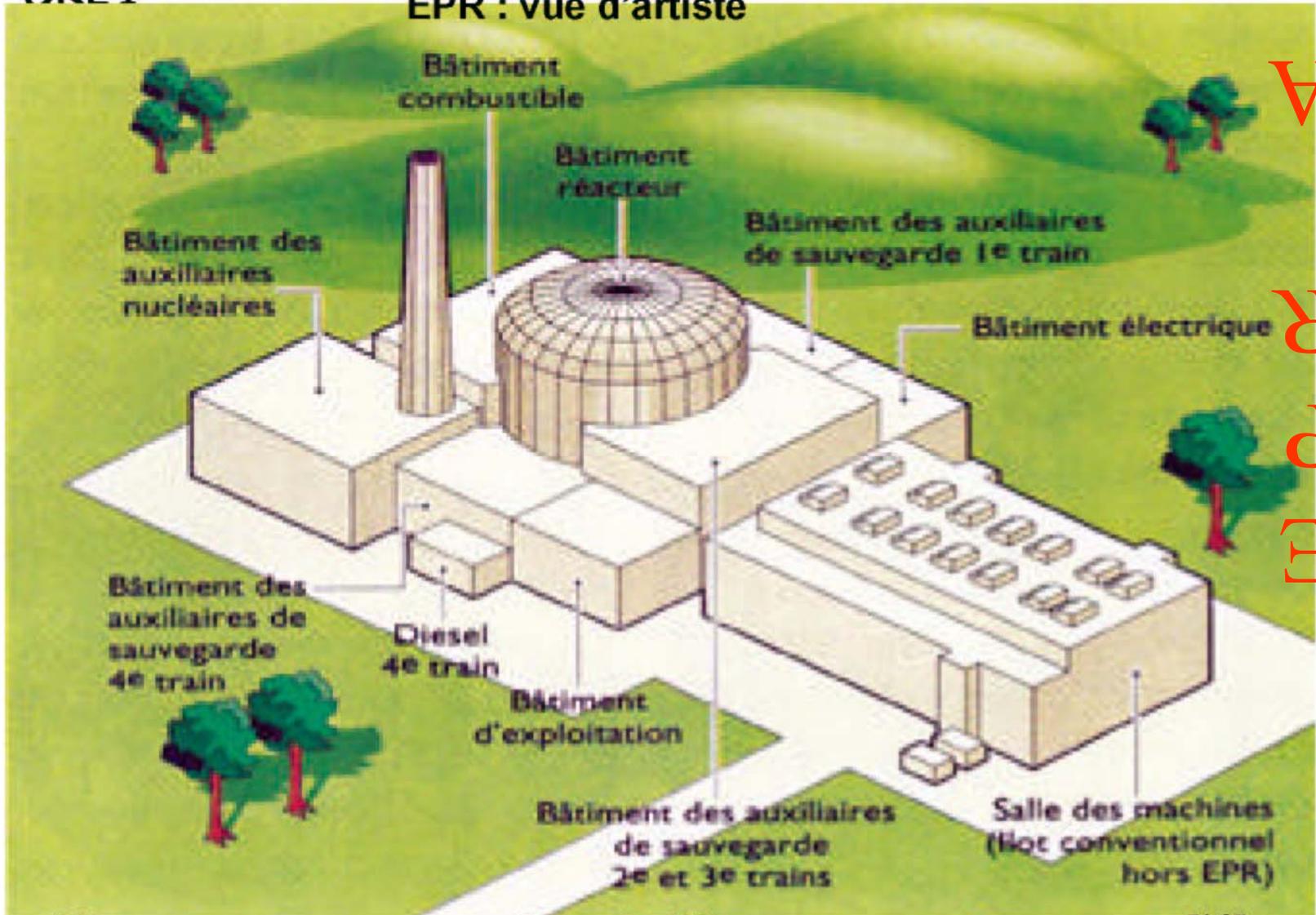
EPR

REP Amélioré

- Récupération du Corium
- Absorption de l'Hydrogène
- Uranium plus enrichi → Mox 100%, 65000 MWJ/T

