

ENERGIE, PRODUCTION ELECTRIQUE ET ENVIRONNEMENT

3^{ème} partie



La production thermique nucléaire

Jacky Ruste
Dr Ingénieur Sénior
EDF R&D



L'énergie nucléaire c'est :

En 2013:

435 réacteurs en service (dont 58 en France)

73 réacteurs en construction

160 réacteurs programmés

320 réacteurs en projet (*)...

() La Chine envisage de construire d'ici 2050, plus de 500 réacteurs...*

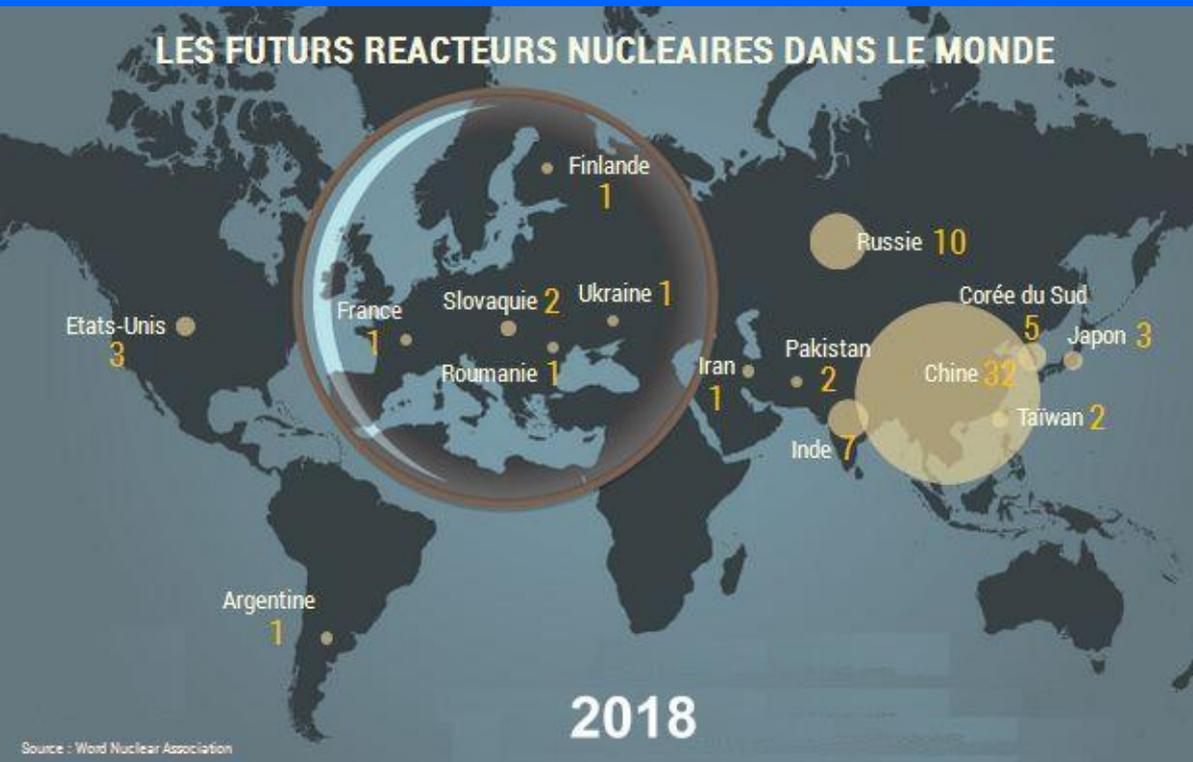
5 % de l'énergie primaire produite dans le monde

13,5 % de la production mondiale d'électricité

30 % de la production électrique de l'Union Européenne

75 % de la production française d'électricité (2012)

d'ici 2018 73 réacteurs seront construits dans le monde



D'autres, au Nigéria, en Turquie, en Jordanie, en Grande Bretagne, en Argentine, au Brésil..... sont en projet...

des PWR, BWR, Candu, VVER, EPR, ...

***Il n'y a pas qu'un seul type de réacteurs nucléaires...
il existe différentes filières***

1 - Un réacteur nucléaire, comment ça marche ?

2 – Quelles sont les différentes filières actuelles?

3 – Quels peuvent être les réacteurs nucléaires du futur ?

QUELQUES DATES CLEFS

1938 : découverte de la fission nucléaire par Otto Hahn (*prix Nobel 1944*), Lise Meitner et Fritz Strassmann

1939 : Frédéric Joliot et son équipe découvre la réaction en chaîne et dépose plusieurs brevets (dont le dernier sur le « perfectionnement aux charges explosives ») qui ne seront délivrés qu'en 1950...



Lev Kowarsky

Hans Von Halban

F. Joliot



RÉPUBLIQUE FRANÇAISE
MINISTÈRE
DE L'INDUSTRIE ET DU COMMERCE
SERVICE
de la PROPRIÉTÉ INDUSTRIELLE

BREVET D'INVENTION
Gr. 5. — Cl. 2. N° 976.541

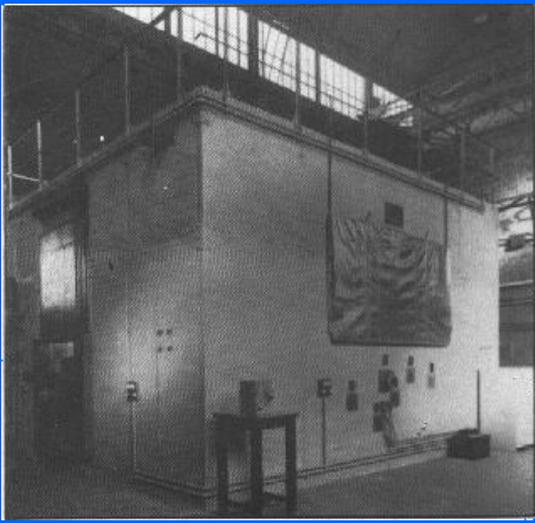
DEPOSE
BREVET
INDUSTRIEL
PARIS

Dispositif de production d'énergie.
CAISSE NATIONALE DE LA RECHERCHE SCIENTIFIQUE résidant en France (Seine).
Demandé le 1^{er} mai 1939, à 16^h 55^m, à Paris.
Délivré le 1^{er} novembre 1950. — Publié le 19 mars 1951.

(Brevet d'invention dont la délivrance a été ajournée en exécution de l'article 11, § 7, de la loi du 5 juillet 1844 modifiée par la loi du 7 avril 1902.)

On sait que l'absorption d'un neutron par un noyau d'uranium peut provoquer la rupture de ce dernier avec dégagement d'énergie et émission de nouveaux neutrons en nombre en moyenne supérieur à l'unité. Parmi les neutrons ainsi émis, un certain nombre peuvent à leur tour provoquer — sur des noyaux d'uranium — de nouvelles ruptures, et les ruptures de noyaux d'uranium pourront ainsi aller en croissant suivant une progression géométrique, avec dégagement de quantités extrêmement considérables d'énergie.

répartitions des constituants du dispositif, arrêtant ainsi le développement des chaînes;
2^o Ensuite, d'introduire dans le dispositif un ou plusieurs éléments — à l'état de corps simples ou de combinaisons chimiques — susceptibles d'absorber les neutrons ralentis en proportion d'autant plus forte par rapport à l'absorption par l'uranium que la température est plus élevée.
Par le premier de ces moyens ou l'emploi conjugué de ces deux moyens, les chaînes peuvent se développer jusqu'à ce qu'une énergie suffisamment



**2 décembre 1942 : Chicago, 1^{ère} « pile atomique »
(Enrico Fermi)**

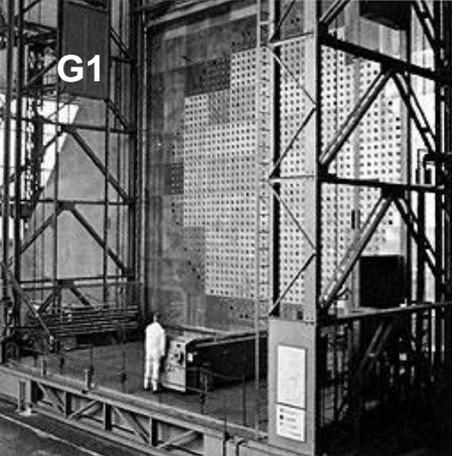


**15 décembre 1948 : 1^{ère} « pile » atomique française : ZOE
(Zéro puissance, Uranium naturel, Eau lourde)
(1 à 5 kW puis 150kW en 1953 et arrêtée en 1976)**

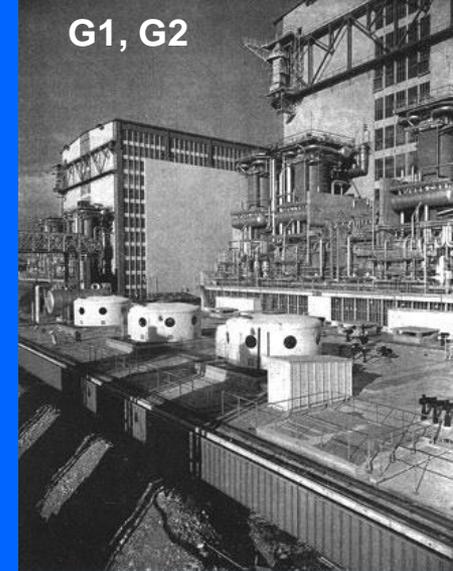
**22 décembre 1951 : 1^{ère} production électrique :
EBR1 (Arco USA)
réacteur à neutrons rapides de 100 kW**



**26 juin 1954 – Obninsk : 1^{er} réacteur électronucléaire soviétique RBMK (5MW)
1^{er} réacteur électronucléaire à être couplé au réseau**

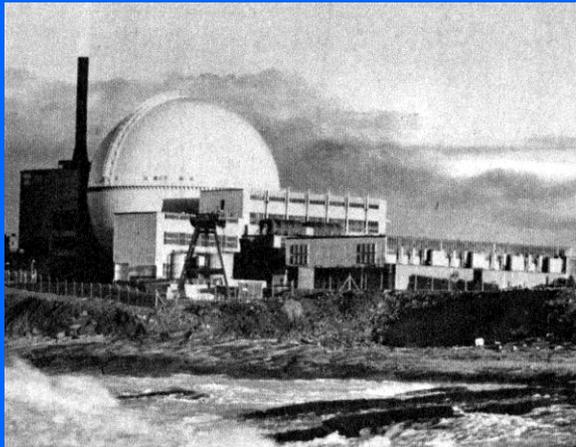


1956 – 1^{er} réacteur électronucléaire français G1 (2MW), suivi en 1958 de G2 et G3 (38MW) (Marcoule)
destinés à produire du Pu militaire.
G2 sera le 1^{er} réacteur français couplé sur le réseau électrique.



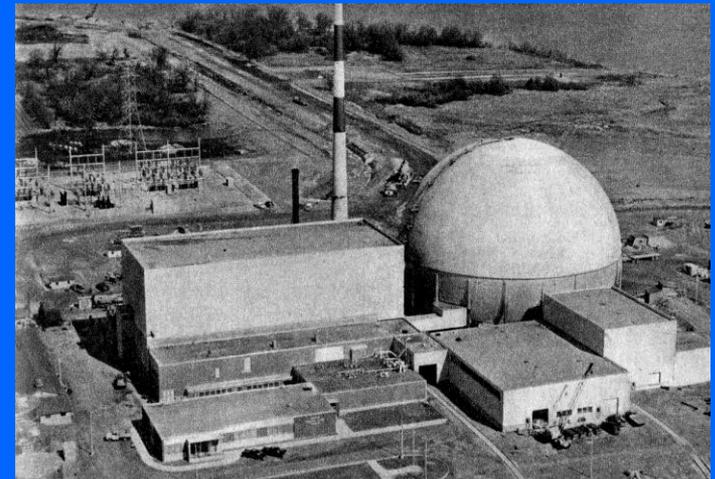
3 août 1957 : Vallecitos (Californie) 1^{er} réacteur électronucléaire à eau bouillante (BWR)(5 MW)

