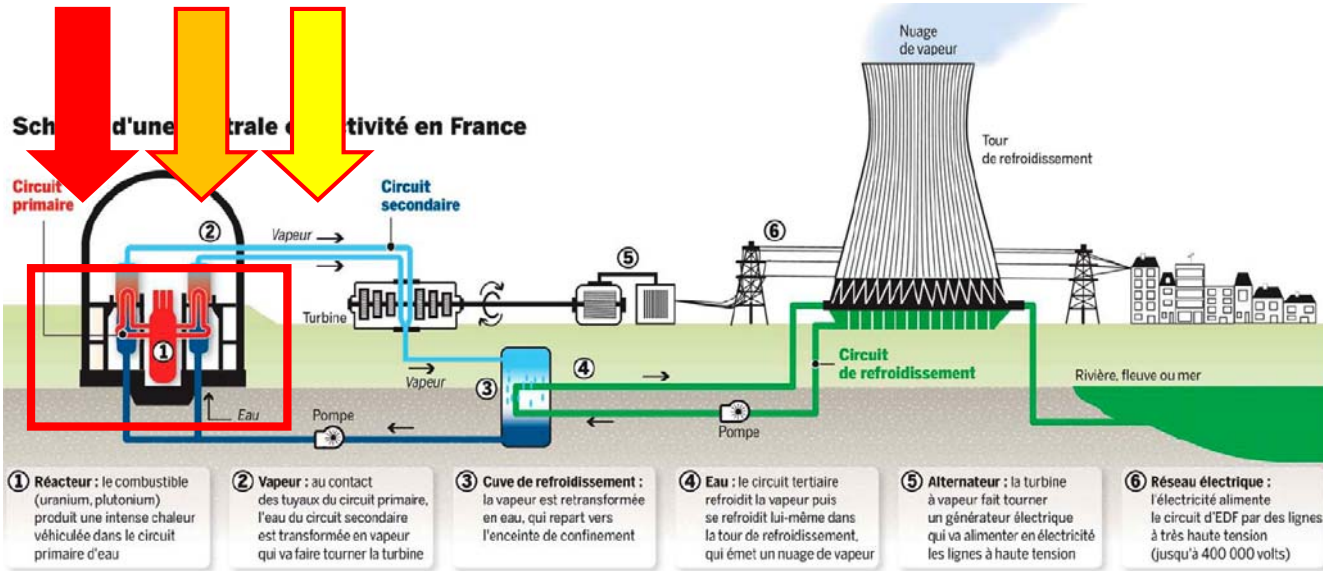
Production d'énergie - évacuation de puissance

Principales sources et échangeurs d'énergie

Cœur primaire secondaire



Plan de l'exposé

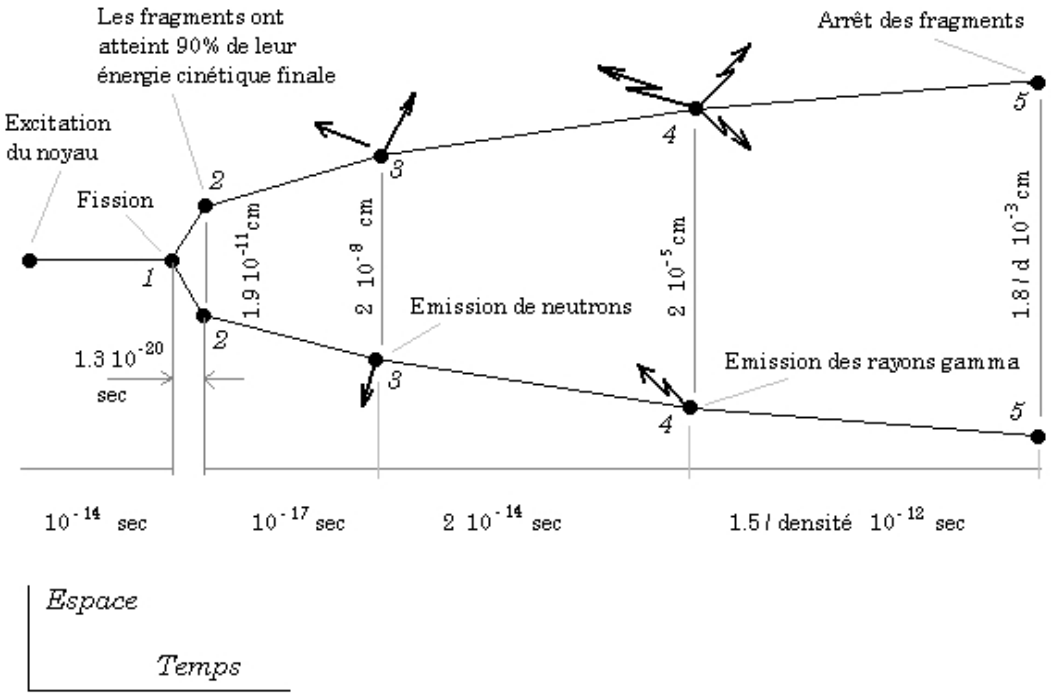
1. **Energie libérée par les fissions**
2. **Evacuation de la puissance par le caloporteur**
3. **Exploitation au secondaire**
4. **Les risques en exploitation**
5. **Puissance résiduelle et évolution du combustible**

Description de la fission

Probabilité d'interaction totale : « section efficace microscopique »

- **Absorption** ou diffusion du neutron ? « voie de sortie »
- Formation d'un **noyau composé**
- **Excitation du noyau composé** : modèle de la goutte d'eau
  Probabilité conditionnelle de voie de sortie : capture ou fission ?
- **Scission du noyau composé** :
  formation de deux groupes de **nucléons chargés**
- **Répulsion électrostatique** : gain d'énergie cinétique
- **Désexcitation** des fragments de fission excités :
  émission de neutrons et de gamma
- **Arrêt des fragments de fission** : dépôt d'énergie thermique

Chronologie du phénomène de la fission



Bilan en neutrons d'une fission

Nombre total de neutrons : prompts et retardés

235U + n thermique	**2,416** ± 0,005
239Pu + n thermique	**2,862** ± 0,008
233 U + n thermique	**2,479** ± 0,006

Neutrons retardés (de 10 - 12 secondes en moyenne)

^{235}U + n thermique	ν retardés : 1,58 10-2	fraction β **650 pcm**
^{239}Pu + n thermique	ν retardés : 6,1 10-3	fraction β **210 pcm**
^{233}U + n thermique	ν retardés : 6,6 10-3	fraction β **270 pcm**

P.F. précurseurs et neutrons retardés pour une fission d'U5

Groupe de neutrons retardés	Exemples	Temps de vie (en s)	Energie moyenne (en KeV)	Nombre moyen β_i (en pcm)
Groupe 1	^{87}Br	55,7	250	24,5
Groupe 2	^{137}I	54,4	560	142,4
	^{88}Br	15,9		
Groupe 3	^{138}I	6	450	127,4
	^{89}Br	4,5		
	$^{93, 94}$Rb	5,9 - 2,7		
Groupe 4	^{139}I	2	450	256,8
	Cs, Sb ou Te	1,6 - 2,4		
	$^{90, 92}$Br	1,6 - 0,25		
	^{93}Kr	1,2		
Groupe 5	^{140}I ou Kr	0,8	420	74,8
Groupe 6	Br, Rb, As	0,2	n. d.	27,3

Temps d'émission moyen : 10 à 12 s **Fraction moyenne : 650 pcm pour l'U^{235}**

Energie libérée par une fission contrôlée

Bilan détaillé (U^{235})

Energie cinétique des fragments de fission		167,8 ± 3 MeV
Energie des neutrons	ν_p neutrons prompts	4,79 ± 0,07 MeV
	ν_r neutrons retardés < 50 ns	< 0,01 MeV
Energie des photons γ ***(P.F.)***		7,5 ± 0,8 MeV
	> 50 ns	7,7 ± 1,3 MeV
Energie des β- ***(P.F.)***	n_β nombre de β émis = 6,04 ± 0,05	7,0 ± 0,4 MeV
Energie des neutrinos	non utilisable en raison de l'absence d'interactions	9,6 ± 0,5 MeV *estimée d'après les β-*
Energie totale		**204,4 ± 5,26 MeV**
Mais on peut rajouter dans un processus stable : **Energie des photons γ de capture**		(réaction entretenue) 8,5 MeV

Exemples d'énergie (MeV) libérée par différentes fissions

Noyaux fissiles

^{233}U	190.0+/-0.5
^{235}U	192.9+/-0.5
^{239}Pu	198.5+/-0.8
^{241}Pu	200.3+/-0.8

Noyaux fissibles

^{232}Th	184.2+/-0.9
^{234}U	188.9+/-1.0
^{236}U	191.4+/-0.9
^{238}U	193.9+/-0.8
^{237}Np	193.6+/-1.0
^{238}Pu	196.9+/-0.8
^{240}Pu	196.9+/-1.0
^{242}Pu	200.0+/-1.9

Energie fournie par une fission à retenir : 200 MeV

Quels noyaux peut-on fissionner ?

E (excitation) = E de liaison (neutron – noyau) + E cinétique du neutron et du noyau

Fixe et dépendant du noyau cible **Variable selon le neutron**

La fission par les neutrons ne peut se produire qu'avec des noyaux de Z > 90 pour que E* soit suffisante

La fission est plus facile avec des noyaux comportant un nombre impair de neutrons

Noyaux fissiles

Noyaux pouvant être fissionnés **même avec des neutrons thermiques**, même ceux dont l'énergie cinétique est très faible **:**

U 233 , U 235 , Pu 239 , Pu 241

	U 233	U 235	Pu 239	Pu 241
N	141	143	145	147
Z	92	92	94	94

Noyaux fissibles

E (excitation) = E de liaison (neutron – noyau) + E cinétique du neutron et du noyau

Fixe et dépendant du noyau cible — **Variable selon le neutron**

Noyaux qui ne peuvent être fissionnés que par des **neutrons rapides**,
qui apportent un **complément d'énergie d'excitation** sous la forme d'énergie cinétique :

U 238 , Pu 240

Pour ce type de noyau la fission est une réaction à seuil.
Pour l'uranium 238 le **seuil** est entre 800 keV et 1,3 MeV.