GR21

EPR : vue d'artiste

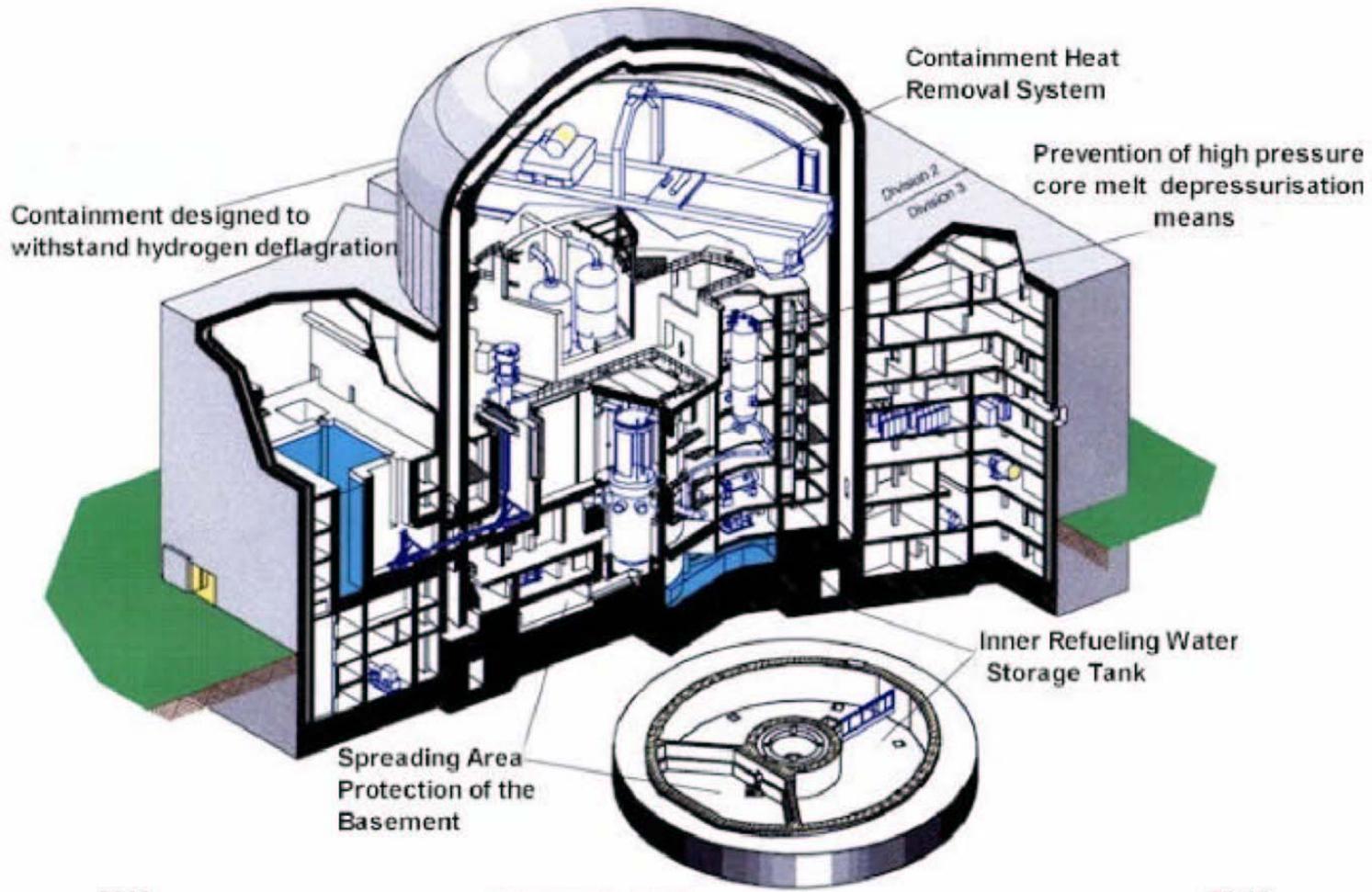


J
A
R
P
E

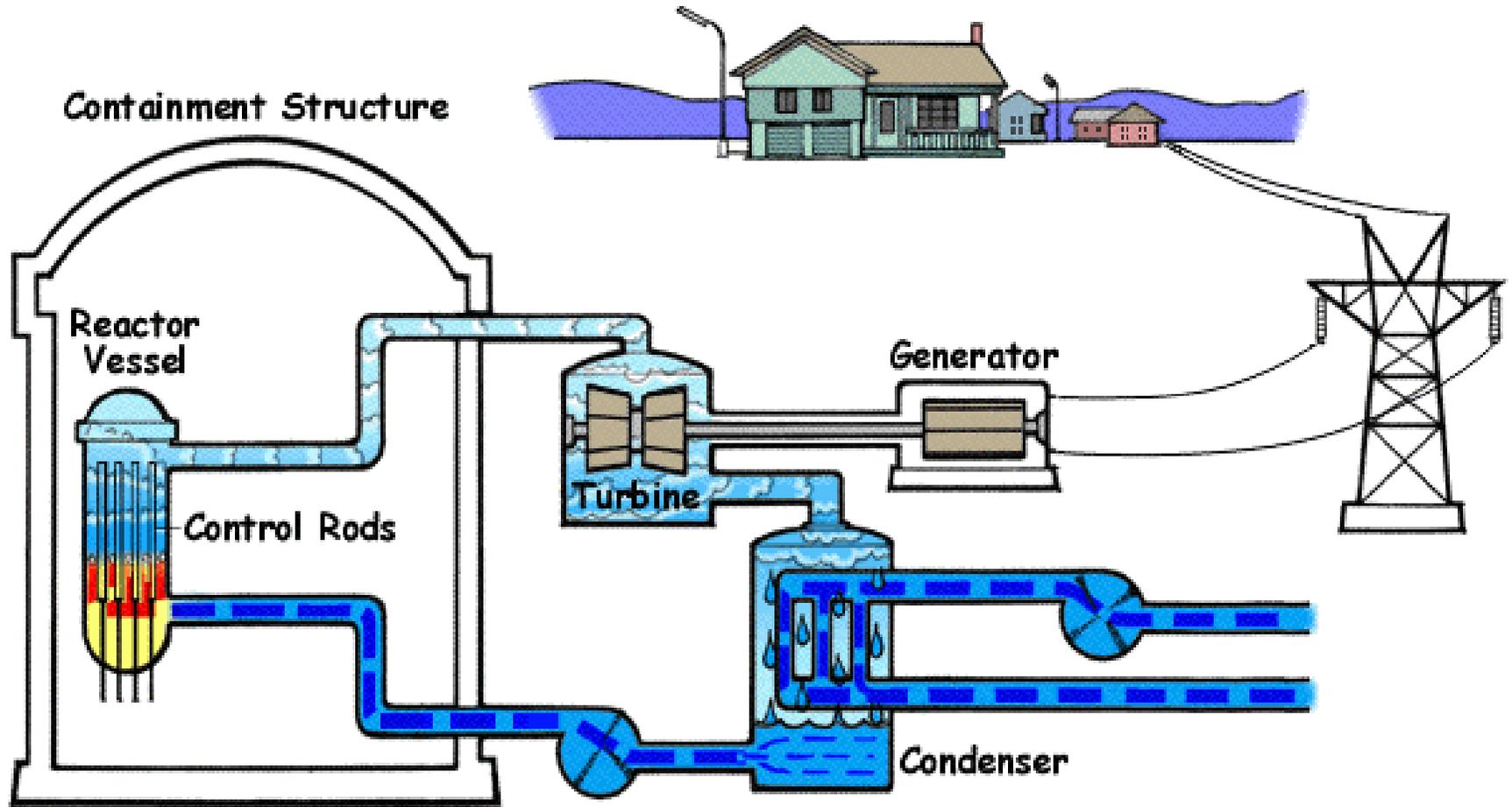
GR21

EPR : coupe verticale

C
R
P
E



REB



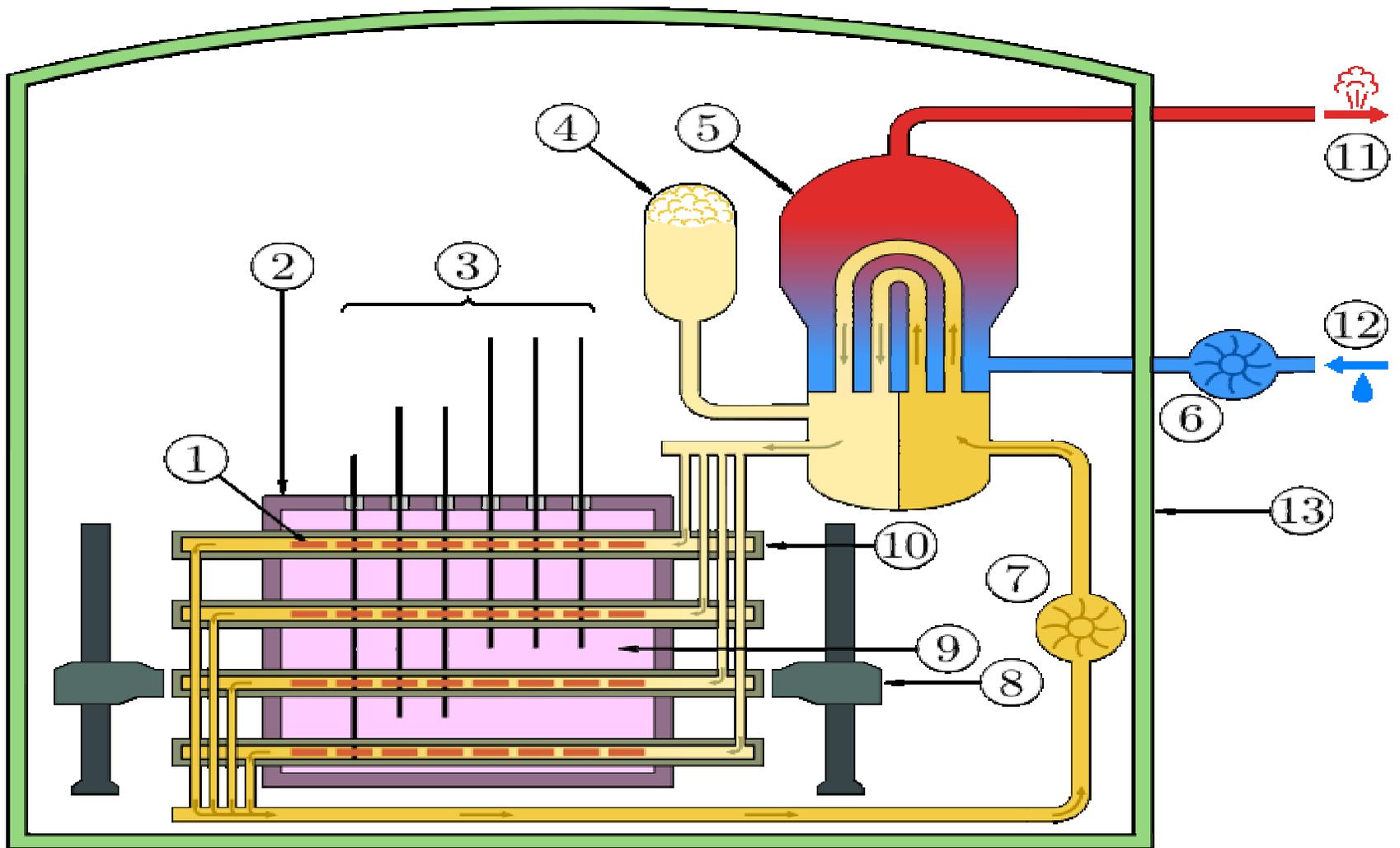
REB 2

- pression: 80 bars
- pas d'échangeur
- pas de circuit secondaire
- Moins cher

Mais

- Vapeur active
- Système diphasique
- Turbine active
- Interventions plus difficiles