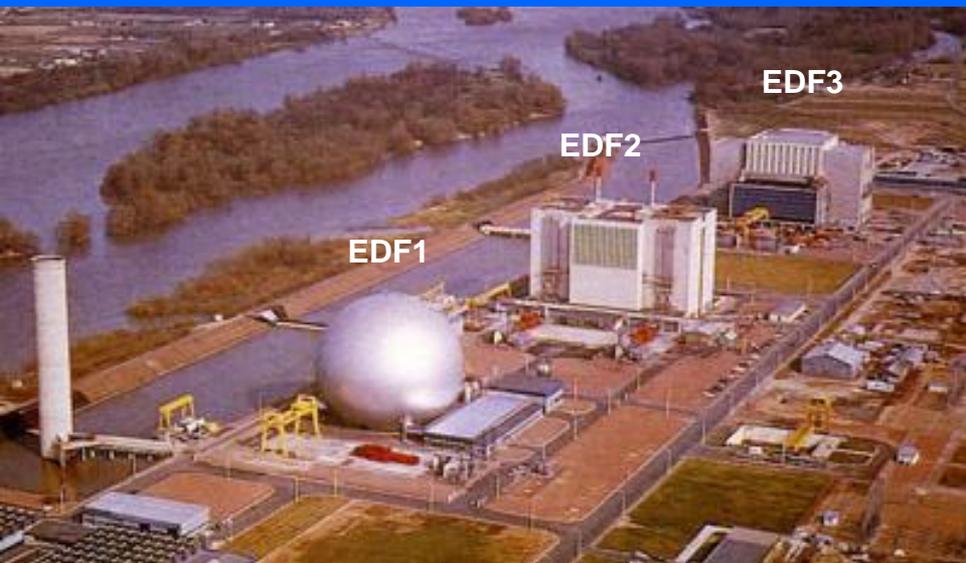
2 décembre 1957 : Shippingport (USA) 1^{er} réacteur électronucléaire à eau pressurisée (PWR)(60 MW)



1960 : « Dresden », réacteur à eau bouillante (180 MW)(USA)

**Centrale Dounreay (GB, 1960)
(RNR 15 MW)**





juin 1963 :
1^{er} réacteur électronucléaire français
« Graphite-gaz » (UNGG) à Chinon
EDF1 (73 MW),
1965 : EDF2 (210 MW)
1966 : EDF3 (480 MW)



1967 : 1^{er} réacteur électronucléaire à eau
pressurisée (REP)(franco-belge)
à Chooz (305 MW)

1969 : La France abandonne la filière UNGG
au profit de la filière PWR



1974 : lancement d'un vaste plan de construction
de centrales nucléaires

Paluel : 4 réacteurs de 1300MW

1 – La notion de générations de réacteurs nucléaires (*exemple français*)

1^{ère} génération (1950 – 1970)

- réacteurs expérimentaux (ZOE)
- prototypes : Chooz (REP), Brenillis (eau lourde)
- filrière française UNGG (Uranium Naturel, Graphite, Gaz)

2^{ème} génération (1970 – 2020)

réacteurs actuels (REP 900, 1300, 1500 MW)
(*REP : réacteur à eau pressurisée*)

3^{ème} génération (2020 – 2100)

Extrapolation des filières actuelles : EPR, Atméa1...

4^{ème} génération (2035 –)

- Nouveaux concepts (6) :
- réacteurs à neutrons rapides (Na, Pb, gaz...)
 - réacteurs à haute température
 - réacteurs à sels fondus

Fruits de la collaboration entre divers pays (Europe, USA, Chine, Russie...)...

Un réacteur à neutrons rapides (Astrid) devrait être construit en France

Les USA devraient construire un réacteur « haute température à gaz » conçu par AREVA

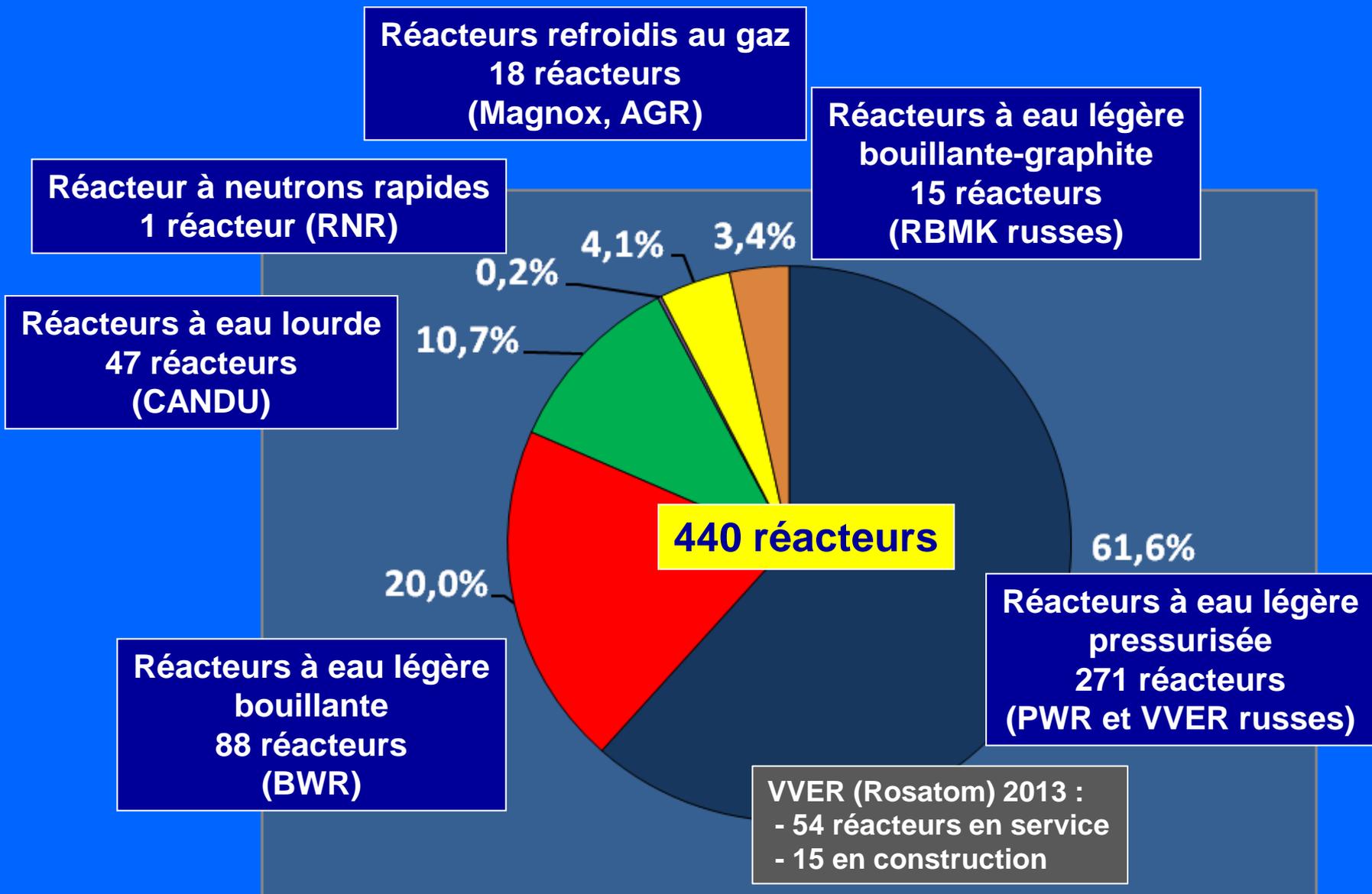
REP 900MW

UNGG

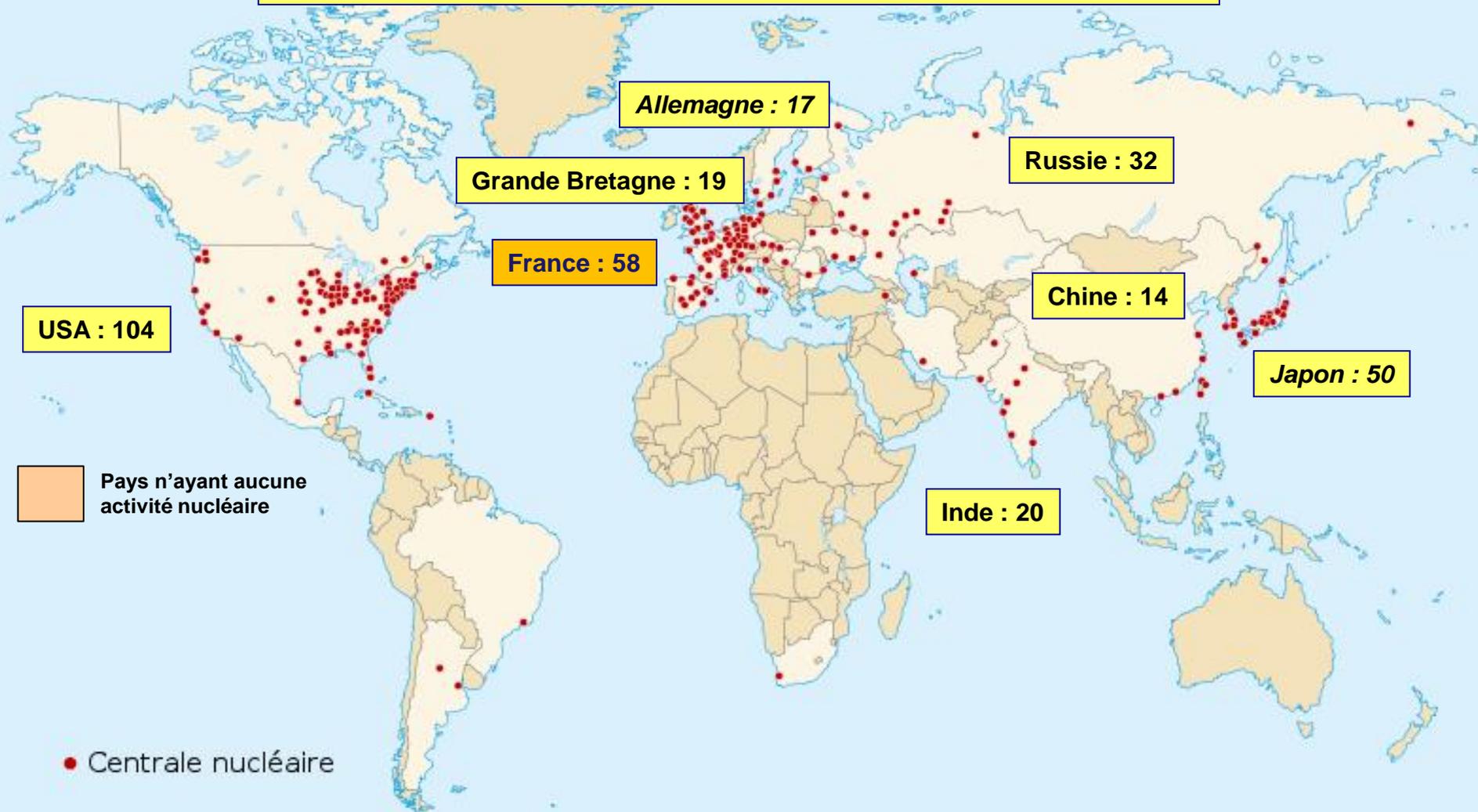


Bugey

Les différentes filières de centrales nucléaires dans le monde (2011)



2011 - Les centrales nucléaires dans le monde (et nombre de réacteurs)



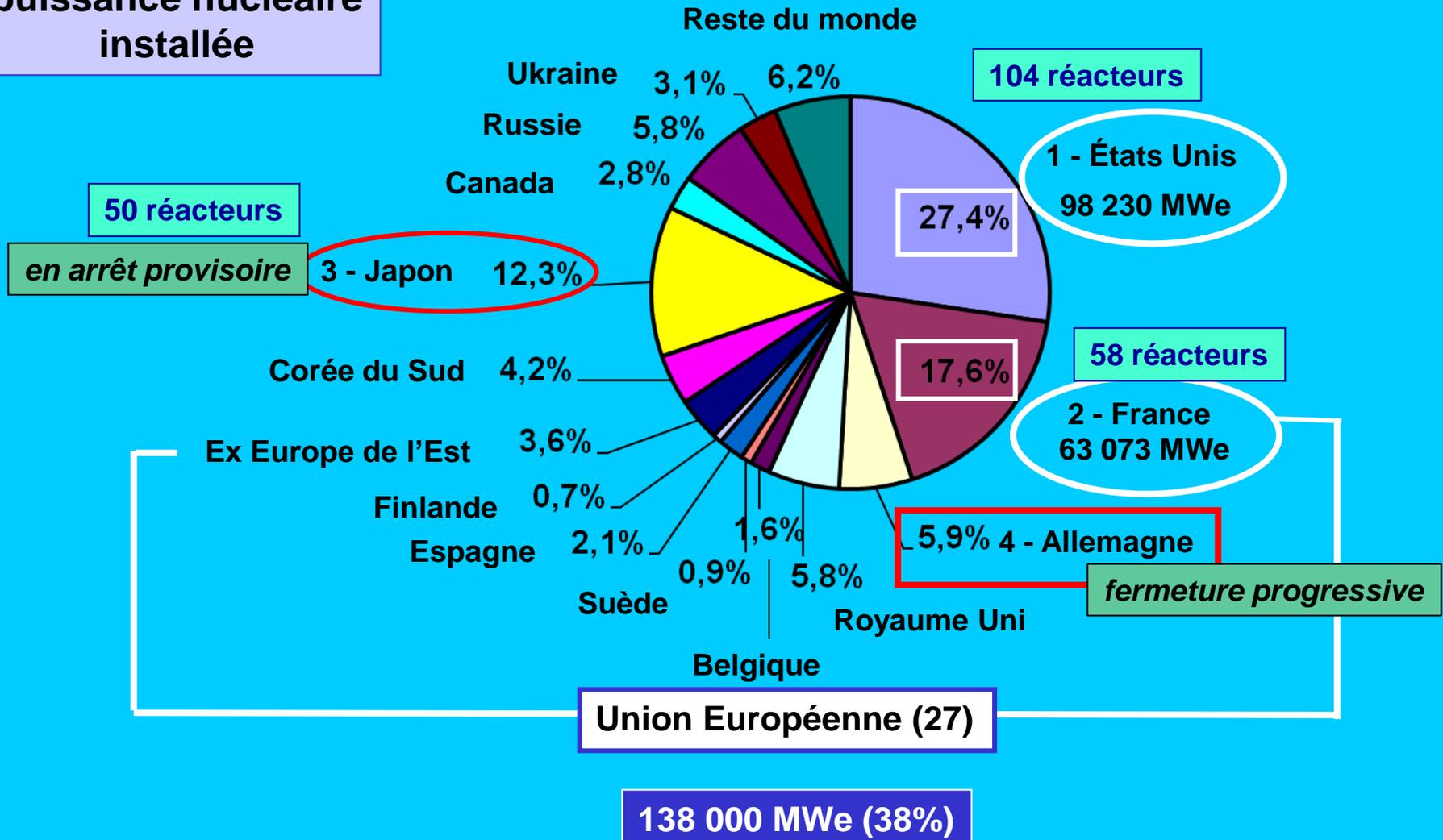
Un peu plus de la moitié des réacteurs
est répartie dans 4 pays : USA, France, Japon et Russie