	U 238	Pu 240
	146	146
Z	92	94

Noyaux fertiles

Noyaux susceptibles de se transformer en noyaux fissiles
par capture neutronique, puis par désintégrations radioactives

$$U_{238} + n \rightarrow U_{239} \xrightarrow{\beta^-} Np_{239} \xrightarrow{\beta^-} Pu_{239}$$

Temps de ½ vie : 23 minutes — **2,3 jours**

Production de plutonium dans les réacteurs :
Conversion et surgénération possible

Réaction proliférante très importante pour le fonctionnement
et la durée de vie du combustible (**MOX**)

Réaction importante pour la **gestion des déchets…**

Produits de fission

- **Importance des neutrons retardés : précurseurs (35/500)**

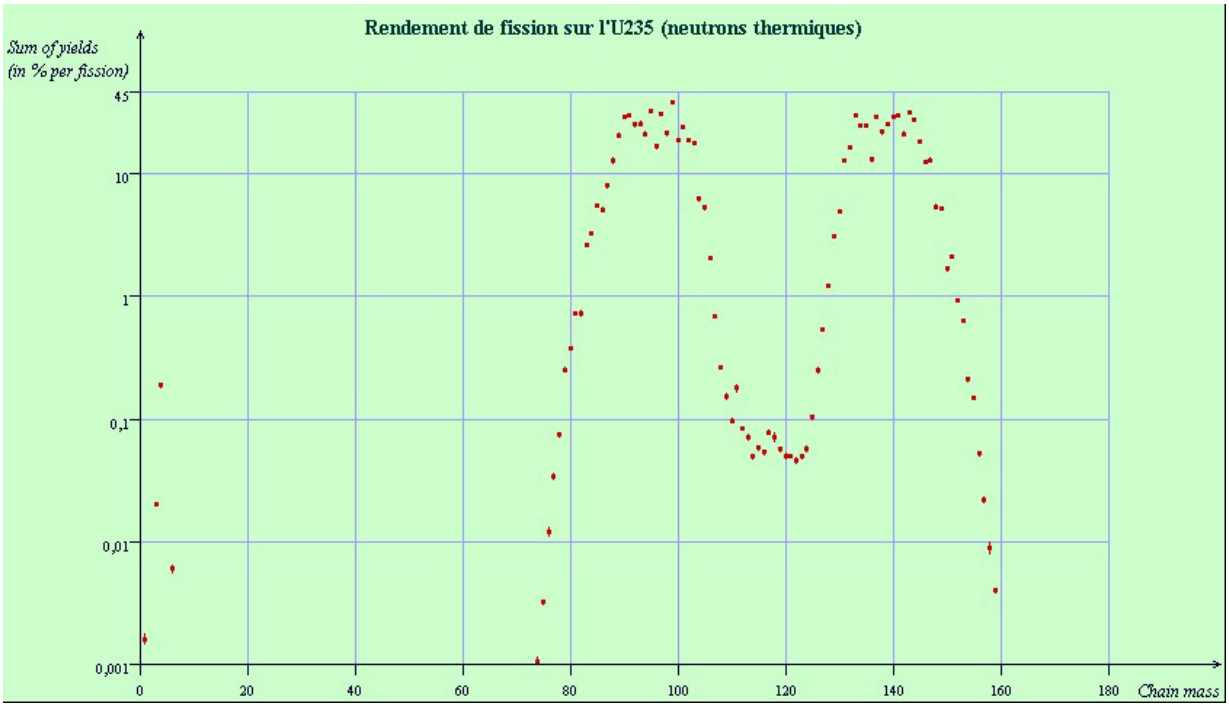
Ce sont eux qui fournissent les neutrons retardés
Ce sont eux qui permettent le contrôle du réacteur
Tout dépend du β

- **Distribution statistique des produits de fission**

Une fission = deux P.F.
La distribution se fait en deux groupes

- **et de la puissance résiduelle**

leur évolution radioactive fourni une puissance dite résiduelle à évacuer même à l'arrêt…



Distribution des produits de fission thermique de l'Uranium 235

Plan de l'exposé

1. Energie libérée par les fissions
2. **Evacuation de la puissance par le caloporteur**
3. **Exploitation au secondaire**
4. **Les risques en exploitation**
5. **Puissance résiduelle et évolution du combustible**

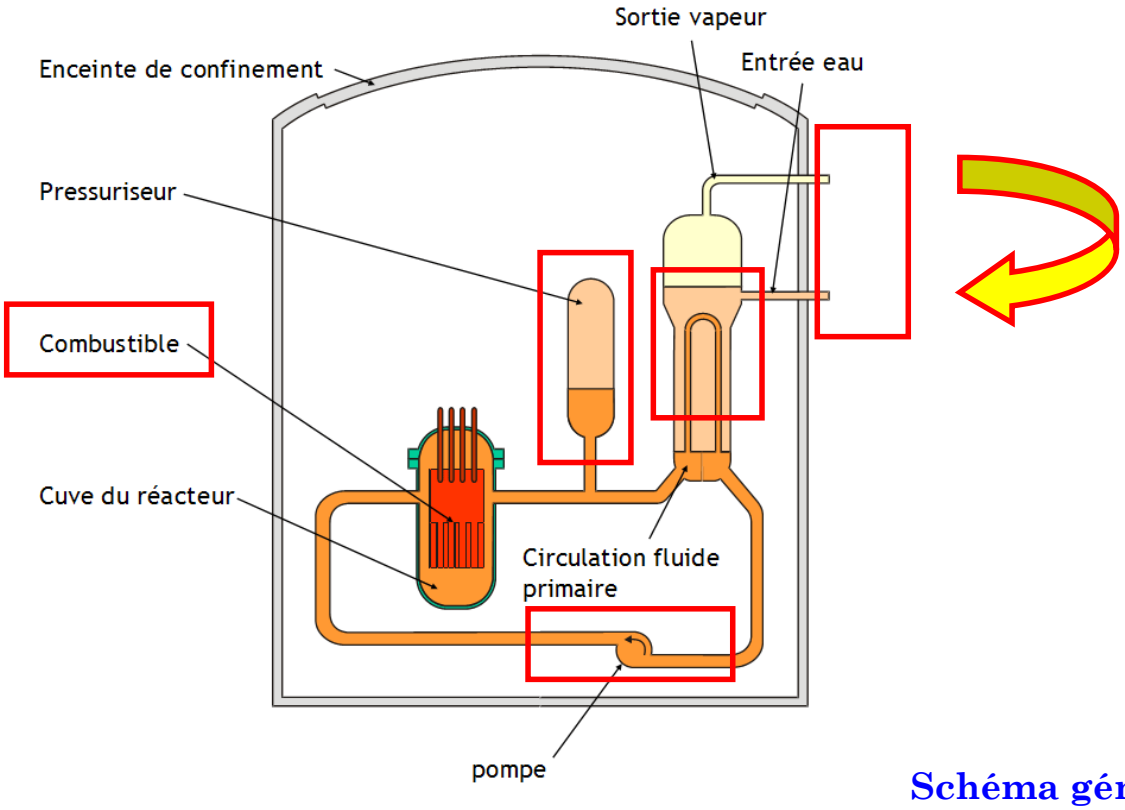
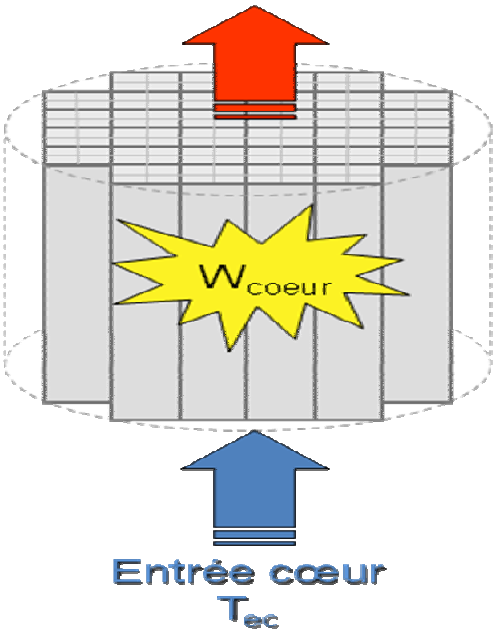


Schéma général

Importance du caloporteur : récupération de la puissance



Transfert d'énergie thermique par le caloporteur (primaire)

$W_{coeur} = k.\ \Phi = \mathbf{M}\ .\ c_p\ .\ (\mathbf{T_{sc}-T_{ec}})$

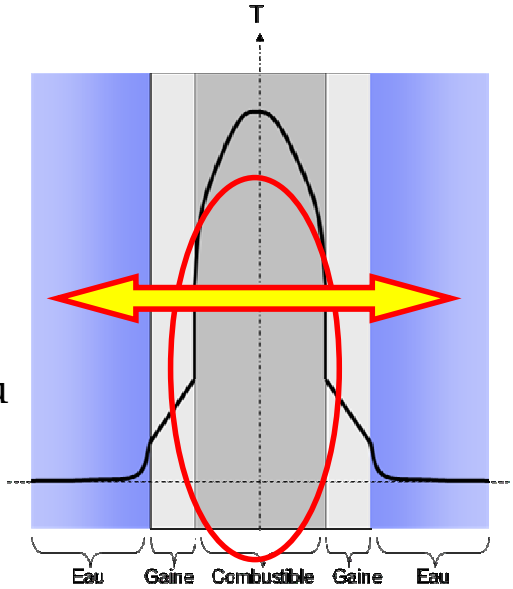
M : débit primaire ($kg.s^{-1}$)