CANDU



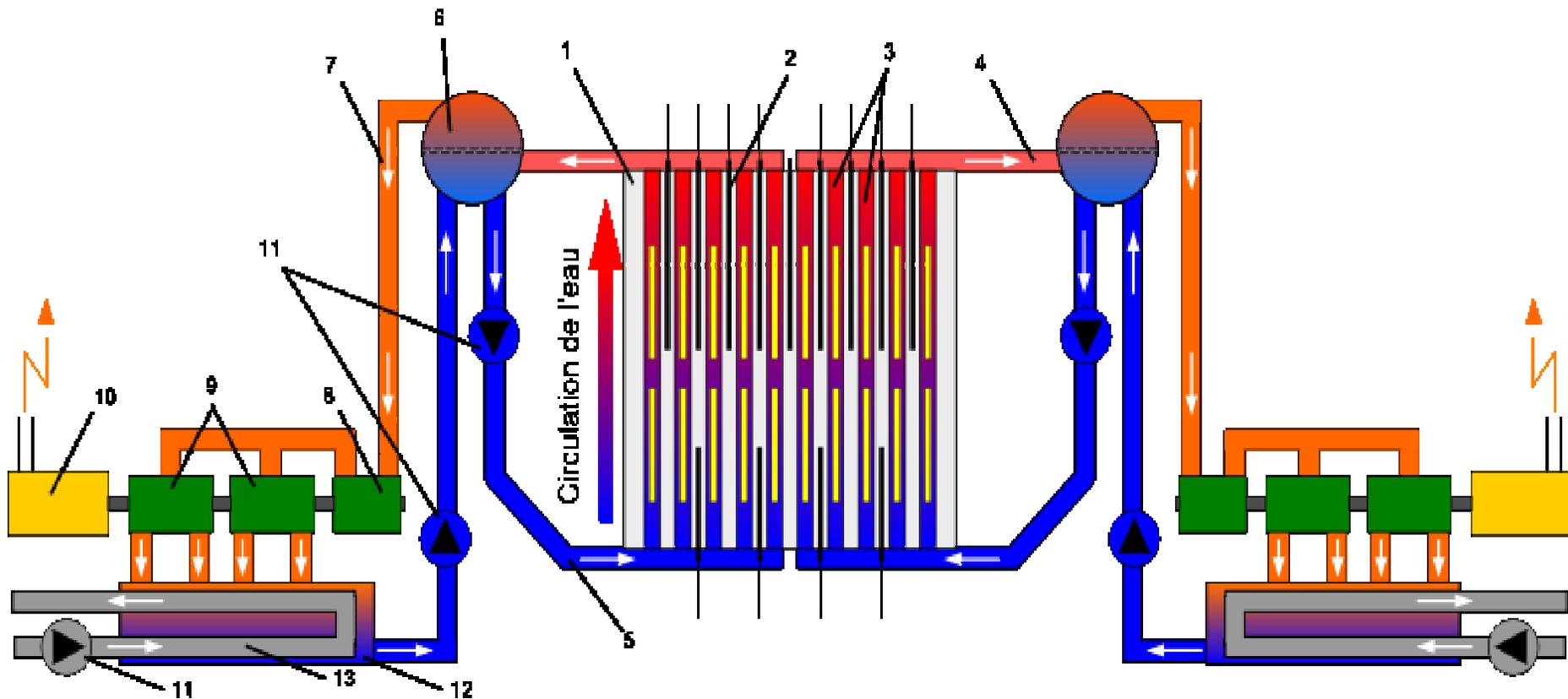
CANDU 2

- Moderateur: D2O
- Caloporteur: D2O ou H2O pressurisé
- Tubes de force
- Combustible: Uranium naturel possible**

Surgénération Thorium?

- Machine de déchargement en ligne
- Burn-up: 5 MWd/ton U
- Proliférant Pk, In**
- Bons paramètres de sûreté

RBMK (Tchernobyl)



Légende :

- | | |
|--------------------------------------------|---------------------------------------------|
| 1. Cœur du réacteur modéré au graphite | 8. Turbine à vapeur haute pression |
| 2. Barres de contrôle | 9. Turbine à vapeur basse pression |
| 3. Tubes de force contenant le combustible | 10. Générateur électrique |
| 4. Mélange eau-vapeur | 11. Pompes |
| 5. Eau légère | 12. Condensateurs |
| 6. Séparateur de vapeur | 13. Eau de refroidissement (fleuve, mer...) |
| 7. Vapeur entrante | |

RBMK 2

- Modérateur: Graphite
- Caloporteur: H₂O pressurisé
- Tubes de force
- Combustible: Uranium Enrichi
- Machine de déchargement en ligne.
Production de Pu Militaire Pu
- Instabilité Xénon
- Barres de sûreté mal conçues

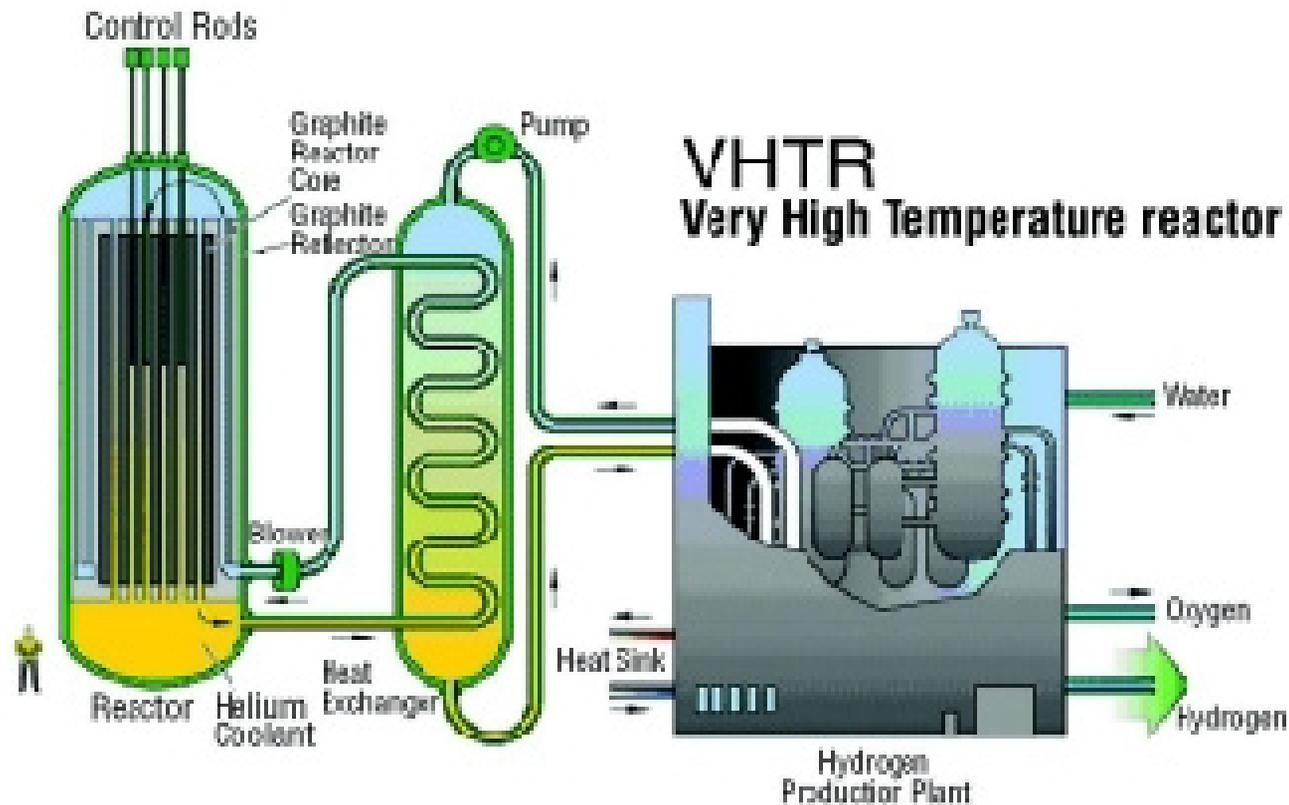
$$\frac{dk}{d\rho} < 0$$

Réacteurs à gaz

Très hautes températures

- Combustible très réfractaire
- Refroidissement de secours par radiation
- Pas de fusion de coeur possible (petits réacteurs)
- Très bon rendements
- Co-génération possible
- Production d'hydrogène
- « burn-up » élevé
- Non proliférant
- Retraitement difficile