L'énergie nucléaire dans le monde

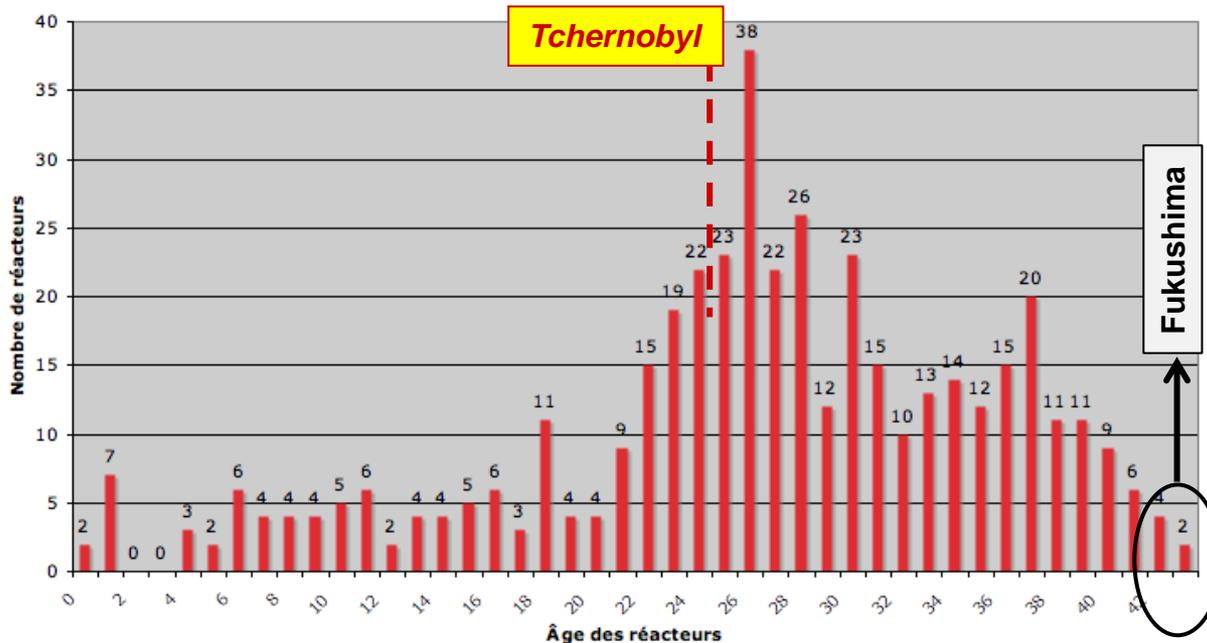
avant Fukushima...

Proportion de la puissance nucléaire installée

D'ici 2030-2040 La Chine dépassera les USA



Âge des 437 réacteurs en fonctionnement dans le monde au 1er avril 2011

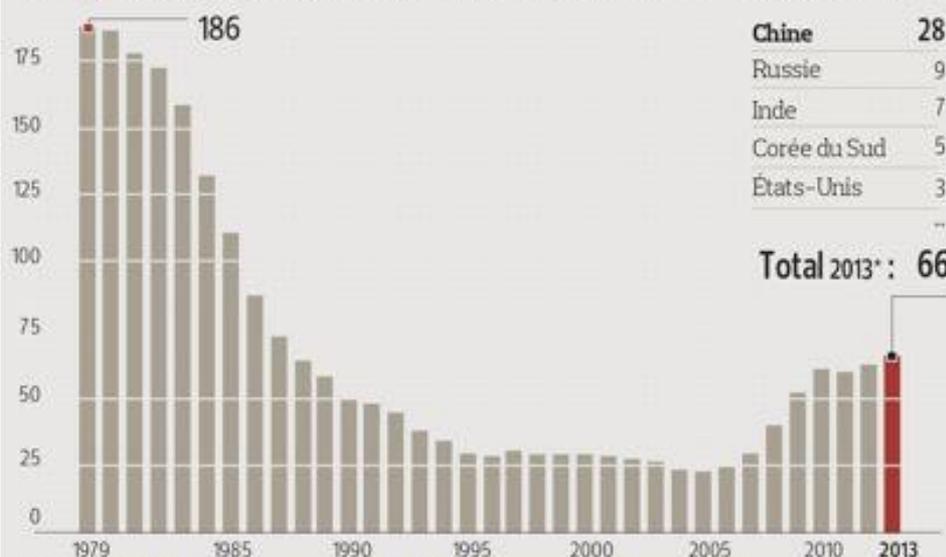


95 réacteurs ont plus de 30 ans et 8 plus de 40 ans

France :
âge moyen 27 ans (mai 2012)

Après Three Miles Island (1979) on observe une diminution progressive des mises en construction, amplifiée après 1986 (Tchernobyl)
Le point le plus bas est atteint en 2005 avec 25 réacteurs...
L'accident de Fukushima (2011) n'aura pas finalement de graves conséquences sur les programmes

ÉVOLUTION DU NOMBRE DE RÉACTEURS NUCLÉAIRES EN CONSTRUCTION...



... DONT, en 2013*

Chine	28
Russie	9
Inde	7
Corée du Sud	5
États-Unis	3
Total 2013*	66

*au 1^{er} juillet Source : World Nuclear Industry Status Report 2013 Infographie LE FIGARO

Tableau 1. Les offres des constructeurs de réacteurs à l'exportation en 2011

	Gen 2	Gen 2+	Gen3/Gen3+ à sûreté active	Gen 3+ à sûreté passive	Construction effective, ou en commande, ou en MoU*
AREVA NP			EPR ATMEA	SWR/Kerena	3 EPR hors France (Finlande, Chine) ; 2 EPR dans un MoU en Inde
AtomStoyExport/ Rosatom	VVER-1000-320	VVER-1000-428 (AES-91)	VVER-1000/392 VVER-1000/446 (AES-92)	VVER-1200/491 (AES-2006)	2 AES-91 en Chine 1 AES-91 en Iran, 2 AES-92 en Inde 2 AES-92 en Bulgarie 2-4 AES-2006 en Turquie (MoU)
GE-Hitachi			ABWR	ESBWR	2 ABWR à Taiwan
Westinghouse/ Toshiba			ABWR	AP-1000	2 AP-1000 en construction en Chine
Mitsubishi			APWR ATMEA-1		Aucun hors du Japon
AECL		Candu-6 Candu-9	ACR 700 ACR-1000		Deux Candu-6 en Roumanie
Les entrants					
KEPCO/Doosan HI		OPR 1000 (System 80)	APR-1400 (System80+)		4 APR-1400 aux EAU, 1 OPR-1000 en Corée du nord
Chine (CGNPC, CNNC)	CNP-300 (1 boucle)** CNP-600(2-boucles)	CPR-1000+ <i>(REP900MW)</i>			2 CNP-300 au Pakistan

Le programme électronucléaire français :

En 1974, la France disposait de 6 réacteurs « graphite-gaz » (UNGG) (5% de la production électrique), d'un réacteur à eau lourde (Brennilis) et d'un réacteur à eau légère pressurisée (REP) (Chooz) ; d'autres REP étaient en construction (Fessenheim, Bugey)

mars 1974 :
premier choc pétrolier...

facture pétrolière :

1972 : 15 milliards de frs (2,3 milliards d'€)

1974 : 52 milliards de frs (8 milliards d'€)

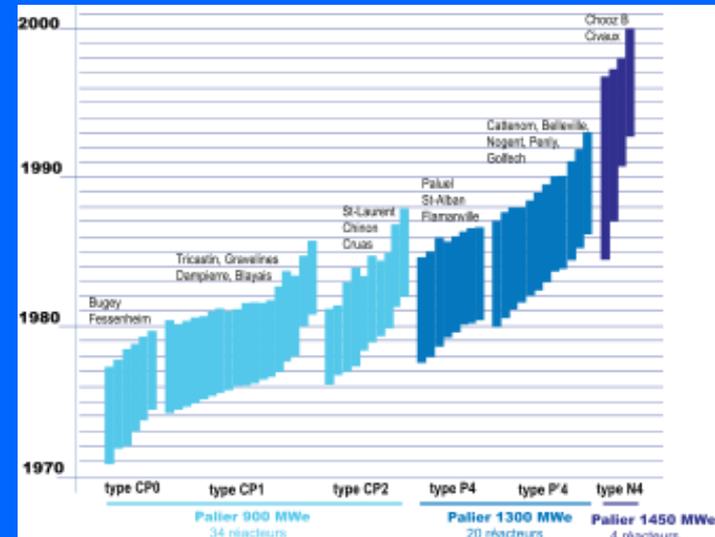
1981 : 162 milliards de frs (25 milliards d'€) (2006 : 46 Mds€)

Un vaste programme de construction de centrales nucléaires est engagé...

Le choix se porte sur la licence PWR de Westinghouse (Framatome)
(On renonce à la filière « eau bouillante » de General Electric)

58 réacteurs mis en service entre 1978 et 2001
900 MW : licence US
1300 et 1450 MW : francisation de la licence

coût du programme :
120 milliards d'€ (800 milliards de frs)
(financement EDF)



1985 : mise en service de SuperPhénix (RNR) de 1200MW (arrêté en 1998)
2007 : début de la construction de l'EPR à Flamanville (mise en service 2016)

Le programme électronucléaire français

19 centrales, 58 tranches opérationnelles – Capacité totale : 63500 MWe

(11 tranches déclassées 2770 MW, 1 tranche à l'arrêt 1200 MW, 1 tranche en construction 1600 MW)

2003 : Coefficient de disponibilité : 82,7% - coefficient de production : 76%

 Graphite-gaz (UNGG)

 RNR (rapide)

 REP (eau pressurisée)