Φ : flux de neutrons thermiques

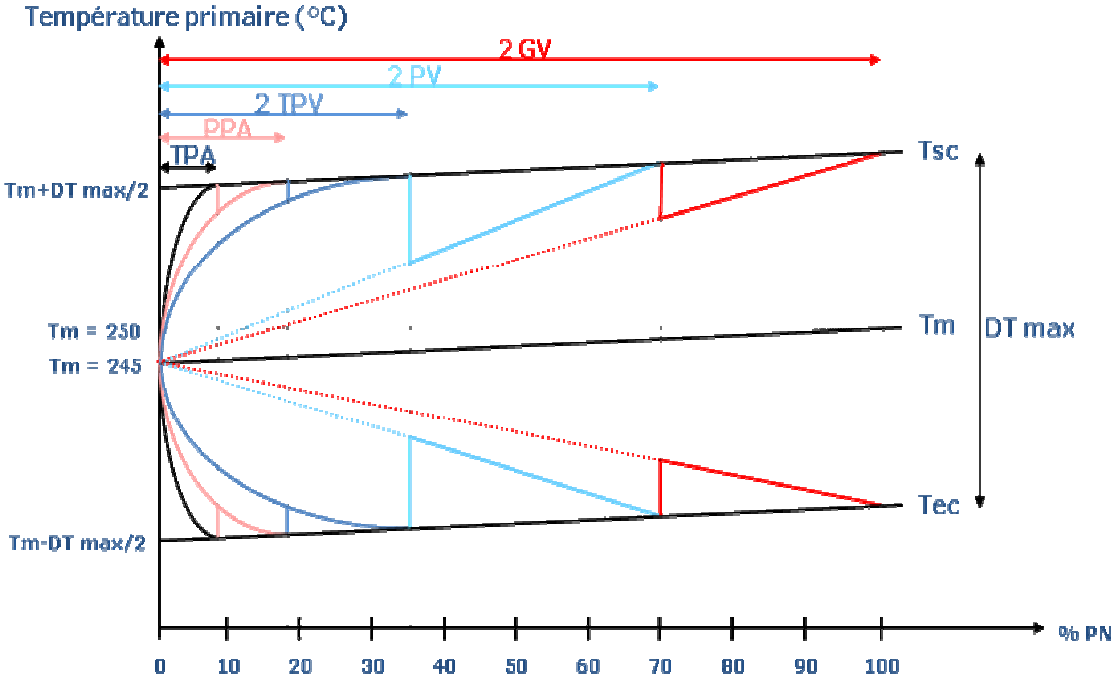
c_p : capacité calorifique massique du caloporteur ($kJ.kg^{-1}.°C^{-1}$)

$\Delta T_{coeur} = T_{sc}-T_{ec}$

$T_m = (T_{ec}+ T_{sc})/2$



Importance du débit de fluide caloporteur : pompage et régulation



Efficacité des pompes primaires

La pompe est placée sur la **jambe froide** de la boucle primaire
Cela permet de **réduire la puissance des pompes** pour une même perte de charge (**masse volumique plus grande**),

$$W = \frac{M \times \Delta P}{\rho \times \eta}$$

W : puissance électrique de la pompe (Watts),
M : débit massique de la pompe en (kg.s-1),
Δp : hauteur manométrique engendrée par la pompe (Pa),
ρ : masse volumique du fluide (kg.m-3),
η : rendement de la pompe.

Alimentation directe du cœur en phase accidentelle (brèche primaire).

Pompe primaire de centrale REP EdF (palier 1300 MWe)

Pertes de charge :

ΔP résistant = 6,8 bars (+ 25% à froid)

Débit primaire

M_{coeur} = 4 x 23.000 m3/h ,

Puissance hydraulique

$W_{hydr} = M.\Delta P \approx 4{,}3$ MW

x4 → 17 MW dissipés (**chaleur**)

Puissance électrique :

$W_{elec} \approx 5{,}3$ MWe

x4 → 21 MWe consommés (1,5% PN))

Contraintes thermodynamiques

Circuit primaire : température et pression élevée
Mais surtout pas d'ébullition pour éviter la caléfaction

Marge suffisante vis-à-vis du point critique de l'eau : 221 bars et 374°C

Suffisamment élevée pour chauffer le secondaire, rendement de Carnot

Contraintes thermomécaniques

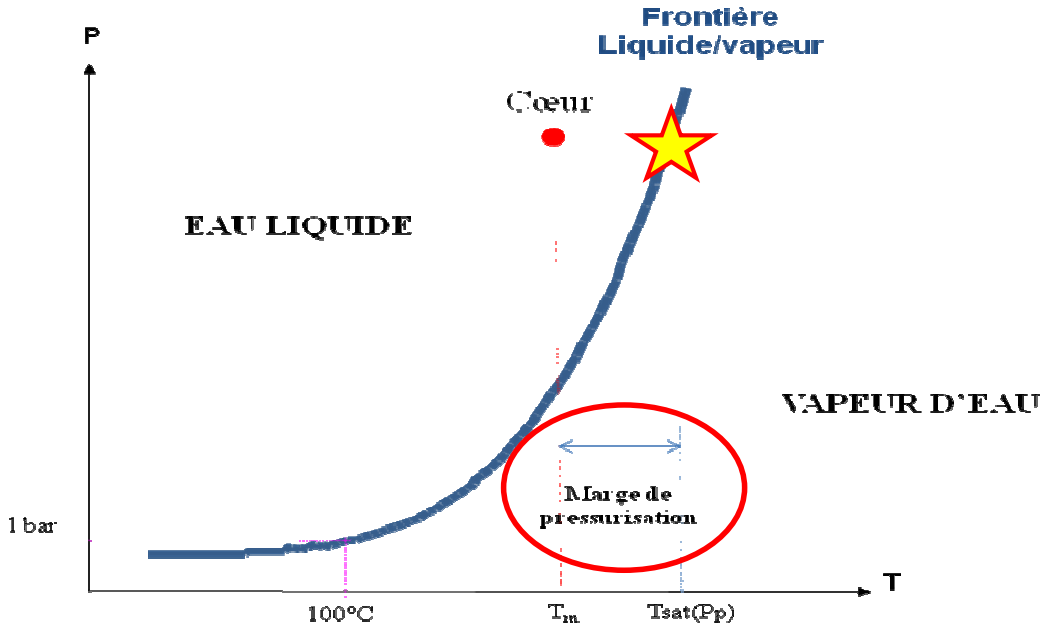
Fluage et gonflement sous flux des aciers inoxydables pour des températures supérieures 400°C.

Risque de corrosion sous contrainte des zones les plus chaudes (gainage combustible, tubes GV)