Très haute température 2

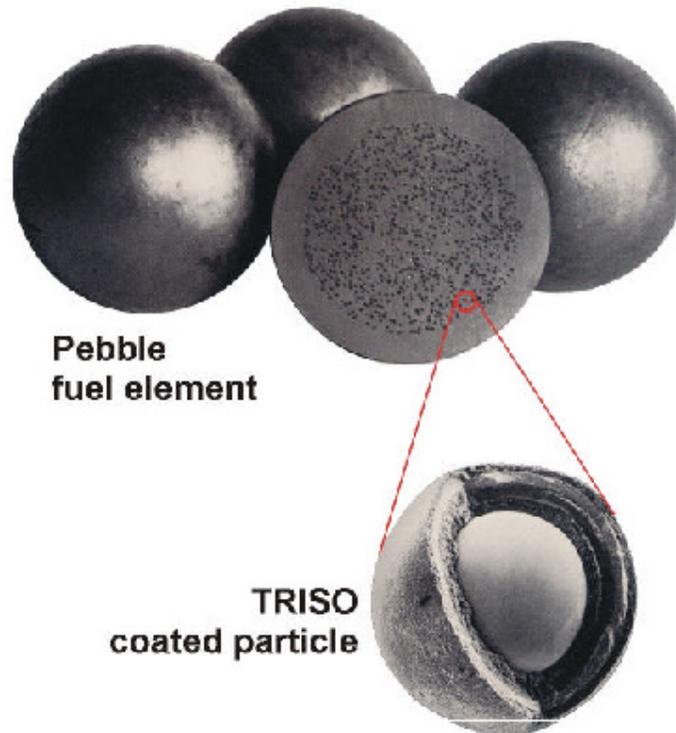


Combustible boulet

Technical Working Group 2 -- Gas Cooled Reactor Systems

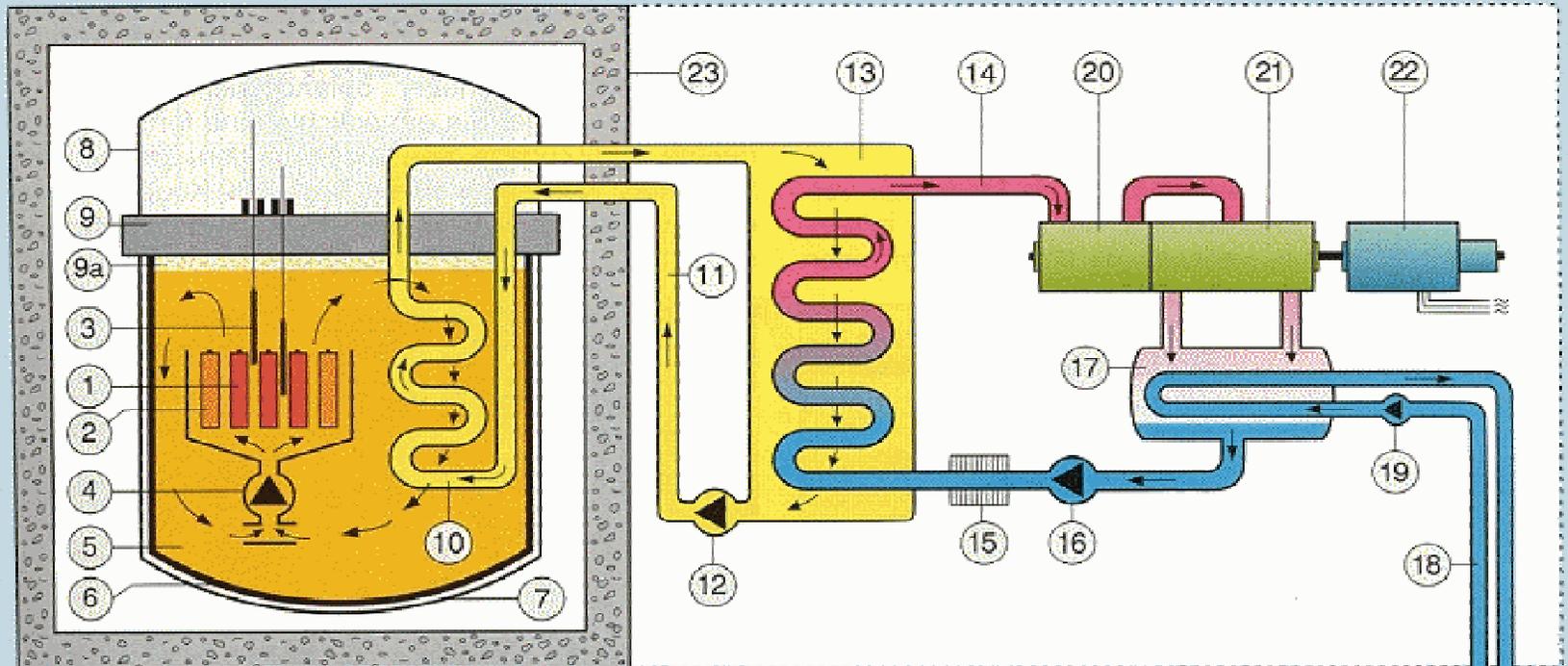
PBR Fuel

- Pebbles are 60 mm



Réacteurs refroidis avec des
métaux fondus

RNR



- 1 - élément combustible fissile
- 2 - élément combustible fertile
- 3 - barre de contrôle
- 4 - pompe de circulation du sodium
- 6 - cuve du réacteur (acier inoxydable)
- 7 - cuve de sécurité
- 8 - enceinte de confinement
- 9 - couvercle
- 9a - Atmosphère de gaz de protection (Argon)
- 10 - échangeur de chaleur intermédiaire (1 parmi 4)
- 11 - circuit de sodium secondaire
- 12 - pompe de circulation du sodium secondaire

- 13 - Générateur de vapeur (1 parmi 4)
- 14 - vapeur
- 15 - pré-réchauffeur
- 16 - pompe à eau d'alimentation
- 17 - condenseur
- 18 - eau de refroidissement (fleuve)
- 19 - pompe à eau froide
- 20 - turbine haute pression
- 21 - turbine basse pression
- 22 - génératrice
- 23 - bâtiment réacteur

Fleuve

RNR2

- pression : 2 bar ;
- température : 600°C ;
- Réacteur piscine.
- combustible: MOx U238, 14-20% Pu
- Echangeurs Na-H2O
- Eau secondaire propre
- Burnup >120000 MWd/tU