(1994) date d'arrêt du dernier UNGG du site

 320 MW déclassé (Chooz)

 900 MW (CP0, CPY)(34) 1977 - 1987

 1300MW (P4, P'4)(20) 1984 -1993

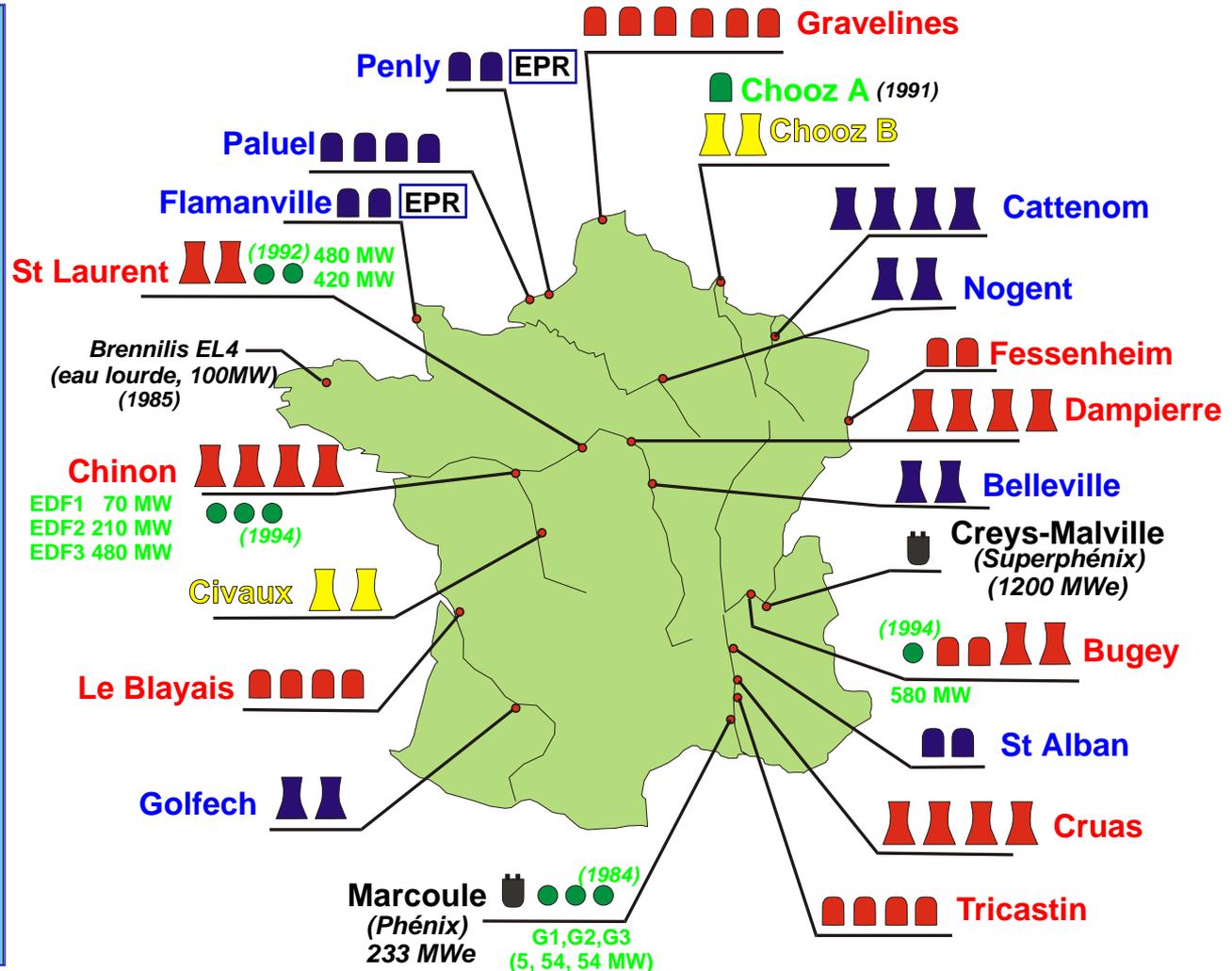
 1400 MW (N4)(4) 1996 - 2000

2008-2030 : EPR (1600MW)

Refroidissement :

 En circuit ouvert

 En circuit fermé (aéroréfrigérant)



En France :

Les principaux acteurs :

EDF (Maître d'œuvre, exploitant, recherche)
GDF-Suez (exploitant en Belgique)
CEA (recherche)
AREVA (constructeur)
Alstom (industriel)

L'industrie nucléaire en France maîtrise toutes les étapes :

- exploitation du minerai
- combustible et enrichissement
- conception et construction de réacteurs
- maintenance et pièces détachées
- recyclage du combustible et gestion des déchets

Perspectives :

1 EPR en construction (Flamanville)

1 EPR programmé (Penly, en suspend...?)

projet de réacteur de moyenne puissance ATMEA1 1000 MW (AREVA-Mitsubishi)

projet de réacteur de faible puissance (EDF-Chine : ACE1000)

projet de réacteur de très faible puissance (50 à 250 MW) :

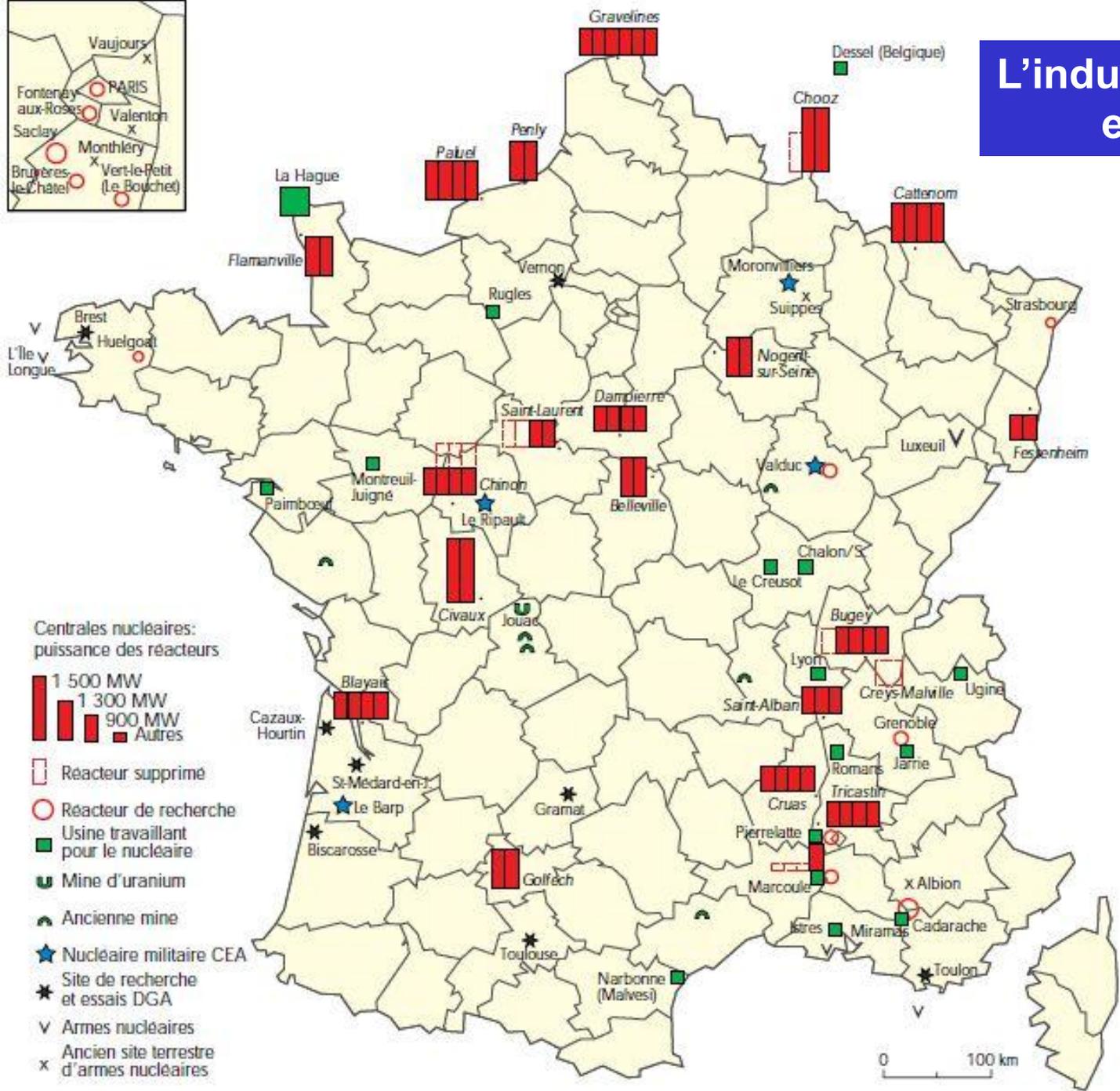
Projet FlexBlue (DCNS –EDF-CEA-AREVA)(sous marin)

2 Projets de réacteurs de 4^{ème} génération (CEA) :

réacteur rapide au sodium (ASTRID)

réacteur refroidi au gaz (ALLEGRO)

L'industrie nucléaire en France



Centres de recherches :

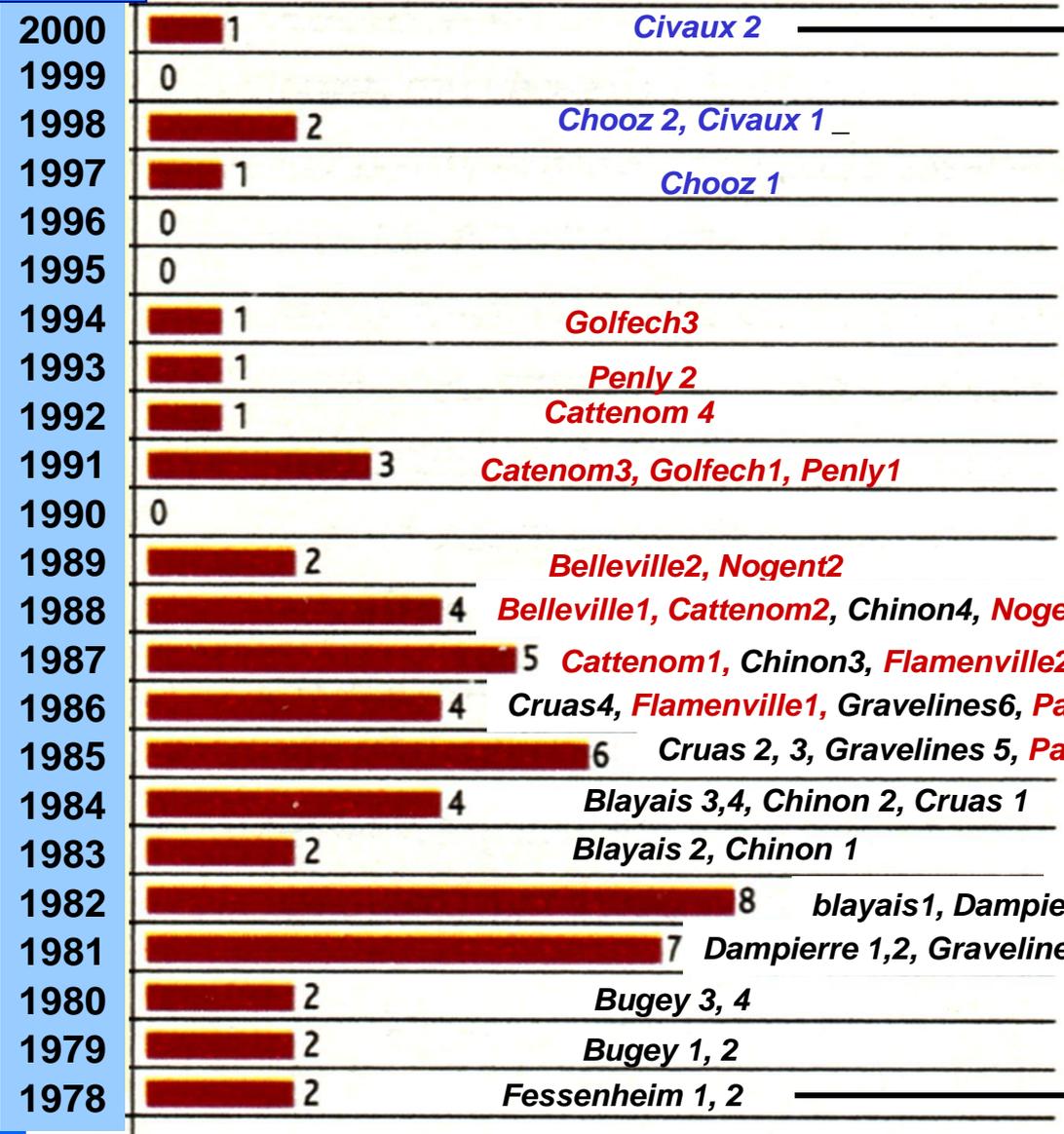
- CEA**
- Saclay
- Fontenay aux Roses
- Cadarache
- Marcoule
- Grenoble
- Bruyère le Chatel (DAM)
- Valduc (DAM)
- Le Ripault (DAM)

- EDF**
- Les Renardières
- Chatou
- Clamart
- Chinon

PYRAMIDE DES ÂGES DU PARC FRANÇAIS

mise en service

Nombre de centrales



2010

10 ans

60 ans

2060

1450 MW (4)
1300 MW (20)
900 MW (34)

40 à 50 ans
→ 2020 à 2040

32 ans

40 ans

2018

Le parc commence à vieillir et nécessitera rapidement un renouvellement

Durée de vie d'un réacteur (en France) :

Initialement : amortissement sur 30 ans

Prévisions actuelles :

- durée de 40 ans minimum (900MW)
- pour les plus récentes : 60 ans (1300, 1450 MW)

USA : la durée de vie de la moitié des réacteurs → 60 ans

Allemagne : +12 ans (*avant...*)

En France :

Tous les 10 ans : visite décennale qui autorise ou pas une prolongation de l'exploitation de 10 ans...