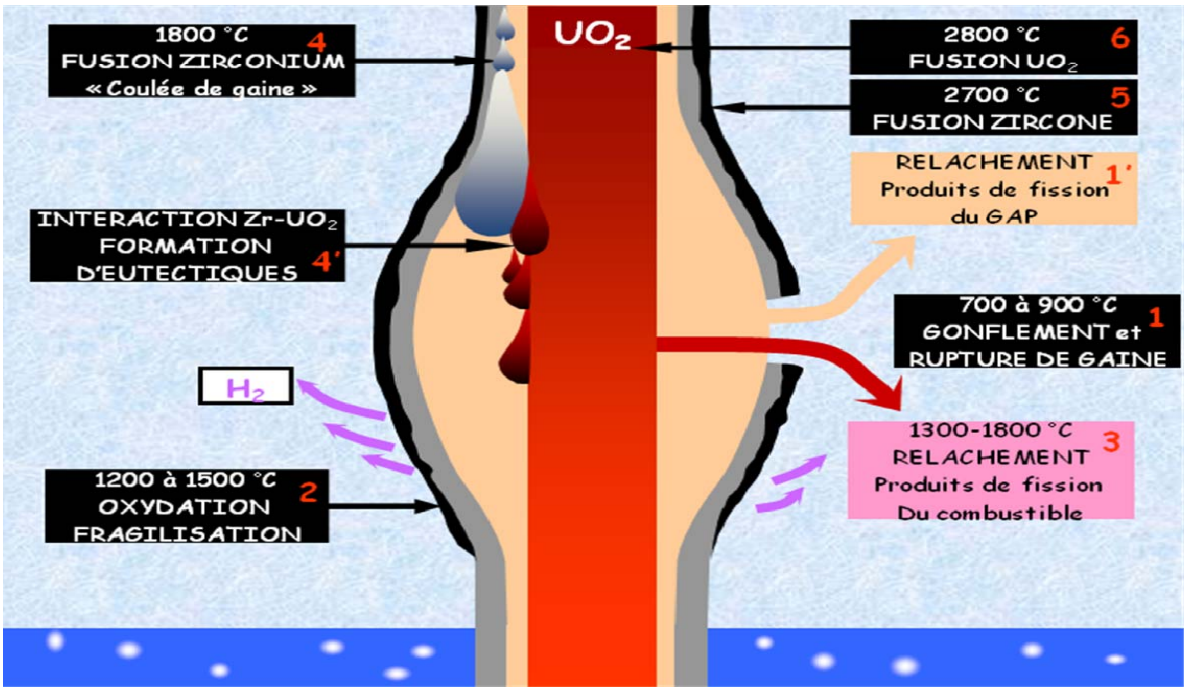
Contraintes économiques

Choix des matériaux de l'enceinte et leur résistance vis à vis de la pression

Diagramme limite thermodynamique du primaire



Risques de rupture de la gaine : barrière de confinement



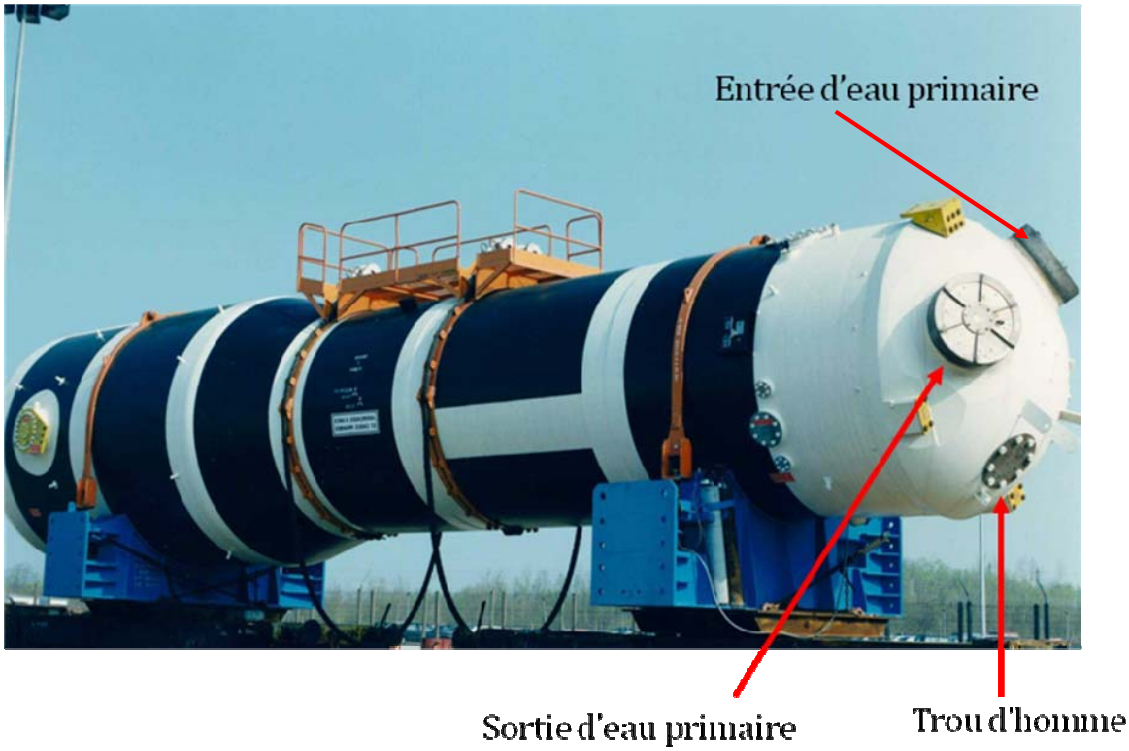
Rôle du pressuriseur dans le circuit primaire

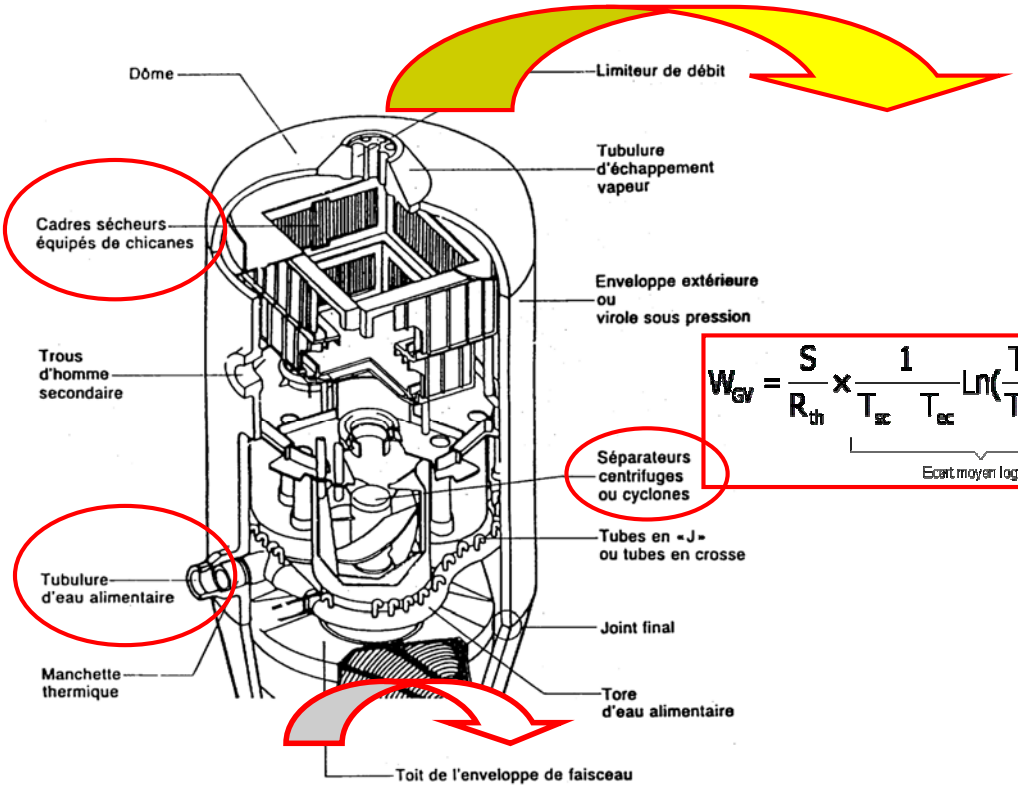
Réguler la pression par des cannes chauffantes et des "douchettes"
Absorber les dilatations du fluide primaire
Permettre le **dégazage** du circuit primaire

Plan de l'exposé

1. Energie libérée par les fissions
2. Evacuation de la puissance par le caloporteur
3. **Exploitation au secondaire**
4. **Les risques en exploitation**
5. **Puissance résiduelle et évolution du combustible**

Rôle du générateur de vapeur





$$W_{GV} = \frac{S}{R_{th}} \times \underbrace{\frac{1}{T_{sc} - T_{ec}} \ln\left(\frac{T_{sc} - T_{ec}}{T_{ec} - T_{sat}}\right)}_{\text{Ecart moyen logarithmique}} \approx \frac{S}{R_{th}} \times (T_m - T_{sat})$$

Fonctionnement d'un générateur de vapeur

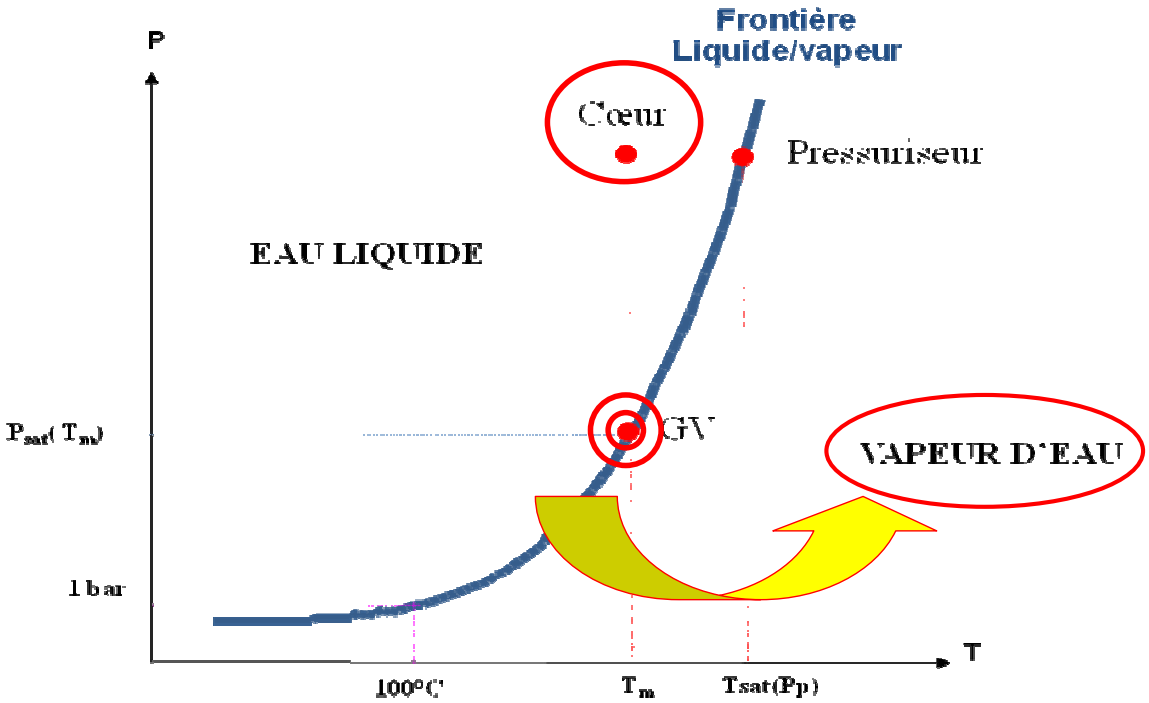
$$W_{GV} = \frac{S}{R_{th}} \times \underbrace{\frac{1}{T_{sc} - T_{ec}} \mathrm{Ln}\left(\frac{T_{sc} - T_{ec}}{T_{ec} - T_{sat}}\right)}_{\text{Ecart moyen logarithmique}} \approx \frac{S}{R_{th}} \times (T_m - T_{sat})$$

Le générateur de vapeur est un **générateur à recirculation**
La vapeur produite par chauffage a un **titre de l'ordre de 25%,**
le titre est monté à 99% à l'aide **d'assécheurs-séparateurs**.

L'eau liquide récupérée est **renvoyée au pied du GV**
où elle se mélange à l'eau alimentaire.