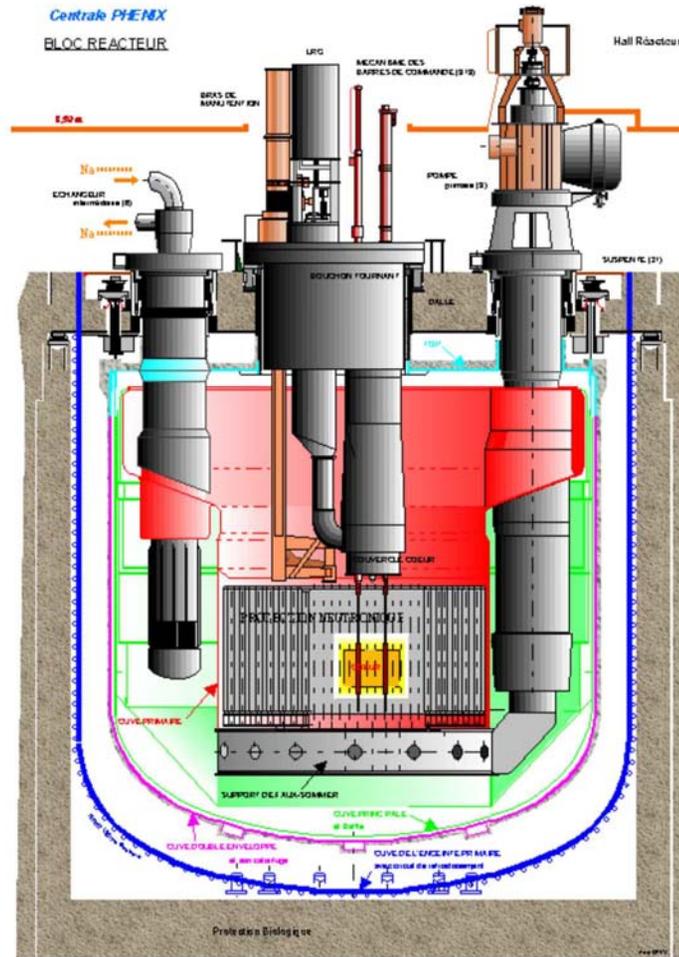
$$\frac{dk}{dT} < 0$$

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

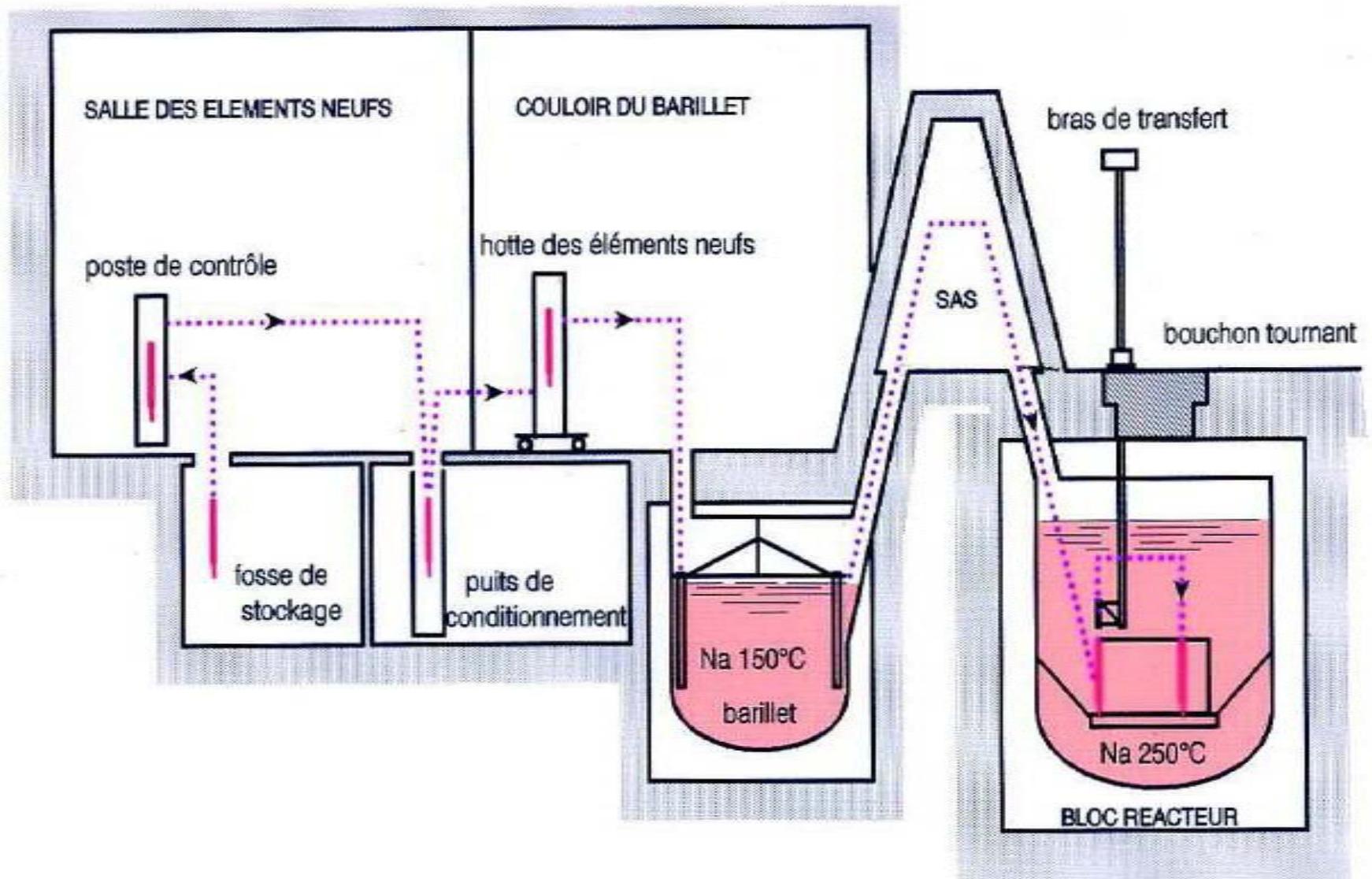
RNR3

- Grande inertie thermique de la piscine Na
- Refroidissement passif possible de la chaleur résiduelle
- Production d'hydrogène par réaction
Eau-Na
- Empêcher une explosion hydrogène
- Feu de Na

Phénix



Chargement de Phénix

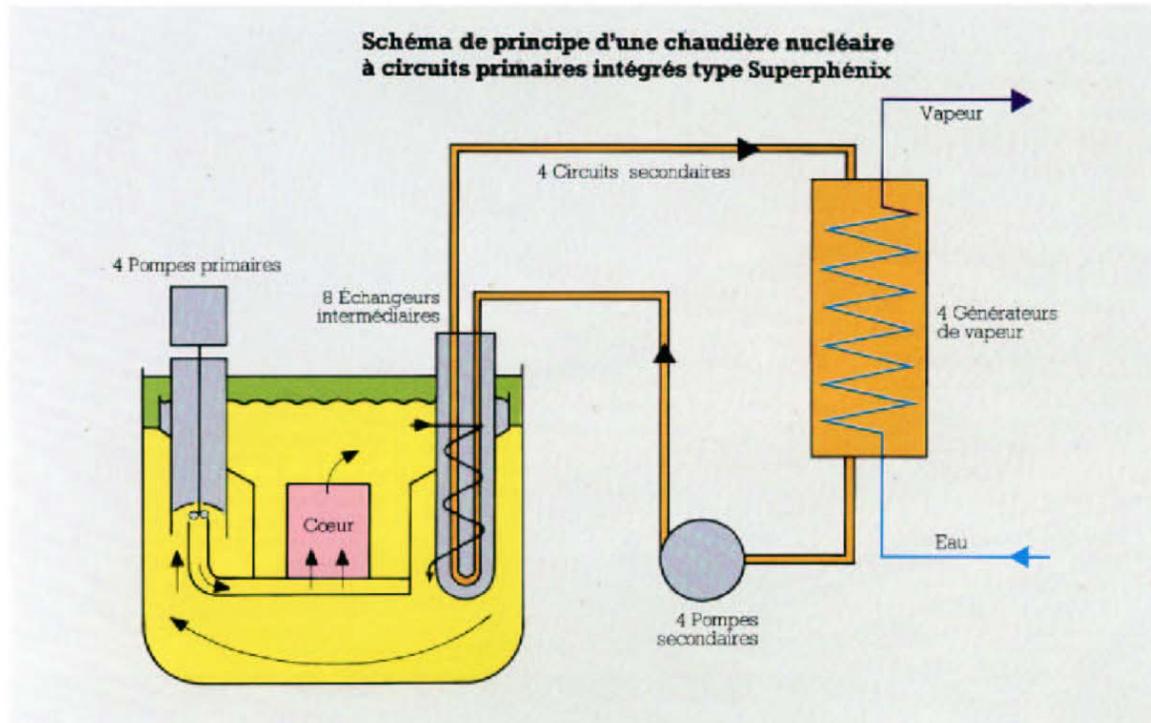


**FAST REACTORS
OPERATIONAL DATA
2006**

Reactor (country)	Thermal Power (MW)	First criticality	Final shut-down	Operational period (years)
EBR-I (USA)	1.4	1951	1957	6
BR-5/BR-10 (Russia)	8	1958		44
DFR (UK)	60	1959	1977	18
EBR-II (USA)	62.5	1961	1991	30
EFFBR (USA)	200	1963	1972	9
Rapsodie (France)	40	1967	1983	16
BOR-60 (Russia)	55	1968		38
SEFOR (USA)	20	1969	1972	3
BN-350 (Kazakhstan)	750	1972	1999	27
Phenix (France)	563	1973		33
PFR (UK)	650	1974	1994	20
JOYO (Japan)	50-75/100	1977		29
KNK-II (Germany)	58	1977	1991	14
FFTF (USA)	400	1980	1993	13
BN-600 (Russia)	1470	1980		23
SuperPhenix (France)	3000	1985	1997	12
FBTR (India)	40	1985		21
MONJU (Japan)	714	1994		12
BN-800 (Russia)	2000	Under construction		
CEFR (China)	65	Under construction		
PFBR (India)	1250	Under construction		
Total All Fast Reactors				373