Durée de l'intervention : 4 mois

En 2013, Fessenheim2 , comme Fessenheim1 en 2009, a été autorisée pour une durée de 10 ans de plus à condition d'effectuer des travaux supplémentaires vis-à-vis de la sécurité

2013 : prolongation à 60 ans



Auscultation de la cuve du réacteur par la "Machine d'Inspection en Service", un robot de 12 mètres de haut pour 12 tonnes d'acier qui s'affaira pendant une semaine de contrôle en 3x8.

Avantages de l'énergie nucléaire

reconnus :

- 1 – l'indépendance énergétique
- 2 - Coût modéré de production (50 à 70€/MWh)
- 3 - Peu d'émission de CO₂

- Unités de forte puissance (900 à 1600 MW)
- Forte disponibilité (80 à 90%)
- Part du coût «combustible» faible
- Fiabilité et sécurité élevées par nécessité !
- Durée de vie importante (60 à 80 ans)
- Ressources en U (et Th) importantes (plusieurs milliers d'années)
- peu de déchets ! (mais radioactifs à vie longue...)

Côtés négatifs de l'énergie nucléaire

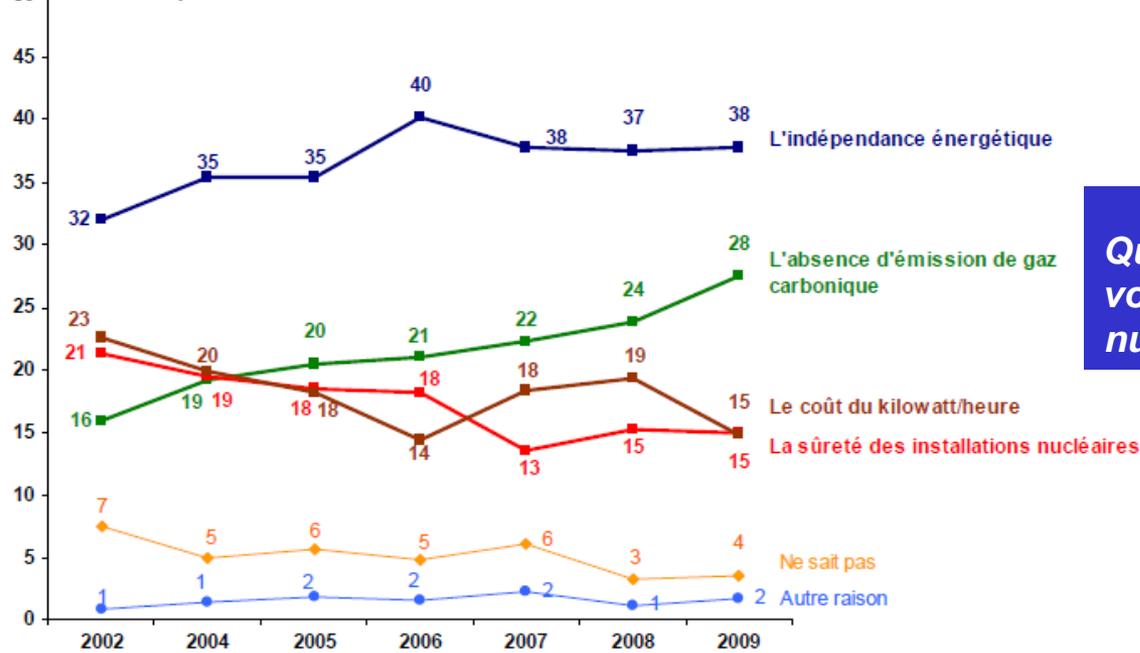
Risque d'accident et déchets radioactifs...

D'où une forte hostilité d'une partie de l'opinion publique :
très variable selon les pays
fluctuant en fonction des évènements...

- Investissements élevés (EPR : >5 milliards d'euros)
- Unités de forte puissance (peu pratique pour certains pays)
- ⇒ *développement d'unités de faible puissance (300 à 1.000 MW)*

Le Conseil européen de l'Energie a décidé de classer l'énergie nucléaire comme une énergie contribuant à « décarboner » (donc « énergie verte » !)

-Total des réponses citées -

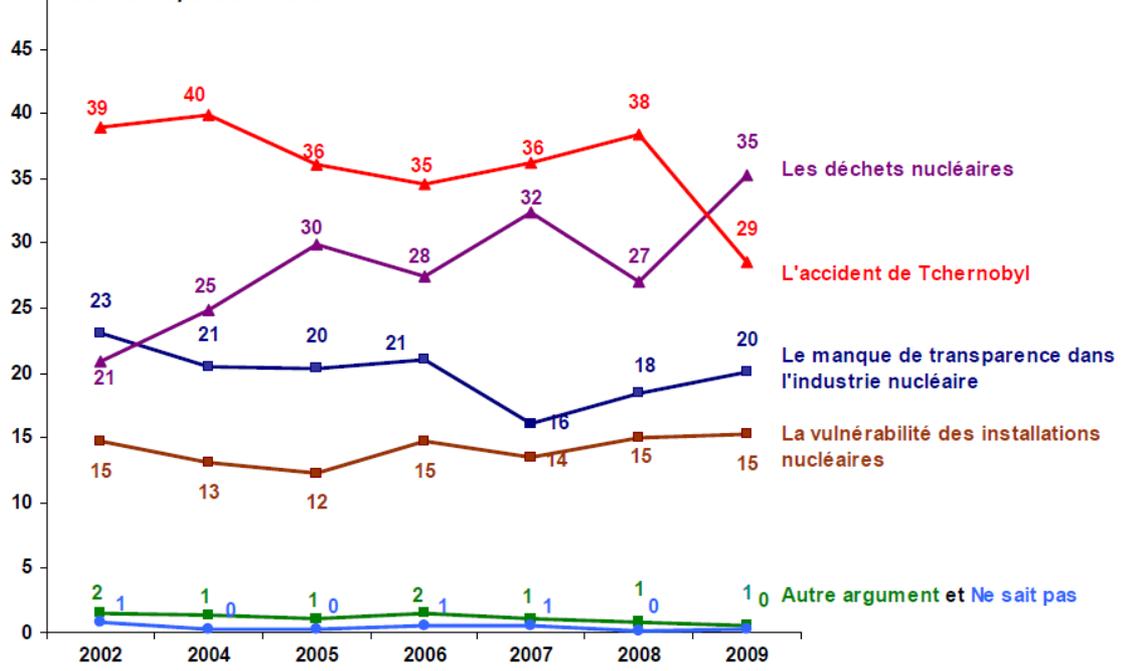


Question : quel est aujourd'hui selon vous l'argument le plus fort pour le nucléaire ?

Question : quel est aujourd'hui selon vous l'argument le plus fort contre le nucléaire ?

- La radioactivité...**
- c'est invisible
 - on ne sait pas ce que c'est
 - c'est dangereux (Hiroshima...)

-Total des réponses citées -



Chez nos amis Belges

**LA BONNE NOUVELLE,
C'EST QUE 55% DE NOTRE
ELECTRICITE EST
D'ORIGINE NUCLEAIRE.
LA MAUVAISE AUSSI. ***



L'éducation énergétique n'est pas simple. Il faut répondre à une demande en électricité toujours plus importante tout en faisant face à l'épuisement des ressources fossiles et à la lutte contre les changements climatiques.

Bien sûr, nous devons économiser l'énergie et repenser notre façon de la consommer. Bien sûr, nous devons investir numériquement les réseaux et les services énergétiques. Elles fournissent aujourd'hui un bon 55% de notre électricité mais, seules, elles ne seront probablement jamais suffisantes. Il reste l'énergie nucléaire. Elle assure 55% de notre production d'électricité et contribue à la lutte contre le réchauffement climatique en nous permettant de réduire de 30 millions de tonnes nos émissions de CO₂ chaque année. Ce qui n'est pas négligeable. En effet, c'est l'équivalent de l'ensemble des émissions du parc automobile belge. Par contre elle génère des déchets radioactifs qui nous engagent sur plusieurs générations. Société d'ailleurs! On pourrait poser le problème plus simplement: comment préserver la planète sans renoncer à notre qualité de vie?

**L'ÉNERGIE NUCLEAIRE.
Y AVEZ-VOUS DÉJÀ VRAIMENT RÉFLÉCHI?**

**VOUS VENEZ
DE TROUVER UN JOB
DANS LE NUCLEAIRE.
COMMENT ALLEZ-VOUS
L'ANNONCER
A VOS AMIS? ***



C'est quoi le métier idéal? Un métier qui fait appel à des compétences très pointues, un métier qui exige le sens des responsabilités, ou un métier qui fait l'unanimité? Si un job dans le nucléaire passe facilement le cap des premières questions, il met par contre rarement tout le monde d'accord. C'est un secteur de pointe, qui joue un rôle important dans de nombreux domaines de notre vie quotidienne, mais c'est aussi un secteur que d'aucuns trouvent opaque parce qu'il fait appel à une technologie à risques ou encore parce qu'il génère des déchets radioactifs dont la majorité des gens ne sait pas très bien ce qu'on fait. Et même si ces déchets sont effectivement gérés, même s'il n'y a pas d'endroit plus sécurisé qu'une installation nucléaire, certains clichés ont la vie dure. Finalement, à quoi les gens qui travaillent dans le nucléaire sont-ils le plus exposés: aux risques ou aux piliers?

**L'ÉNERGIE NUCLEAIRE.
Y AVEZ-VOUS DÉJÀ VRAIMENT RÉFLÉCHI?**

www.forumnucleaire.be

NUCLEAIRE
FORUM
NUCLEAIRE

www.forumnucleaire.be

NUCLEAIRE
FORUM
NUCLEAIRE

**PLUS ON UTILISERA DE NUCLEAIRE
POUR PRODUIRE DE L'ELECTRICITE,
MOINS ON EMETTRA DE CO₂...**

**MOINS ON EMETTRA DE CO₂,
MOINS IL FERA DE PLUS EN PLUS
CHAUD SUR TERRE...**

**MOINS IL FERA CHAUD, MOINS
VOUS BOIREZ DE BIERES FRAICHES...**

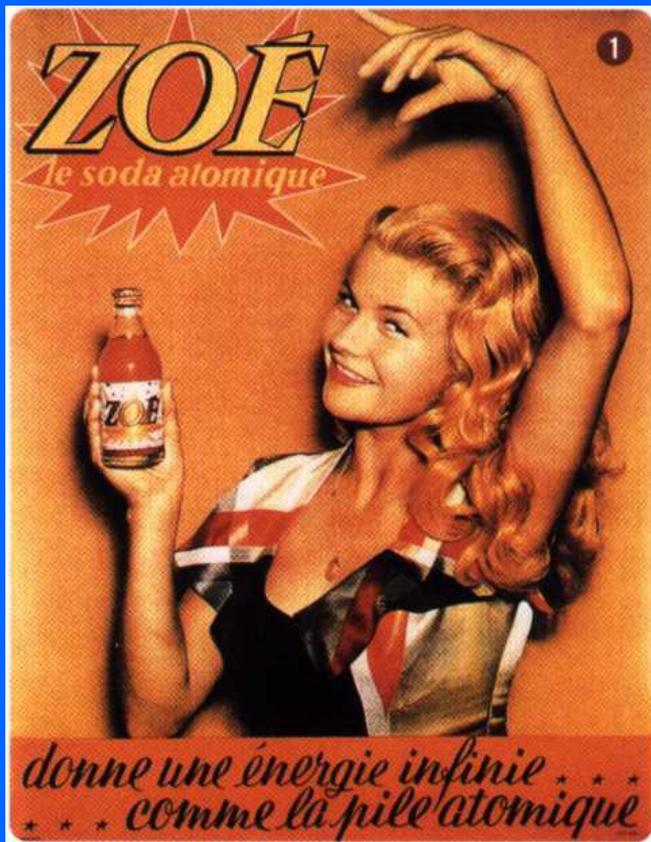
**MOINS VOUS BOIREZ DE BIERES
FRAICHES, MOINS ON UTILISERA
DE NUCLEAIRE.**

L'ÉNERGIE NUCLEAIRE. Y AVEZ-VOUS DÉJÀ VRAIMENT RÉFLÉCHI?

www.forumnucleaire.be

NUCLEAIRE
FORUM
NUCLEAIRE

**L'opposition au nucléaire est généralement irrationnel
et liée à une méconnaissance scientifique...
On peut la combattre par l'humour...**



ça n'a pas toujours été le cas !

au début des années 50...