Le **débit de l'eau de recirculation** est environ 4 fois supérieur
au **débit d'eau alimentaire**

Diagramme thermodynamique du circuit secondaire



Contraintes thermodynamiques

Circuit secondaire : **température et pression saturante** élevées
Nécessairement **ébullition** pour produire de la vapeur

En quantité suffisante par rapport aux **besoins des turbines**

La température et la pression saturantes sont pilotées par la demande

Contraintes thermomécaniques

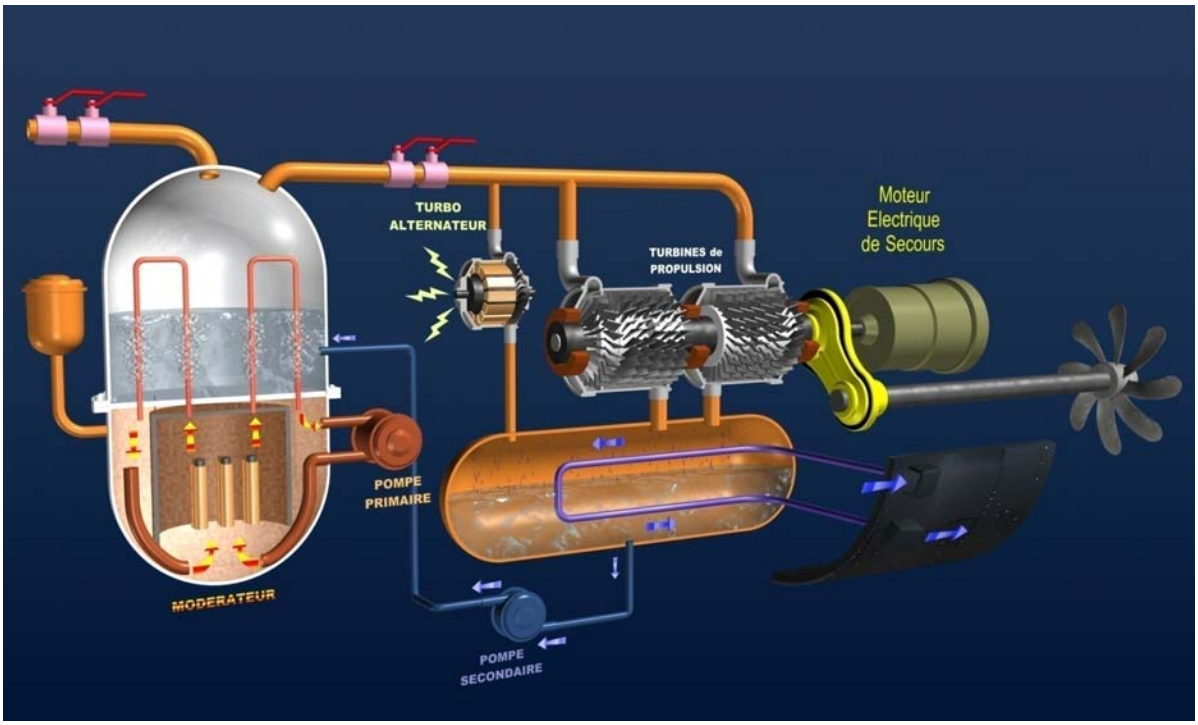
Fluage et gonflement sous flux des aciers inoxydables
pour des températures supérieures 250°C.

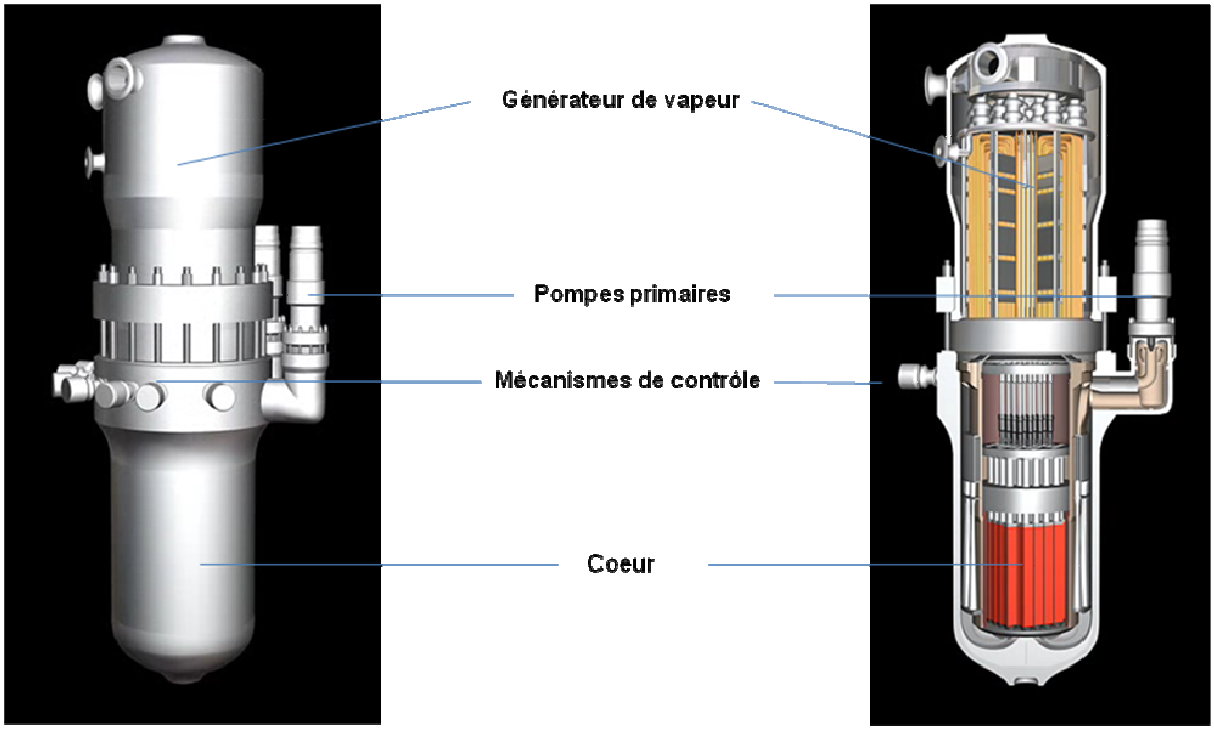
Risque de corrosion sous contrainte des zones les plus chaudes

Contraintes économiques

Choix des matériaux de l'enceinte et leur résistance vis à vis de la pression
Supporter une vaporisation totale du circuit…

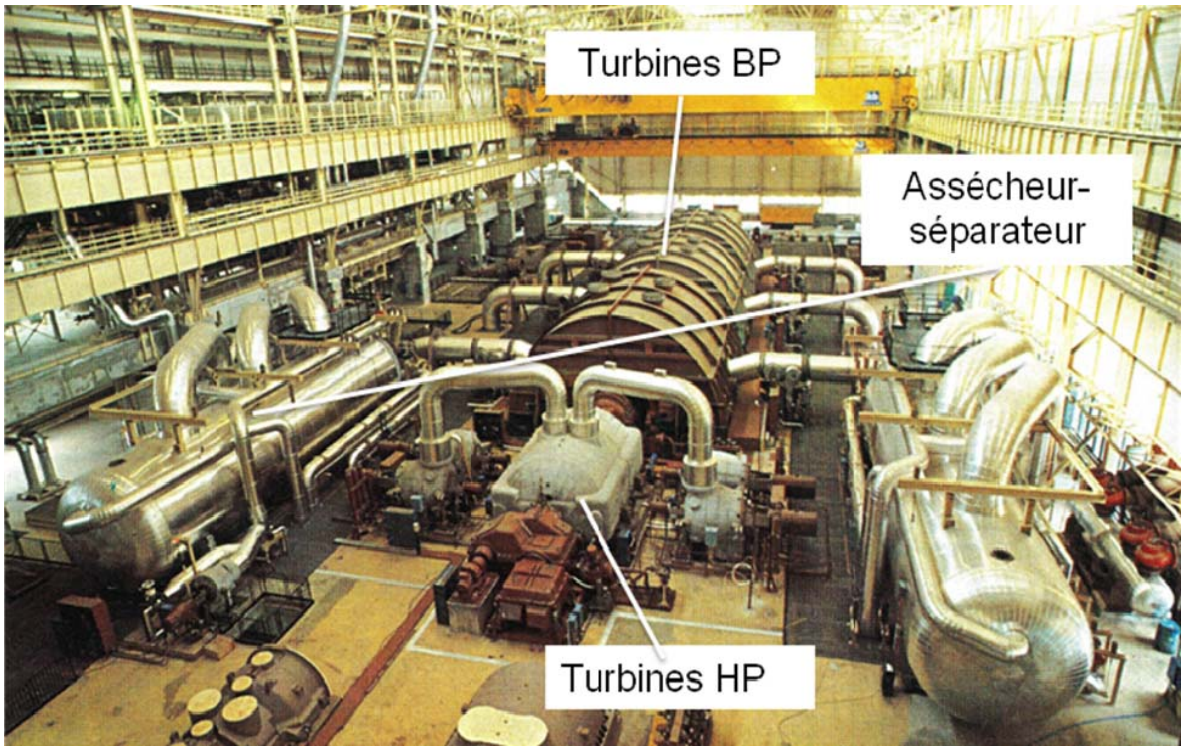
Exemple d'une chaufferie embarquée (Sous-marin)





Eléments principaux d'une chaudière nucléaire embarquée

Vue générale de la partie secondaire



Fonctionnement autostable d'un réacteur

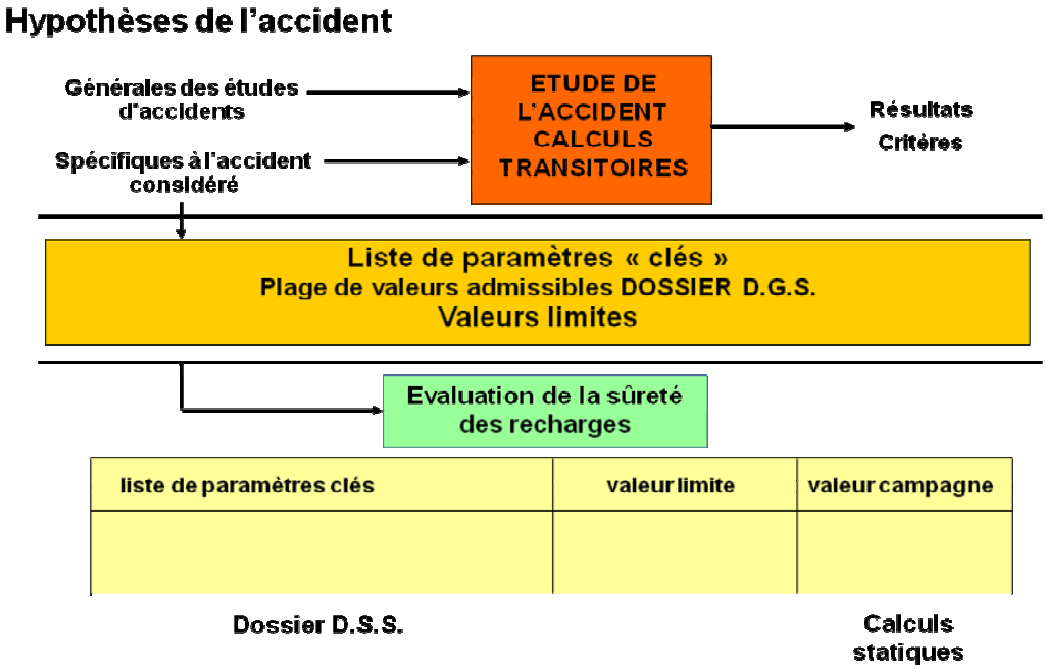
Lors des **transitoires de puissance** c'est la machine commande le cœur