Type SPx

GR21



2000

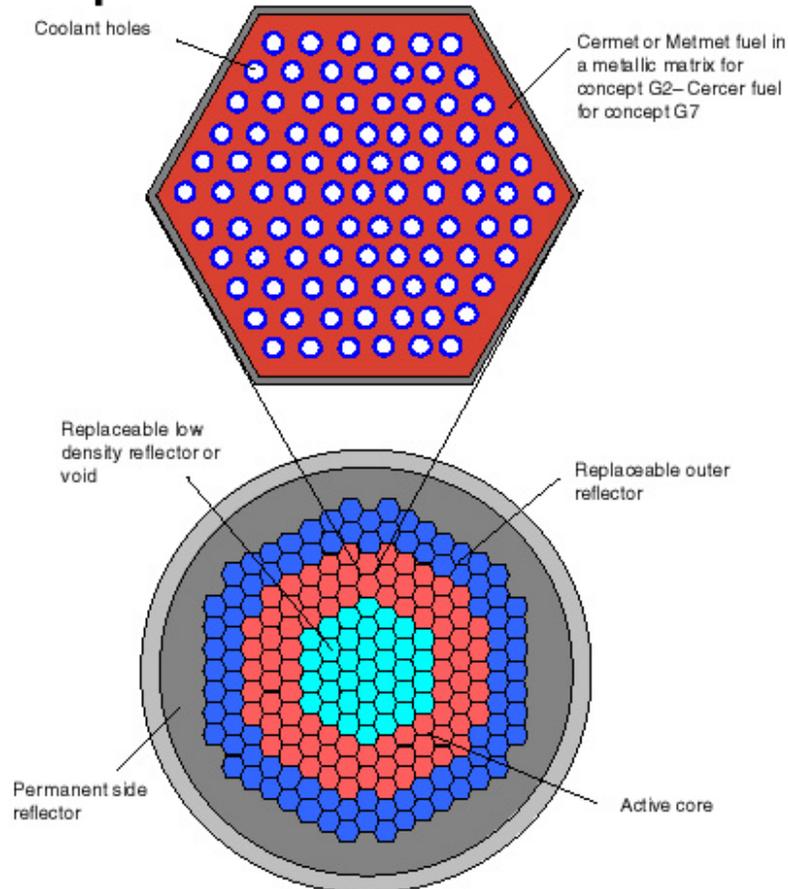
Source : Fra-ANP

71-10

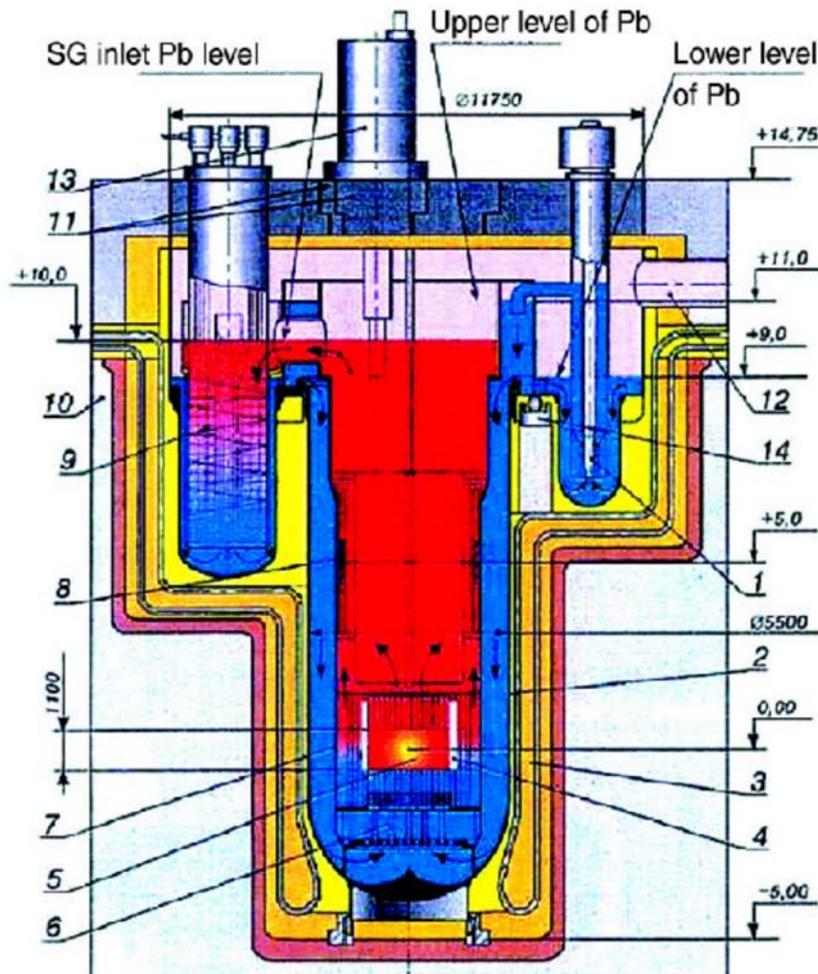
Combustible prisme

Technical Working Group 2 – Gas Cooled Reactor Systems

Example GFR Prismatic Fuel



Réacteur au Plomb



Génération IV

Partenaires:

- Argentina
- Brasil
- Canada
- France
- Japan
- South Africa
- South Korea
- USA
- UK

Interêt: China, India, Russia

Conditions à remplir

- Sûreté
 - Systèmes « pardonnants »
 - Systèmes passifs
 - Confinement
- Non proliférants
 - Pas de matière fissile pure dans le cycle
- Résistance au terrorisme
 - Sûreté
 - Transports
- Production de déchets minimum
 - Minimisation des Transuraniens
- Optimiser l'utilisation du combustible
 - Burn-up élevé
 - Sur génération

Types de Réacteurs

- Réacteurs à eau:

- Eau supercritique
- A tubes de force

- Réacteurs à gaz

- Neutrons lents, très haute température
- Neutrons rapides, surgénérateurs U-Pu, Th-U

- Réacteurs refroidis par métal liquide

- Sodium liquide, U-Pu, Th-U
- Plomb fondu (Bismuth) U-Pu, Th-U

- Réacteurs à sels fondus

- neutrons lents, surgénérateurs Th-U

- Réacteurs Hybrides

- Accélérateur, sous-criticalité

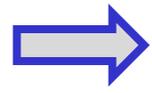
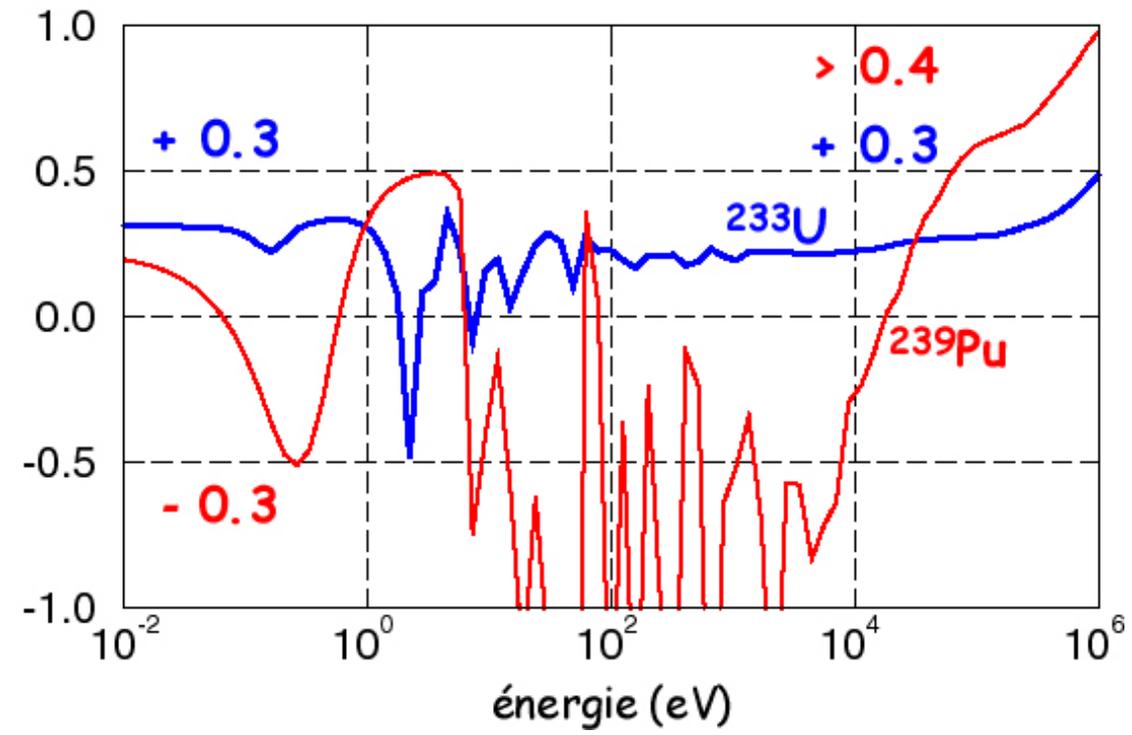
Réacteurs à sels fondus

Contexte et objectifs

- Sobriété : comment surgénérer la matière fissile ?

ν	<i>neutrons produits par fission</i>	(2.5)	} valeurs types de l' ²³³ U
- 1	<i>nouvelle fission pour criticité</i>		
- α	<i>capture parasite sur fissile</i>	(0.1)	
- (1+ α)	<i>capture sur fertile pour régénération</i>	(1.1)	

= $\nu - 2(1+\alpha)$ « neutrons disponibles » par fission (0.3)