1950 : rouge à lèvres contenant
des sels de thorium et de radium
(selon la formule du Dr Alfred Curie)



L'échelle des événements nucléaires (INES)

Mise en place en 1991, utilisée internationalement pour caractériser les événements nucléaires en fonction de leur gravité et de leurs conséquences sur les populations et l'environnement (de 1 à 7)

● Impact sur la population et l'environnement ● Impact sur les installations ● Nature des défaillances de sécurité

Accident majeur

7

● **Rejet majeur de matières radioactives** avec des effets dangereux sur la santé et l'environnement.

Tchernobyl (1986)
(RBMK)(*)

Accident grave

6

● **Rejet important de matières radioactives**, application intégrale des contre-mesures prévues.

Fukushima (2011)
(BWR)

Accident ayant des conséquences étendues

5

● **Rejet limité de matières radioactives** avec mise en œuvre de contre-mesures prévues. **Plusieurs décès radio-induits.**
● **Endommagement grave du cœur du réacteur.**
● Rejet de grande quantité de matières radioactives, exposition importante des travailleurs.

Three Miles Island (1979)
(PWR)(*)

Accident ayant des conséquences locales

4

● **Rejet mineur de matières radioactives.**
● Au moins **un décès radio-induit.**
● Rejet important de matières radioactives, exposition importante des travailleurs.

Saint Laurent des Eaux
1969 (UNGG)
1980 (UNGG)

Incident grave

3

● Exposition à plus de 10 fois la limite autorisée (brûlures, etc...)
● Contamination d'une zone « protégée ».
● Accident évité de peu avec défaillance en matière de sûreté.

Incident

2

● Exposition d'un travailleur dépassant les limites annuelles.
● Contamination d'une installation dans une zone « protégée ».
● Défaillances importantes en matière de sûreté.

Anomalie

1

● Surexposition d'un travailleur dépassant les limites annuelles réglementaires.
● Problèmes mineurs liés aux composants de sûreté.

Classification des accidents nucléaires

(*) description détaillée en fin d'exposé



28 mars 1979 : Three Mile Island

Réacteur à eau pressurisée PWR

1 – défaillance du système de refroidissement
(négligence de la maintenance)

2 – vanne fermée (oubli)

3 – mauvaise interprétation des signaux d'alerte

4 – fusion du cœur

pas de fuite radioactive à l'extérieure

28 avril 1986 : Tchernobyl (Ukraine)

Réacteur soviétique RBMK (eau légère, uranium enrichi, modérateur graphite)

1 – Test d'utilisation à faible puissance (normalement interdit !)

2 – réacteur instable à faible régime avec risque d'emballement

3 – réactions tardives des opérateurs, mauvaises manœuvres ...

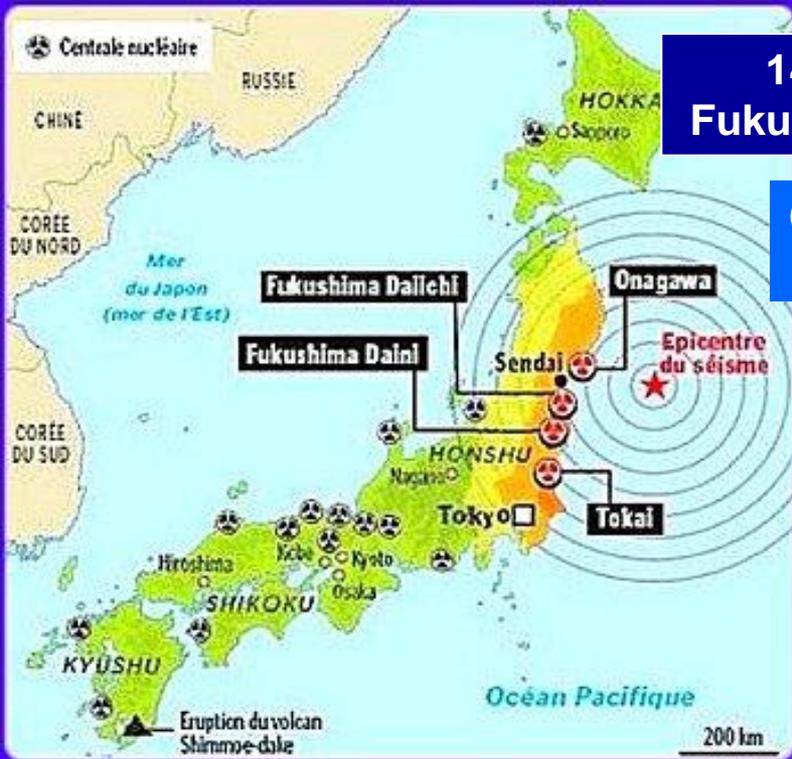
4 - arrêt du réacteur trop lent et emballement

5 – radiolyse : émission d'hydrogène

6 – explosion puis incendie du graphite

7 – sans enceinte de confinement, libération dans l'atmosphère d'une grande quantité de débris radioactifs





**14 mars 2011
Fukushima I (Daiichi)**

**6 réacteurs BWR
(à eau bouillante)**

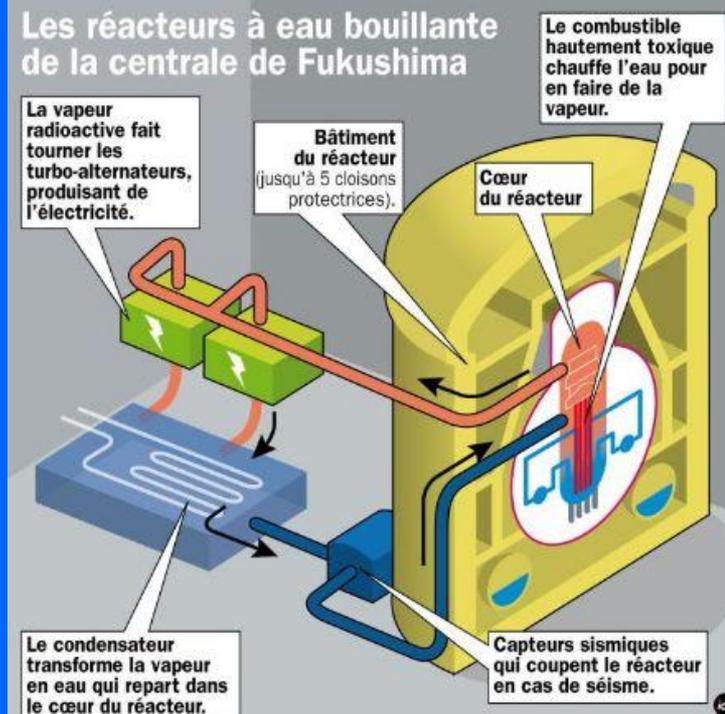
**GE :
General Electric**

**Total :
14 réacteurs**

- 1 : 439 MW (GE)(1970)**
- 2 : 760 MW (GE-Toshiba)(1973)**
- 3 : 760 MW (Toshiba)(1974)**
- 4 : 760 MW (Hitachi)(1978)**
- 5 : 760 MW (Toshiba)(1978)**
- 6 : 1067 MW (GE-Toshiba)(1979)**

**Fukushima II (Daini) :
4 de 1067 MW (Toshiba et Hitachi)
(1982 à 1987)**

**Onagawa : 3 BWR (1984 à 2002)
Tôkai : 1 RBW (1978)**



Fukushima I (Daiichi)

Réacteurs 1, 2 et 3 :

Tsunami : arrêt des alimentations électriques et mise hors service des systèmes de refroidissement :

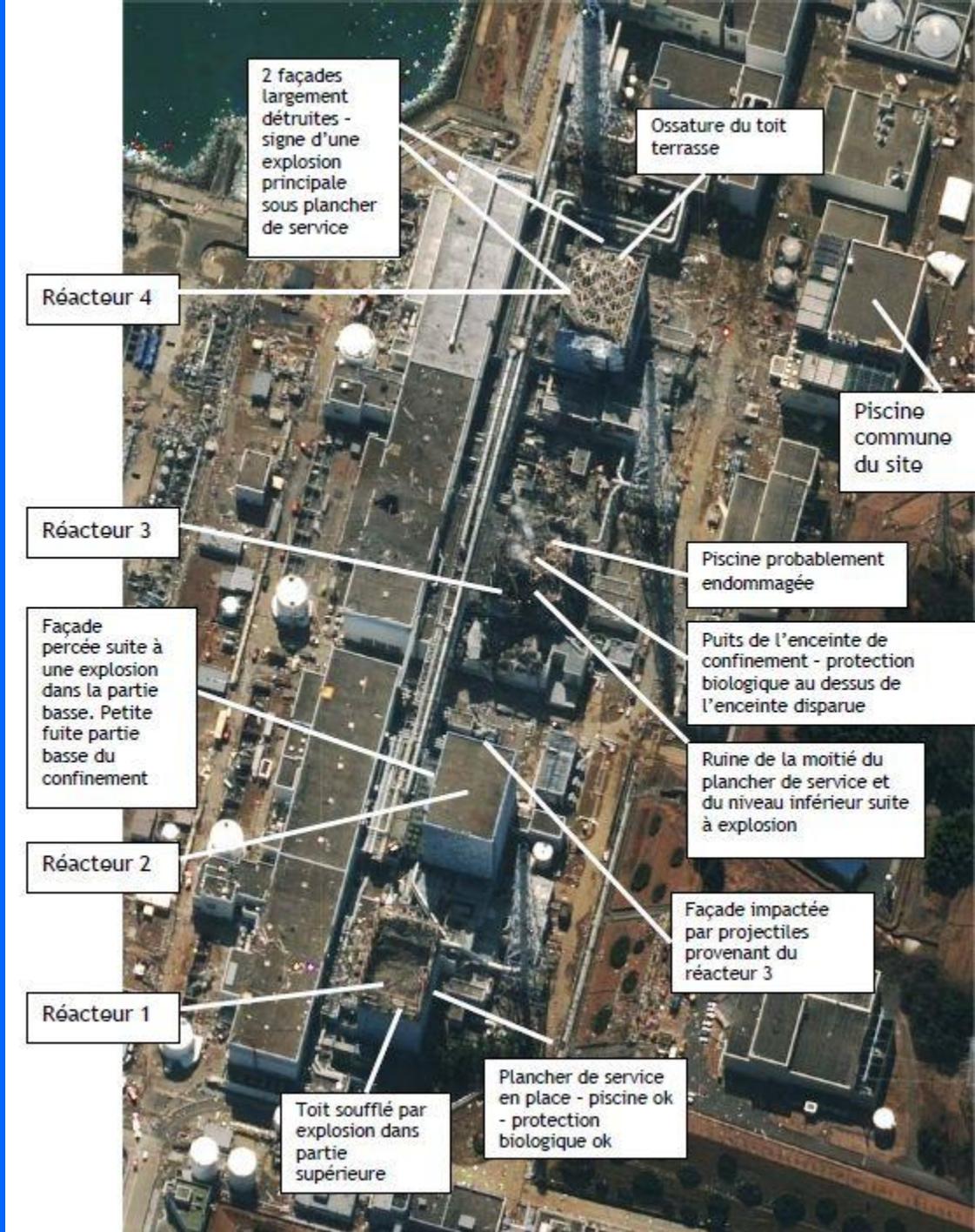
- dénoyage du cœur
- dégradation du cœur (début de fusion)
- dégagement d'hydrogène
- dépressurisation de l'enceinte
- explosion de l'hydrogène
- mise hors eau des piscines de stockage

*Réacteur 4 : pas de combustible
problème au niveau de la piscine
de stockage des combustibles usés*

*Les réacteurs 5 et 6 en arrêt,
cœurs correctement refroidis*

Fukushima II (Daini)

*Centrale plus récente :
n'a subi aucun dommage bien que
soumise aux mêmes tsunami !
réacteurs 1,2,3 et 4 en conditions
d'arrêts normales (« à froid »)
pas de dégradation de combustible*





Mise en place le 30 avril 2011, cette toute nouvelle carte de la sismicité en France présente les zones où le risque de survenue d'un séisme est le plus fort. En métropole, celles-ci se situent dans le sud de l'Alsace, au niveau du fossé Rhénan, des Pyrénées et des Alpes. Sept installations nucléaires sur 21 en activité en France se situent dans des régions où l'aléa sismique est modéré.

Pour chaque installation on a recherché quel a été le plus fort séisme au voisinage de la future centrale et on a majoré d'un 1/2 point de magnitude pour obtenir le « séisme majoré de sécurité ».