- On demande de la puissance à la machine,
- La puissance extraite à la turbine augmente,
- Le débit vapeur augmente,
- La pression et la température au GV côté secondaire chutent,
- La puissance extraite au GV augmente
  et devient supérieure à celle produite dans le cœur
- La température primaire Tm diminue,
- La réactivité augmente et la Tm remonte en partie,
- Le contrôle commande ajuste la Tm à la puissance extraite
  en modifiant la position des croix de contrôle

Plan de l'exposé

1. **Energie libérée par les fissions**
2. **Evacuation de la puissance par le caloporteur**
3. **Exploitation au secondaire**
4. **Les risques en exploitation**
5. **Puissance résiduelle et évolution du combustible**

ETUDES DE SURETE DE REFERENCE



Accidents de référence

- **Rupture d'une tuyauterie vapeur au secondaire**

  Perte de l'évacuation de puissance
  Arrivée d'eau froide et reprise de réactivité

- **Rupture de la liaison cuve-pressuriseur**

  Perte de la pression au primaire : ébullition et refroidissement
  Risque de dénoyage du cœur : rupture 1° barrière, fusion locale

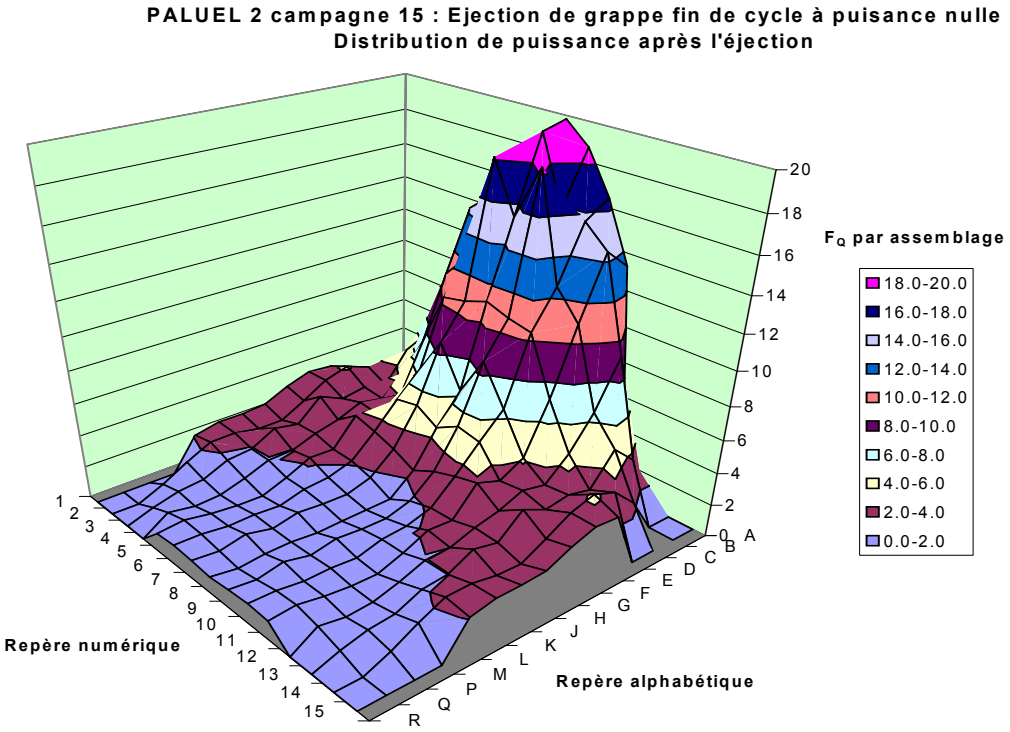
- **Accident d'éjection de grappe d'absorbant**

  Perte de la pression au primaire : ébullition et refroidissement
  Apport brutal de réactivité localisé sur l'assemblage grappé

- **Fusion du cœur et risque hydrogène : seconde barrière**

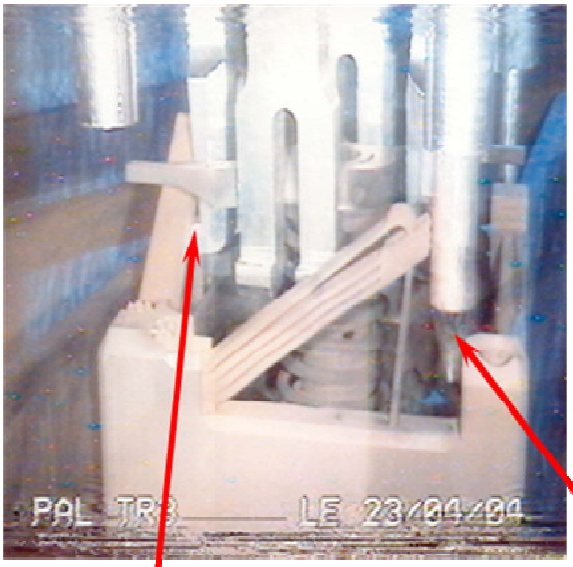
  Exemple de Fukushima ou TMI : menace 3° barrière

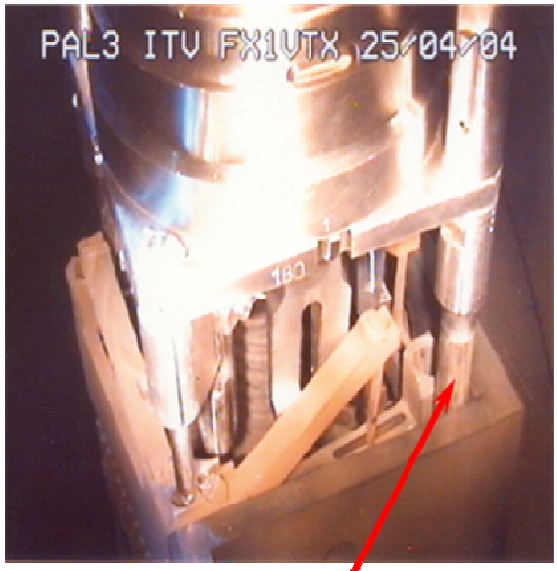
Modélisation éjection de grappe



Photos récentes prises à Fukushima (12 novembre 2011)

Incidents de chargement ou déchargement

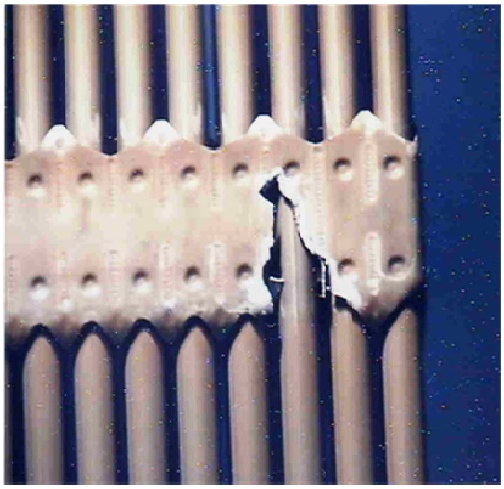




Coincement d'un doigt de préhension

Mauvais positionnement du pion de centrage

Endommagements des matériaux dans le cœur



Arrachage d'un morceau de grille

Pliage d'une ailette de maintien

Plan de l'exposé

1. Energie libérée par les fissions
2. Evacuation de la puissance par le caloporteur
3. Exploitation au secondaire
4. Les risques en exploitation
5. **Puissance résiduelle et évolution du combustible**

Les noyaux se transforment pendant le fonctionnement

Réactions induites par les neutrons

Fissions (sur le combustible nucléaire)
Apparition de **produits de fissions** (« courbe à 2 bosses »)
Réactions du type (n,γ) ou (n,2n) modifiant **l'isotope** cible
Modification des caractéristiques **nucléaires**
Réactions du type (n,p) ou (n,α) modifiant **l'élément** cible
Modification des caractéristiques **nucléaires, chimiques, thermiques**,…

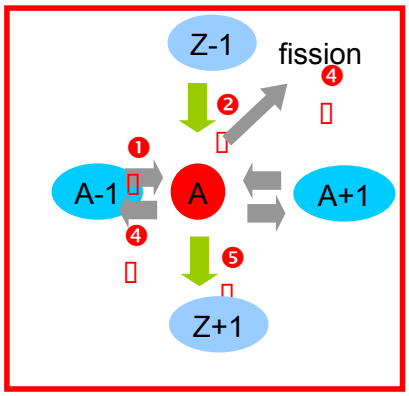
Et même après…

Radioactivité (β–, α, γ, n)

Phénomène intervenant même après arrêt du réacteur
(puissance résiduelle)

Equations d'évolution des noyaux lourds

Le bilan de noyaux résulte de



Apparition

Capture d'un neutron par l'isotope de masse A-1 ❶
Décroissance radioactive de l'élément [A, Z-1] ❷
Réaction [n,2n] sur l'isotope de masse A+1 ❸

Disparition

Absorption d'un neutron (capture, fission, [n,2n]) ❹
Décroissance radioactive ❺

Équation d'évolution globale durant dt

$$\frac{dN_i(t)}{dt} = \sigma_{c,k} N_k(t)\phi + \lambda_j N_j(t) + \sigma_{(n,2n),l} N_l(t)\phi - \left[\sigma_{a,i} N_i(t)\phi + \lambda_i N_i(t)\right]$$

❶ ❷ ❸ ❹ ❺

Comment mesurer le degré d'usure du combustible ?