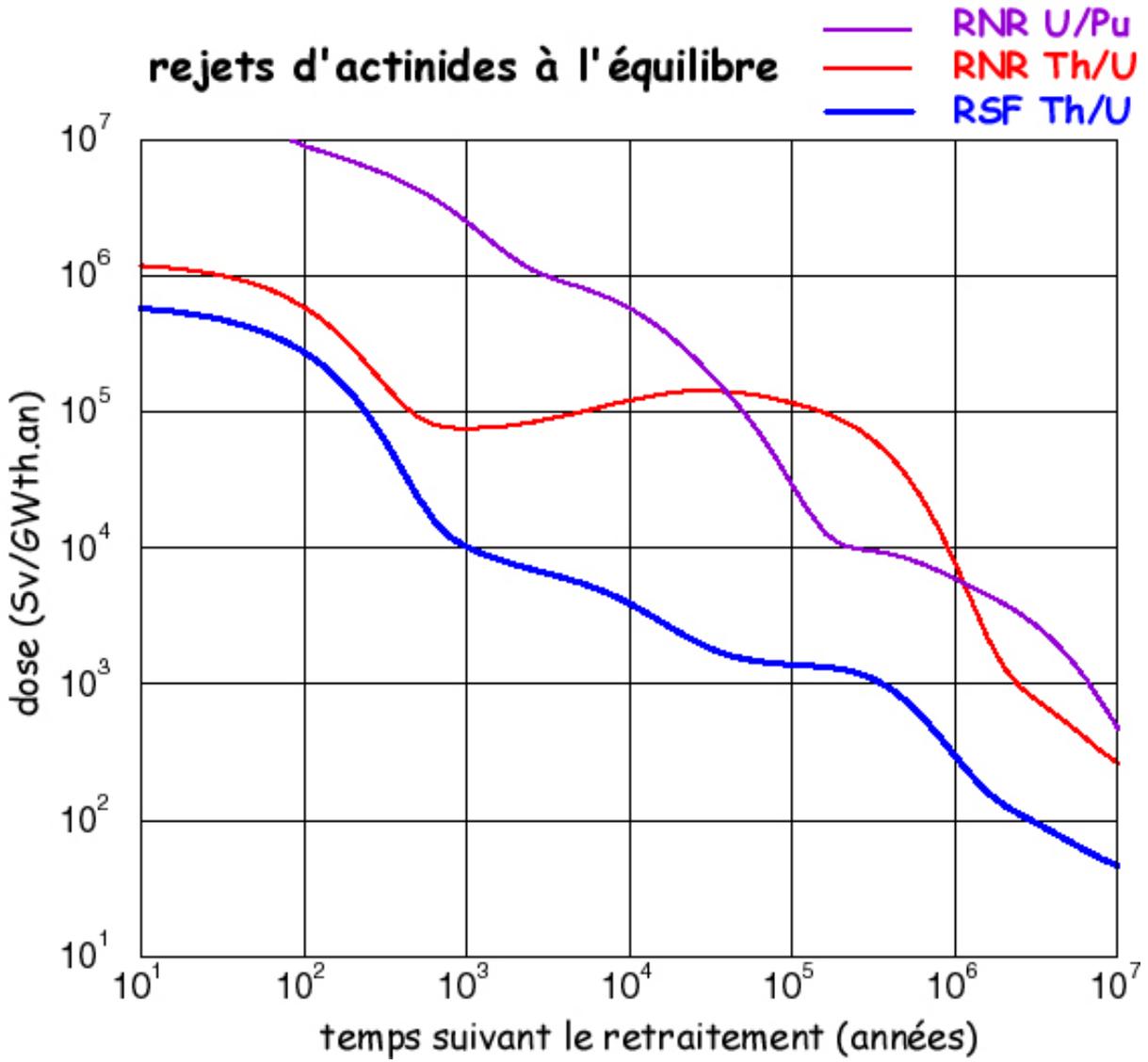
cycle U/Pu en spectre rapide

ou

cycle Th/U (rapide ou thermique)

S
U
O
J
↓
n
O
U
Θ
n

- Radiotoxicités induites par les actinides du cycle thorium

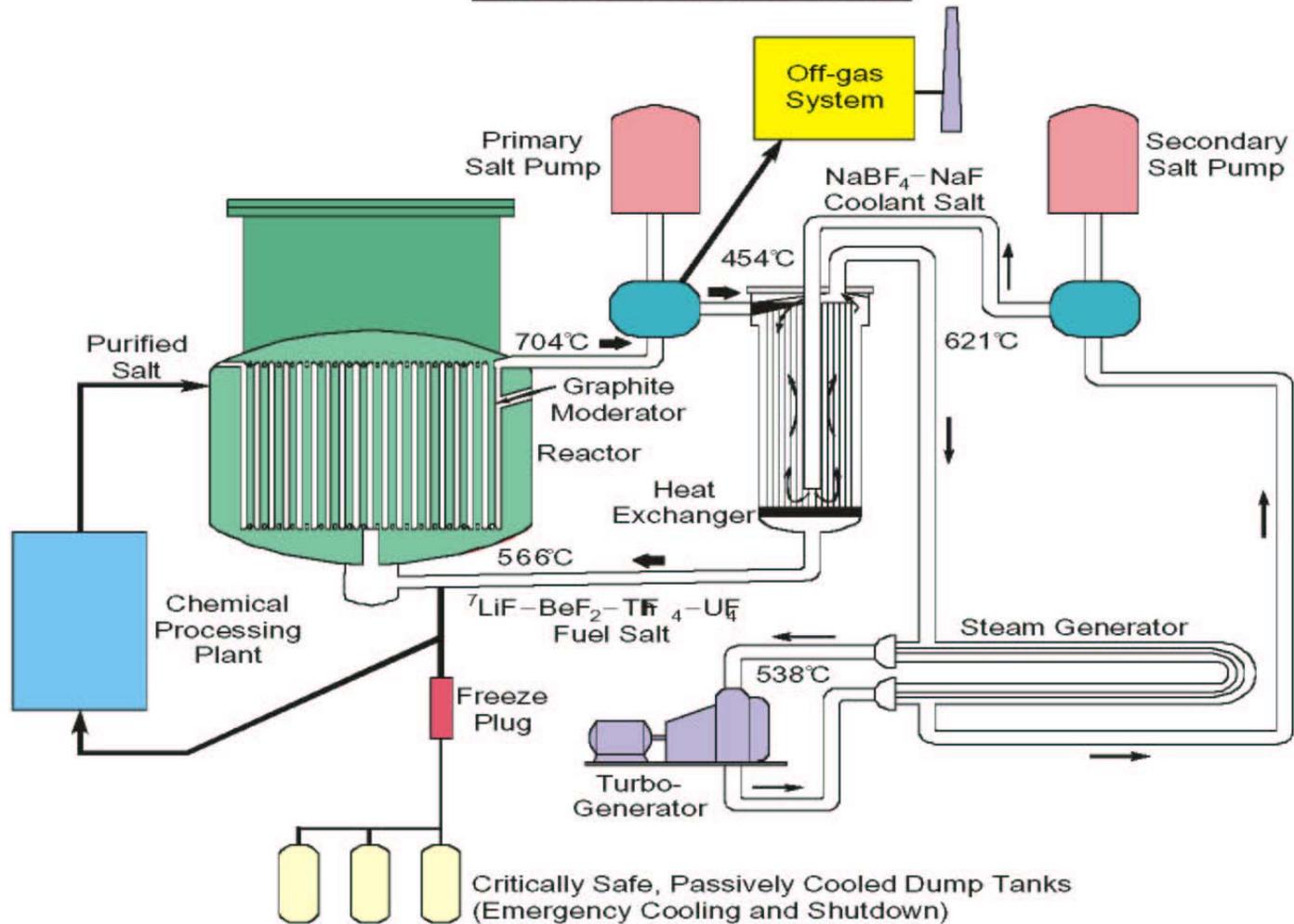


• Calcul des radiotoxicités

$$R(t) = \sum_i r_i \lambda_i N_i(t)$$

r_i = facteur de dose (Sv/Bq)

Molten Salt Reactor

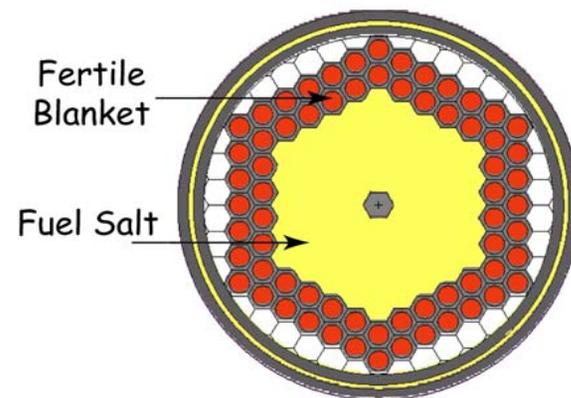
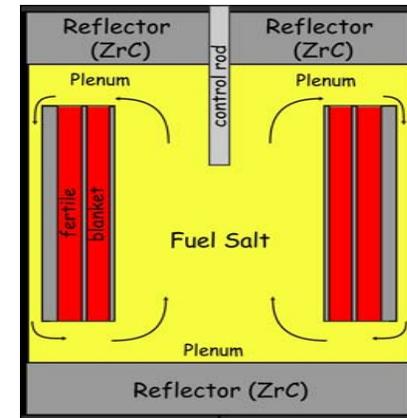


Combustibles liquides

- Mélanges de fluorures d'actinide, de berylium et de lithium
 - Extraction (Quasi) continue des F.F. et addition de Fertile-Fissile
 - Contrôle de la réactivité
 - Très bonne sûreté envers les accidents de criticité
 - Possibilité d'incinérer les fissiles burning sans régénération à partir de fertile
 - Petit inventaire possible pour les systèmes thermiques
- Faible expérience
- Difficultés avec les contraintes de sûreté