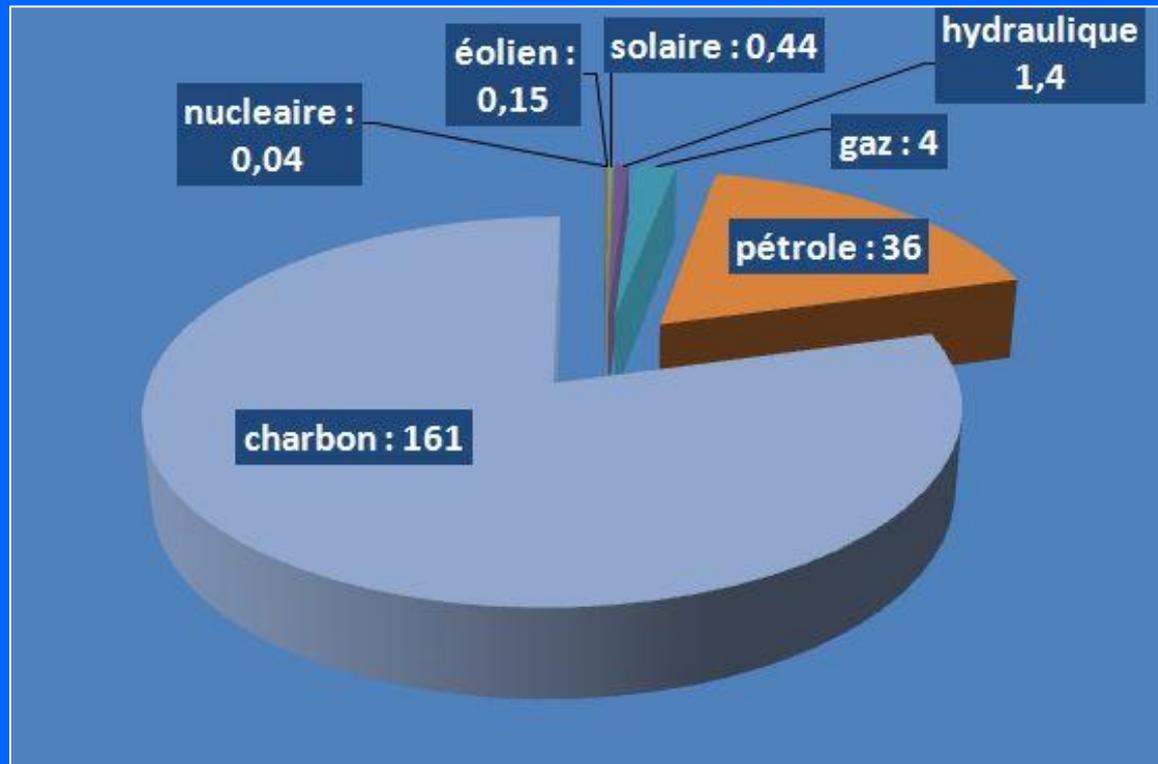
Les experts calculent l'amplitude de vibration que produirait ce séisme et les effets d'amplification locale liés à la nature du sol. Ces paramètres servent à définir les caractéristiques antisismiques de la future installation. Ces calculs sont menés en parallèle par EDF et l'IRSN.

Le plus fort séisme a été celui de Bâle en 1356, d'amplitude estimée à 6,2 Fessenheim a été conçue pour résister à un séisme de 6,7.

Risques sismiques		Installations nucléaires de base		Autres installations nucléaires	
Aléa	Mouvement du sol	REP	RNR	Usine du cycle de combustible	Stockage des déchets
Très faible	accélération < 0,7 m/s ²	réacteur à eau sous pression	réacteur à neutrons rapides	(enrichissement, fabrication, retraitement)	
Faible	0,7 m/s ² ≤ accélération < 1,1 m/s ²	REP en construction			
Modérée	1,1 m/s ² ≤ accélération < 1,6 m/s ²	REP en démantèlement			
Moyen	1,6 m/s ² ≤ accélération < 3 m/s ²	Réacteur à graphite/gaz ou gaz/eau lourde en démantèlement			
Fort	3 m/s ² ≤ accélération				

Question : quel a été réellement l'amplitude de ce séisme ? 6,2 ou 6,7 à 7,1 selon certains experts ?

Nombre de morts par TWh produit en fonction du mode de production (selon le Wall Street Daily)



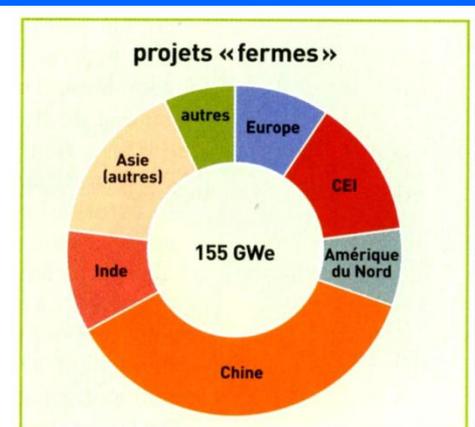
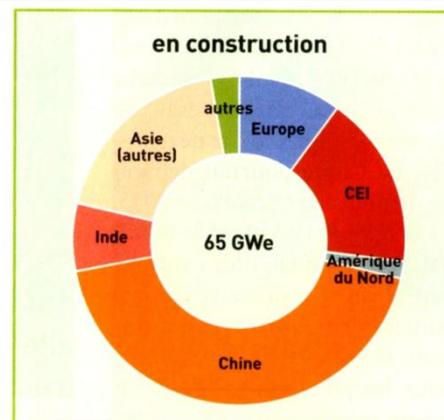
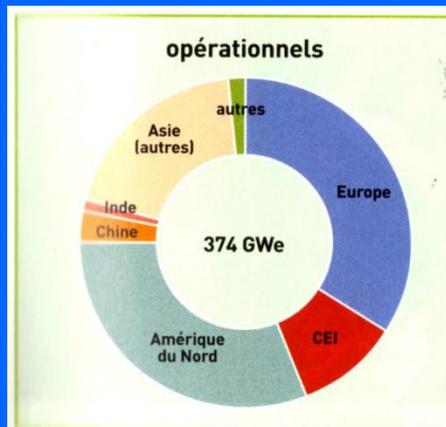
L'éolien serait 4 fois plus dangereux, le solaire 10 fois plus, le pétrole 1.000 fois plus et le charbon 4.000 fois plus ! (selon certaines études, la pollution des centrales thermiques au charbon provoquerait 15.000 morts par an dans le monde, en plus des morts dues à l'exploitation des mines).

L'avenir du nucléaire ?

L'énergie nucléaire est très sensible à l'image qu'elle a dans l'opinion...

- 1) Dans les années 30, la radioactivité était considérée comme très bénéfique...
- 2) Après Hiroshima, la vision a totalement changée... la perspective d'une guerre nucléaire fait peur ! (début de la guerre froide)
- 3) L'utilisation pacifique de l'énergie nucléaire est tout d'abord plébiscitée par les écologistes et les gouvernements (« atom for peace »)
- 4) De nombreux programmes de construction de réacteurs sont lancés dans le monde (USA, UK, Russie etc.)
- 5) Les accidents de Three Miles Island (1979) et surtout Tchernobyl (1986) vont donner un coup d'arrêt et conduire certains pays à y renoncer...
- 6) Depuis quelques années on pouvait observer une relance des programmes
- 7) L'accident de Fukushima aura certainement un impact négatif mais pas pour tous les pays !

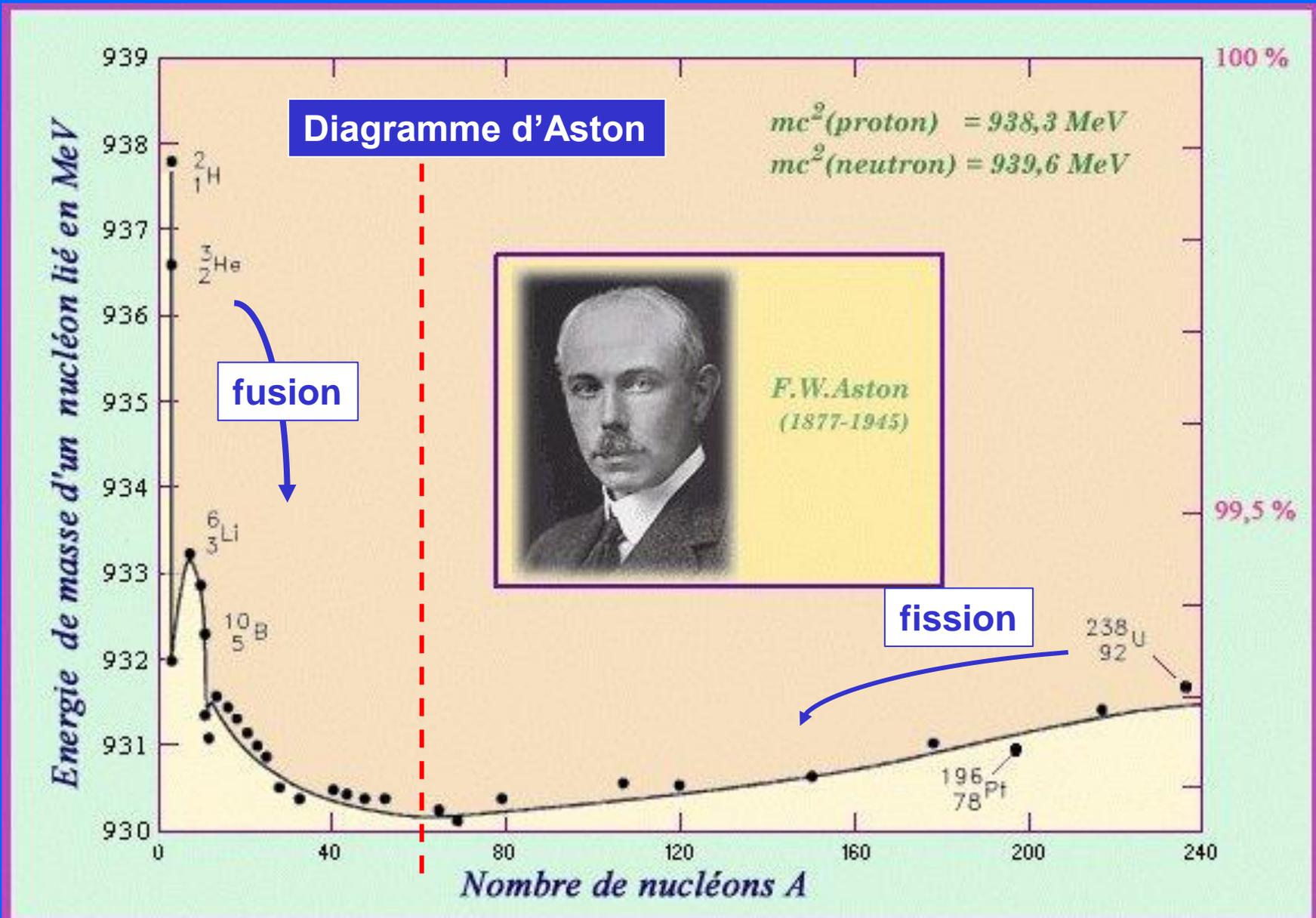
**Situation
au
printemps
2013**



L'énergie nucléaire

Quelques rappels de physique nucléaire...

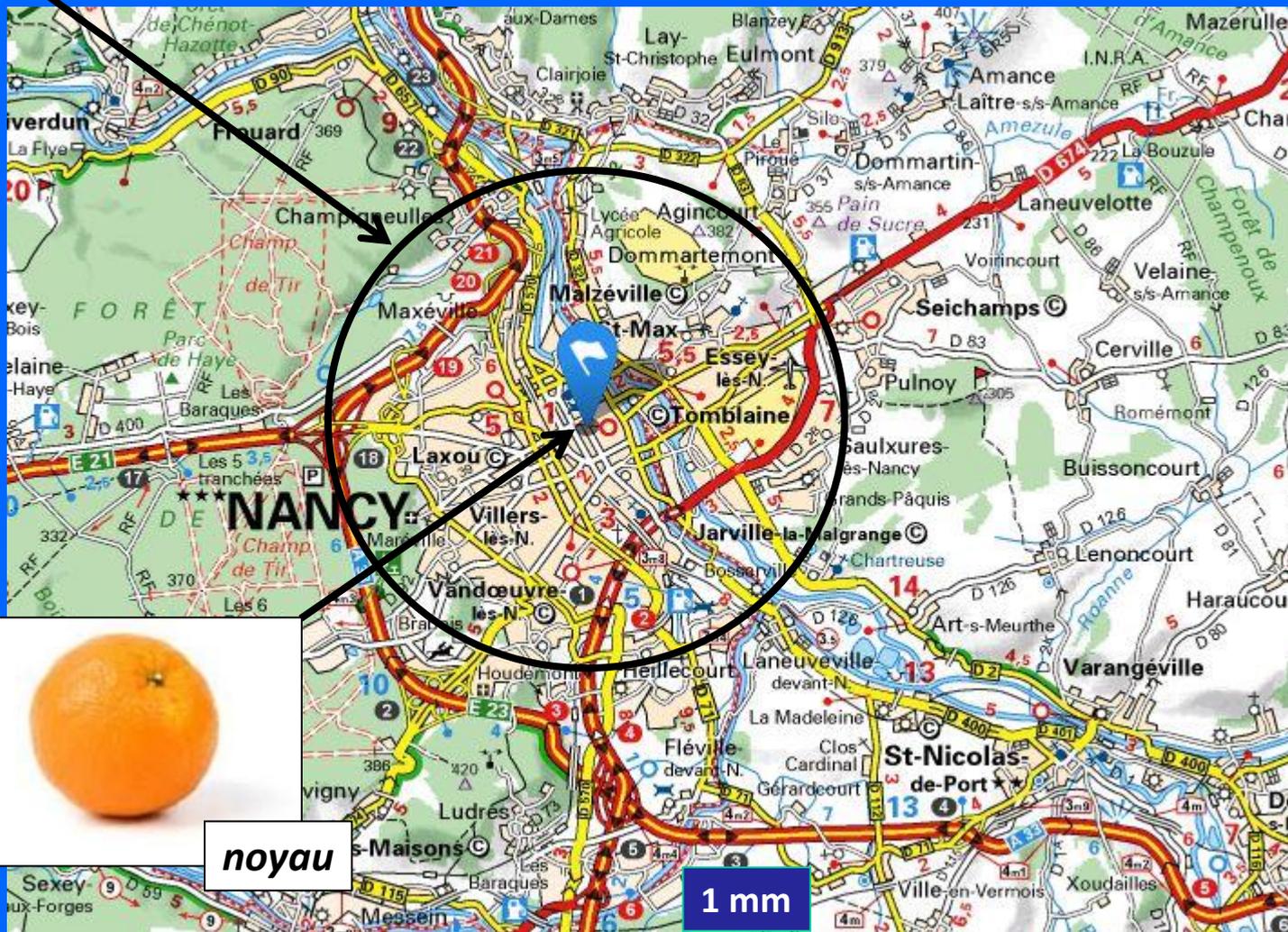
Variation de l'énergie de liaison par nucléon en fonction de la masse atomique