La variable fluence

$$\Phi(T) = \int_0^T dt \int_0^{E_{max}} \phi(E,t)dE$$

Φ s'exprime en n / kb (1 n / kb = 10^{21} n / cm^2)
Φ permet de caractériser l'évolution des noyaux non fissiles
(usure des poisons consommables)

Calculée pour les neutrons d'énergie supérieure à 1 MeV,
Φ permet de mesure les dommages aux matériaux, dont la cuve et la gaine

Autre mesure : le taux de combustion (en MW jour /tonne)

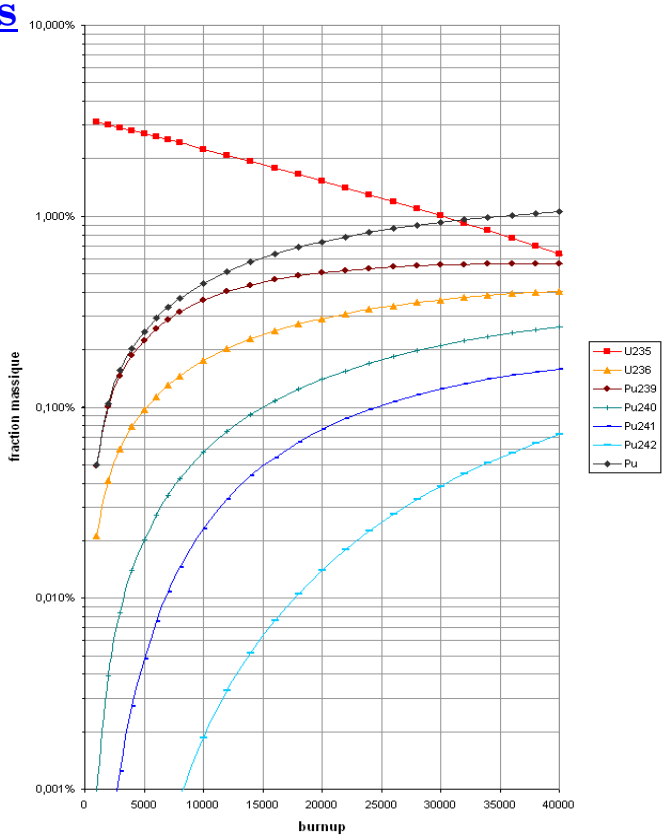
Evolution des noyaux lourds

Consommation de l'^{235}U

Production de ^{239}Pu
Formation d'isotopes par capture

Consommation du ^{239}Pu

Exemple d'évolution des noyaux lourds combustible REP enrichi à 3,25 %



Bilan matière en fin de vie du combustible

initial — final

^{235}U: 33 kg
- Fission: 21 kg — 60%
- Transmutation en ^{236}U: 4 kg — Poison
- Intact: 8 kg — Enrichissement 0,8%

^{238}U : 967 kg
- Intact: 943 kg
- Transmutation en Pu (~70% fissile): 8,5 kg — Recyclage ?
- Fission: 14 kg (rapide ou via formation de ^{239}Pu) — 40%
- Transmutation en actinides mineurs: 1,5 kg — Déchets

Recyclage des matières et valorisation

Pour un combustible UO_2 à 3,25%, irradié 3 ans :

on récupère de **l'Uranium de ReTraitement** (URT)

^{232}U	^{234}U	^{235}U	^{236}U	^{238}U238
quelques ppb	**0,02%**	**0,85%**	**0,42%**	**qsp 100%**

Attention au problème de l'U^{232} (radiotoxicité de ses descendants)
***Sur-enrichissement** nécessaire à cause de la pénalité amenée par U^{236}*

Et un « vecteur plutonium »

^{238}Pu	^{239}Pu	^{240}Pu	^{241}Pu	^{242}Pu
1,7%	**58,9%**	**22,7%**	**11,1%**	**5,6%**

dont du Pu fissile par neutrons thermiques : 70% (combustible MOX, La Hague)

Equation d'évolution des P.F. = puissance résiduelle

Equation d'évolution des PF : 5 termes au plus

$$\boxed{\frac{dN_i}{dt}} = \gamma_i \Sigma_f \phi + \boxed{\lambda_j N_j} + \bar{\sigma}_{a,k} N_k \phi - \boxed{\lambda_i N_i} - \bar{\sigma}_{a,i} N_i \phi$$

❶ ❷ ❸ ❹ ❺

❶ production par fission (rendement γ)

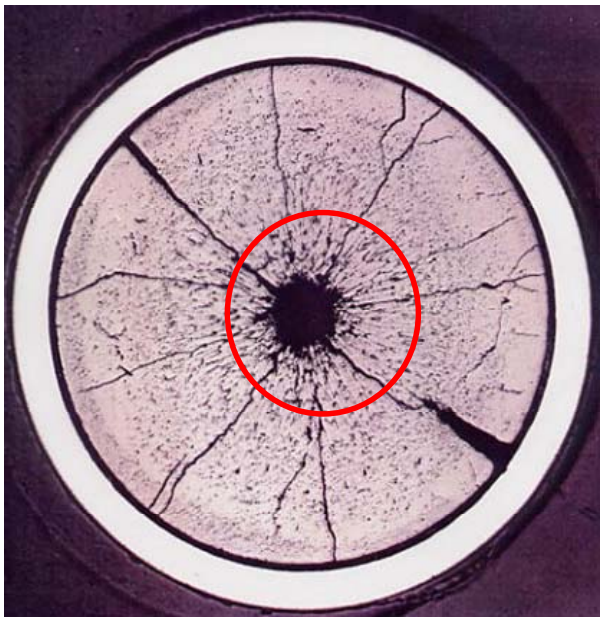
❷ **production par décroissance radioactive du noyau j**

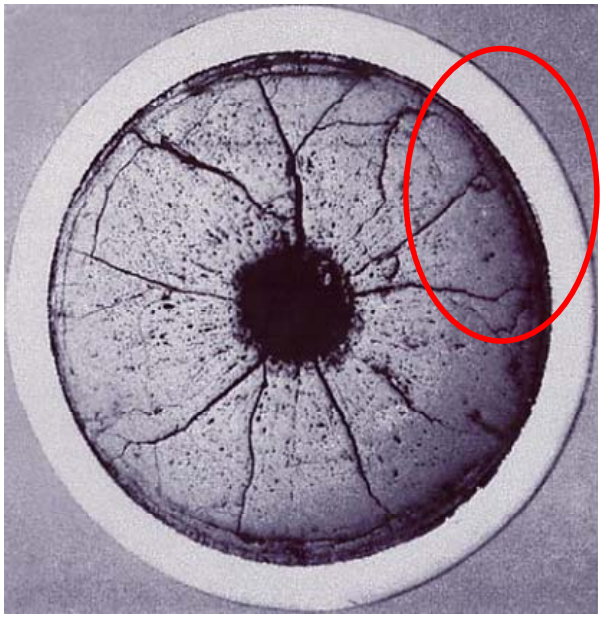
❸ production par capture d'un neutron par le noyau k

❹ **disparition par décroissance**

❺ disparition par capture

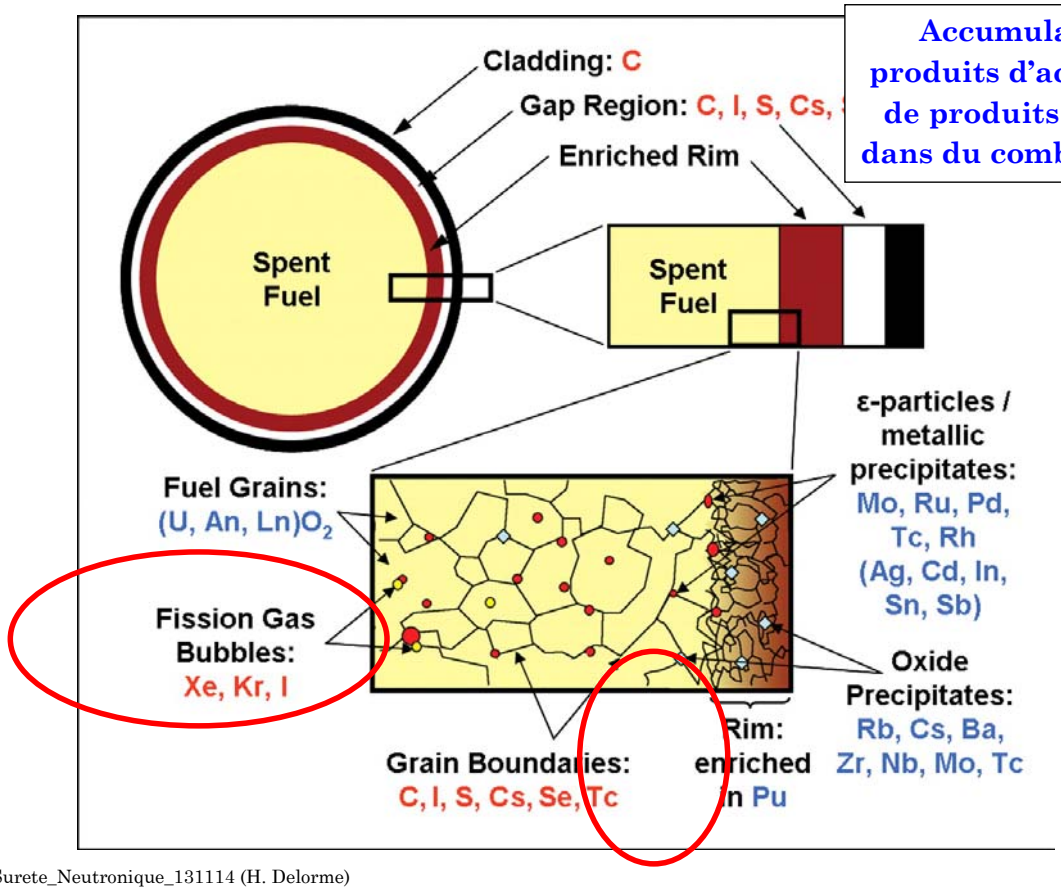
Usure technologique du combustible et de la gaine