Fast neutrons Molten Salt Reactors

- No graphite:
- Passive safety: no fissile reserve, very good coefficients
- Simple on line reprocessing
- Possible initial Pu-AM load



Parametric study

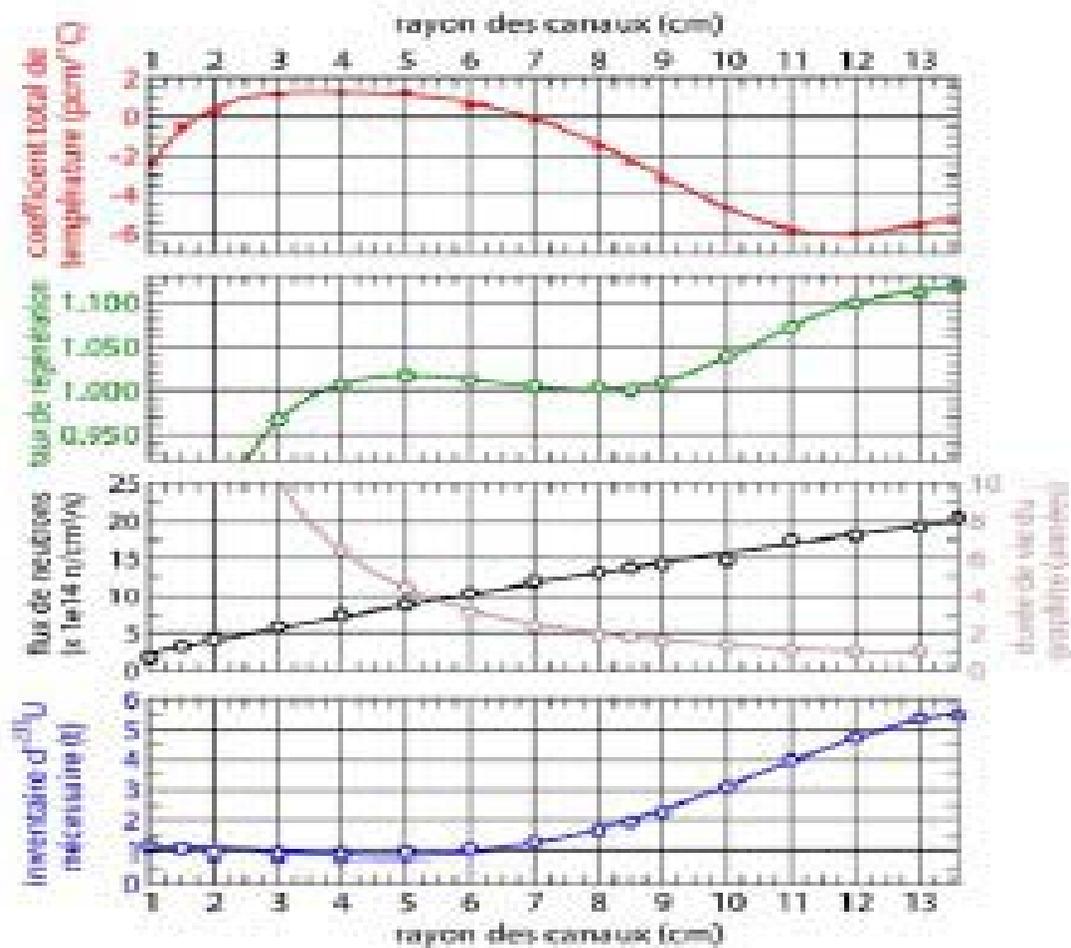


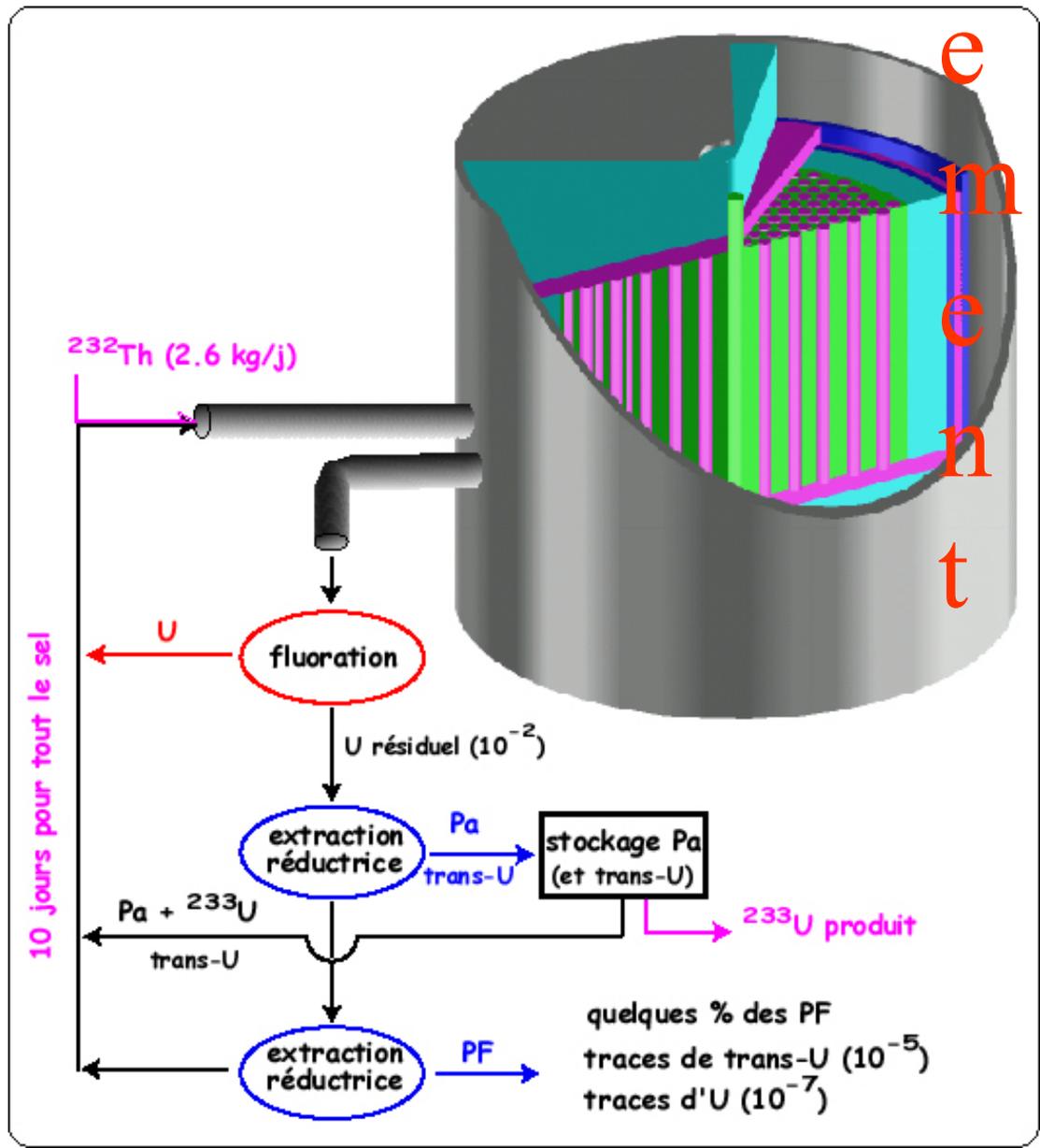
Figure 2 : Évolution de différents paramètres en fonction du rayon des canaux de sel.

**L'unité de retraitement :
3 extractions successives**

- Fluoration préalable de l'U
 - $UF_4 + F_2 \rightarrow UF_6$ volatile
 - Extraction de l'U à 99%
- Procédé intéressant
 - Inventaire d'U minimisé
 - Autres avantages à suivre

- Extraction préalable des NL
- Décroissance du ^{233}Pa
 - Au moins 3 x 27 jours
 - Extraction ^{233}U surgénéré
 - Réinjection du reste

- Extraction des PF (T = 10 j)
 - Bullage d'hélium (gaz)
 - Extraction réductrice
 - Terres rares à 20%
 - Th maintenu en sel
- Ajout de Th (inv. NL constant)



Systemes hybrides

- Faisceau de protons haute énergie sur cible Pb:
Produit 30n/proton de 1 GeV
=Source de neutrons
- Réacteur sous-critique $k=0,9..0,98$
- Gain en neutrons: 10..50
- 300..1500 n/p
- 60..3000 GeV/GeV proton
- Incinération des actinides mineurs
- Test de nouveaux systèmes