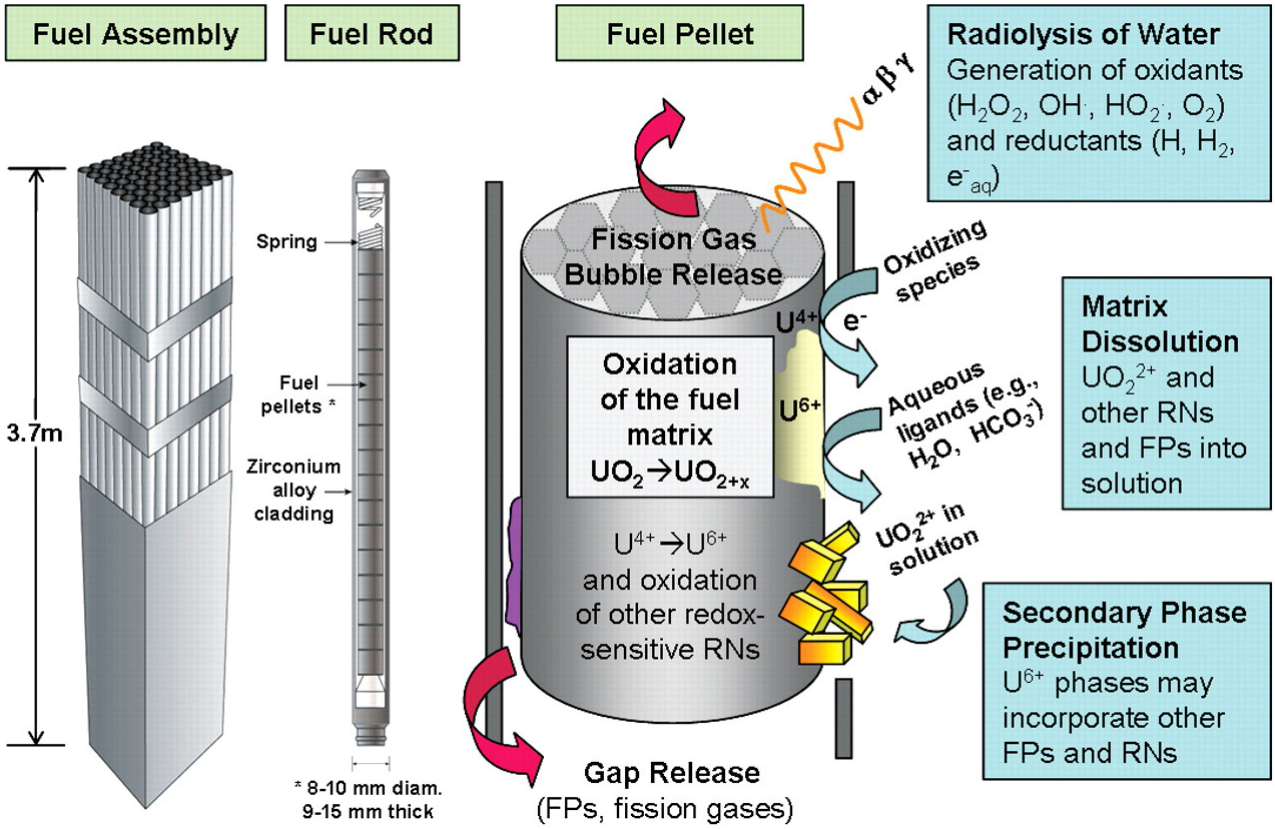




Gonflement et fracturation, gaz de fission : <u>contraintes</u> sur la gaine
Evolution de la conductibilité thermique : <u>température</u> au centre

Accumulation de produits d'activation et de produits de fission dans du combustible usé





Plan de chargement REP 900 MW

1/4 UO2
1/3 MOX
Faible fluence

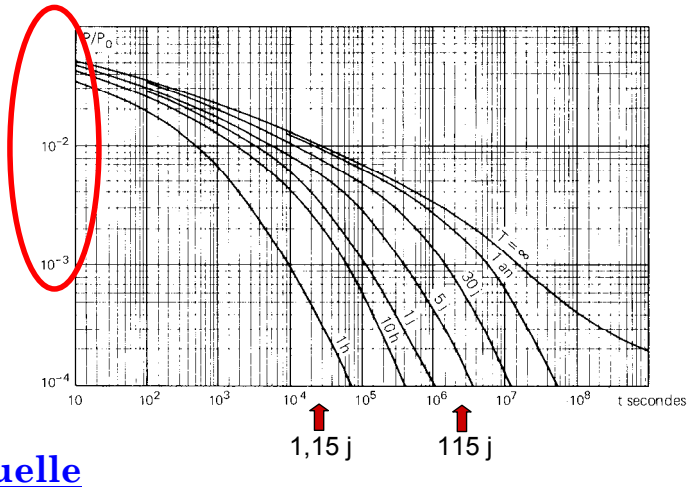
UO2 en 1er cycle
UO2 en 2ème cycle
UO2 en 3ème cycle
UO2 en 4ème cycle

MOX en 1er cycle
MOX en 2ème cycle
MOX en 3ème cycle

	R	P	N	M	L	K	J	H	G	F	E	D	C	B	A
1															
2															
3											SD				
4												N1			
5											SC				
6										R		G2		N2	
7											SD		SB		
8								SA		N1		G1		R	
9															
10															
11															
12															
13															
14															
15															

Puissance résiduelle

- $P_{rés}$= 6% P_N quelques secondes après arrêt (neutrons et fissions retardés)
- $P_{rés}$= 0,6% P_N après 1 journée (soit 15 MW pour un REP 900 MWe)
- Les produits de fission dominent entre 0 et 100 ans
- Les actinides deviennent majoritaires au delà de 100 ans de refroidissement
- $P_{rés}$ augmente avec le taux de combustion et si on utilise du MOX



Évacuation de la puissance résiduelle

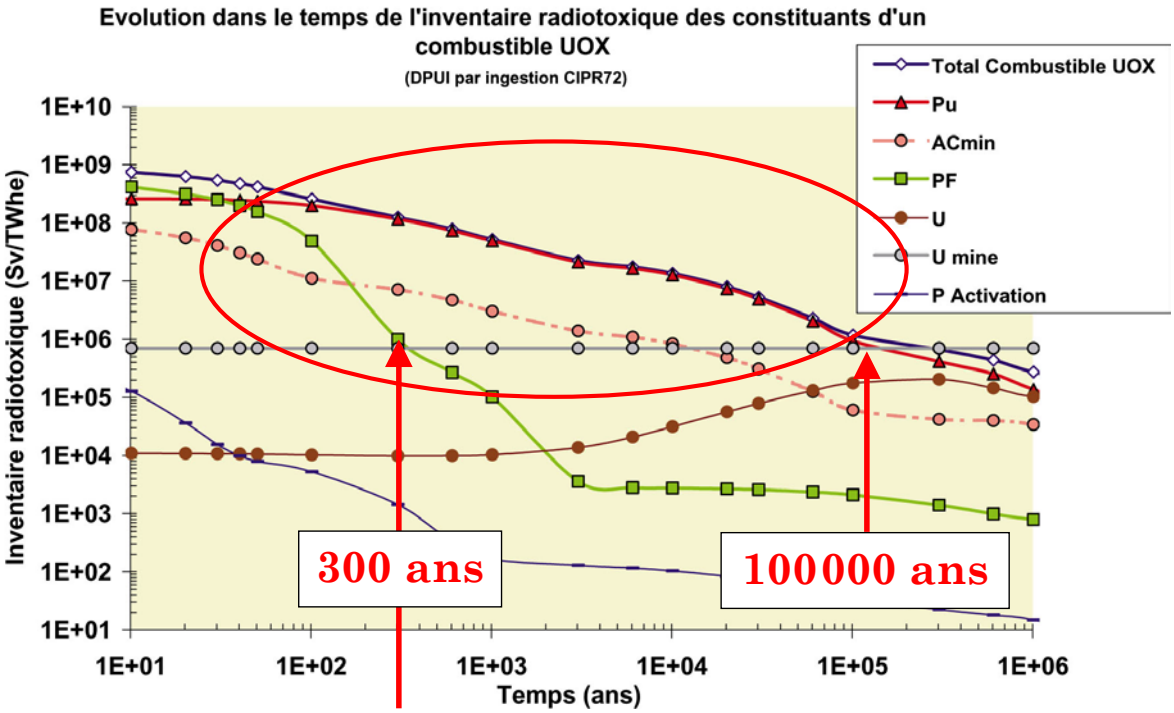
Contraintes limitant la puissance en fonctionnement

Arrêt normal du réacteur : circuit de refroidissement à l'arrêt

*Nombreuses contraintes de sûreté en situation accidentelle (**Fukushima**)*

TN97L auf Schwerlasttransporter

Phot infrarouge d'un château de transport TN

	Radionucléide	Période (en années)	Déchargement (en kg/an)	Total (en kg/an)
URANIUM	^{235}U	$7,1\ 10^{8}$	220	20 500
	^{236}U	$2,3\ 10^{7}$	90	
	^{238}U	$4,5\ 10^{9}$	20200	
PLUTONIUM	^{238}Pu	88	3,3	210
	^{239}Pu	24120	123,1	
	^{240}Pu	6570	47,5	
	^{241}Pu	14,4	25,4	
	^{242}Pu	$3,7\ 10^{5}$	10,5	
ACTINIDES MINEURS	^{237}Np	$2,1\ 10^{6}$	8,8	16
	^{241}Am	432,2	4,4	
	^{243}Am	7380	2,2	
	^{244}Cm	18,1	0,5	
P.F. VIE MOYENNE	^{90}Sr	28	10,5	35
	^{137}Cs	30	24,3	
P.F. VIE LONGUE	^{93}Zr	$1,5\ 10^{6}$	15,5	50
	^{99}Tc	$2,1\ 10^{5}$	17,7	
	^{107}Pd	$6,5\ 10^{6}$	4,4	
	^{129}I	$1,6\ 10^{7}$	3,9	
	^{151}Sm	93	7,7	

Et la problématique des déchets…