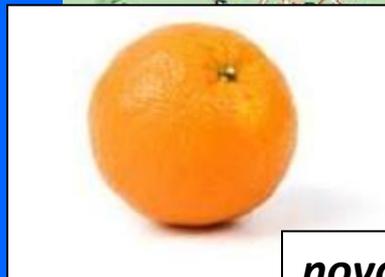
l'électron

« pépin »

L'atome d'hydrogène



Z protons
A-Z neutrons



noyau

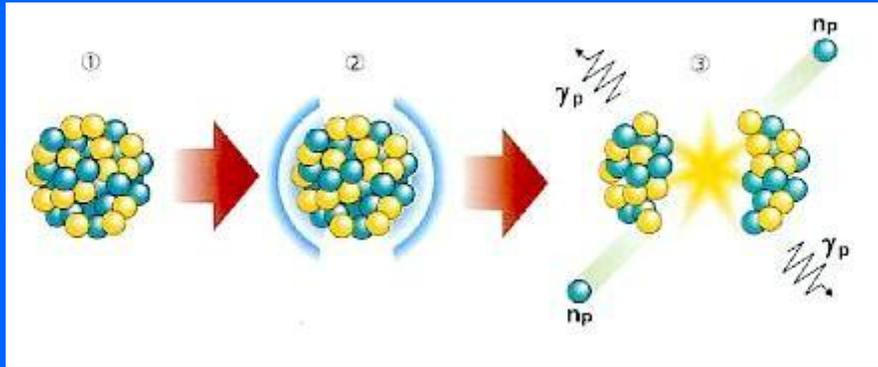
Z électrons

1 mm

*1/100.000 du diamètre
de l'atome*

*10 millions d'atomes
1.000 milliards de noyaux !*

Noyaux lourds : Fission



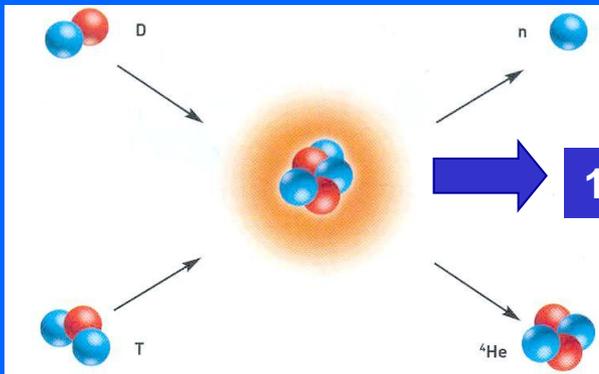
200 MeV

^{233}U , ^{235}U , ^{239}Pu ...



réacteurs nucléaires

Noyaux légers : Fusion



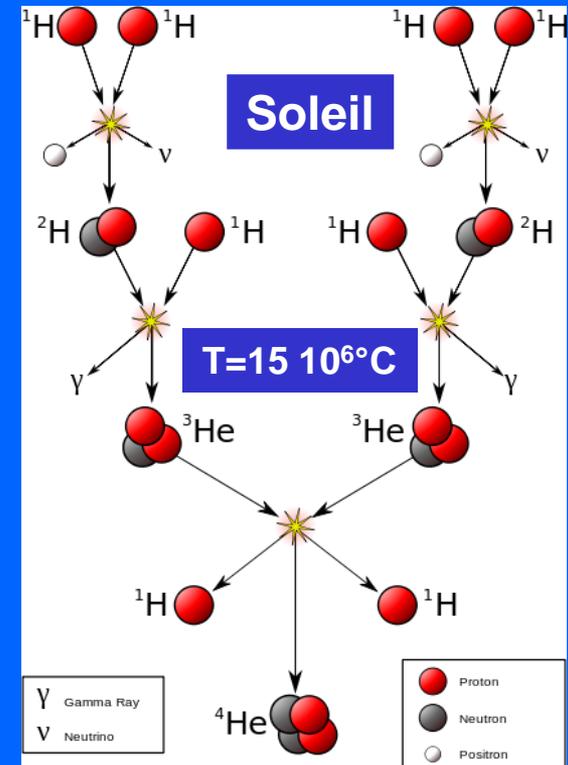
^1H , ^2D , ^3T , ^4He , ^6Li ... ^{12}C ...

→ Fe

17,6 MeV

Soleil, bombe H,
réacteurs du futur ?

A chaque seconde, le Soleil convertit
700 millions de tonnes d'hydrogène
en hélium et 4 millions de tonnes en
énergie pure !



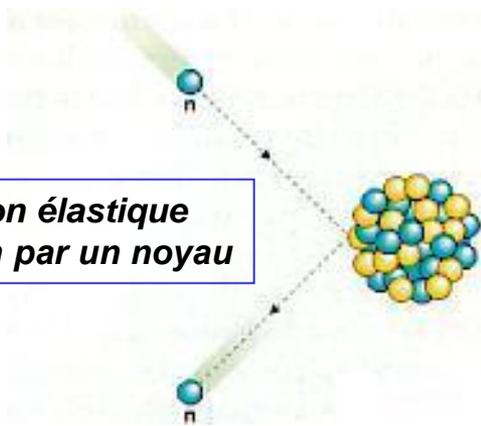
Rappels sur la neutronique et la fission nucléaire

Interactions d'un neutron avec la matière

Énergie des neutrons : entre 25 meV (neutron thermique) et 10 MeV (neutrons rapides)

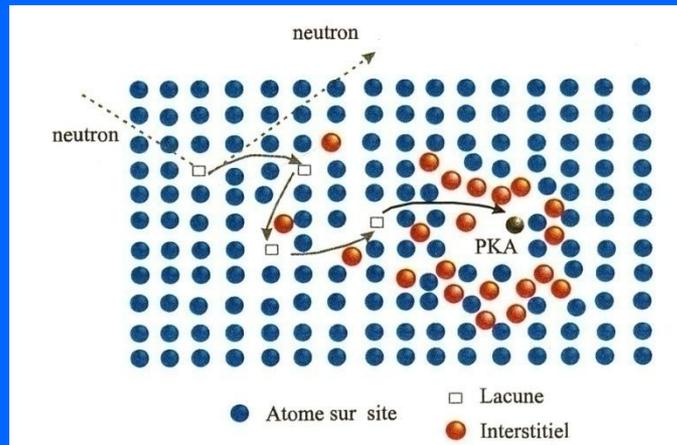
Quelles sont des différentes interactions d'un neutron et d'un noyau ?

1 - Diffusion élastique d'un neutron par un noyau



- diffusion élastique
- absorption

- transfert d'énergie vers l'atome heurté
- éjection de cet atome hors de son site
- chocs multiples avec les autres atomes
- « cascade de déplacements atomiques »
- création de défauts ponctuels (lacunes et interstitiels)
- évolution vers de plus gros défauts
- diminution des caractéristiques mécaniques



vieillesse sous irradiation des matériaux



2 -Absorption d'un neutron par un noyau
transmutation, radioactivité (α , β ou γ)

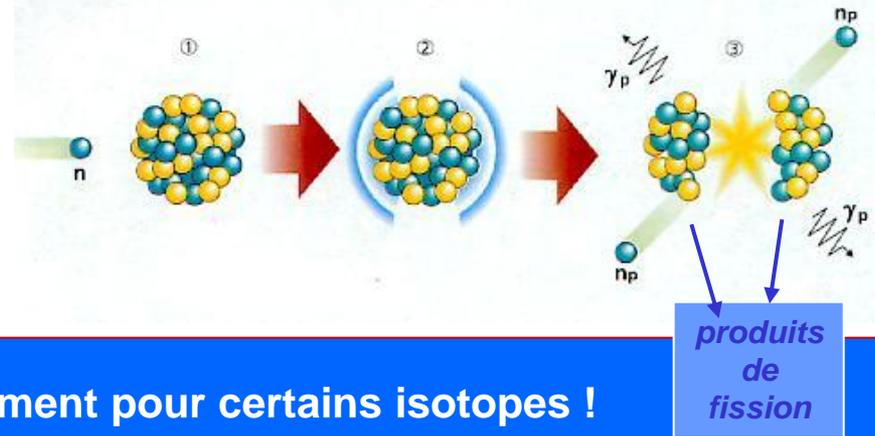
création d'un nouvel isotope
 pouvant être instable (« activation »)

désintégration radioactive
 (cas général)

(a)

(b)

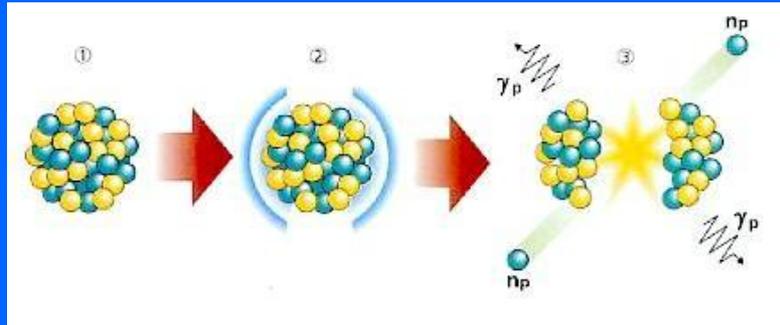
Fission :
l'absorption d'un neutron par le noyau conduit à la rupture du noyau en 2 (ou 3) noyaux plus petits avec émission de 2 à 3 neutrons rapides (en moyenne 2,63) (énergie libérée : 200 MeV par fission)



uniquement pour certains isotopes !

(presque exclusivement des isotopes impaires)

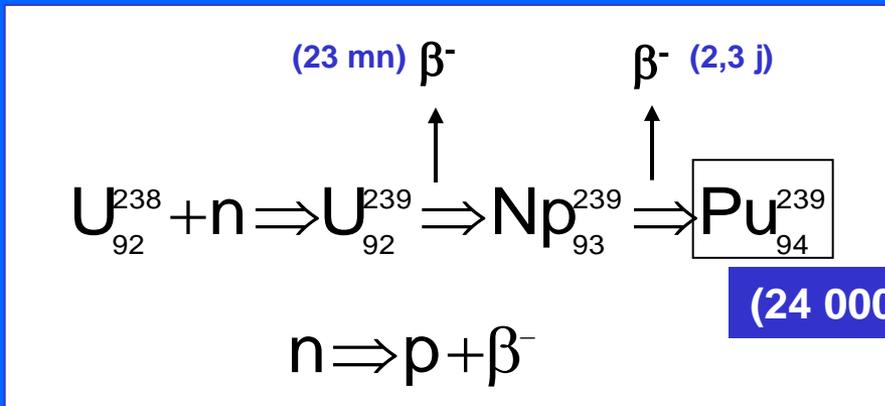
élément fissile : qui produit une fission par capture d'un neutron



U^{235} , U^{233} , Pu^{239} , Pu^{241}

Les 2 (éventuellement 3) noyaux qui résultent de la fission sont les produits de fission (PF)

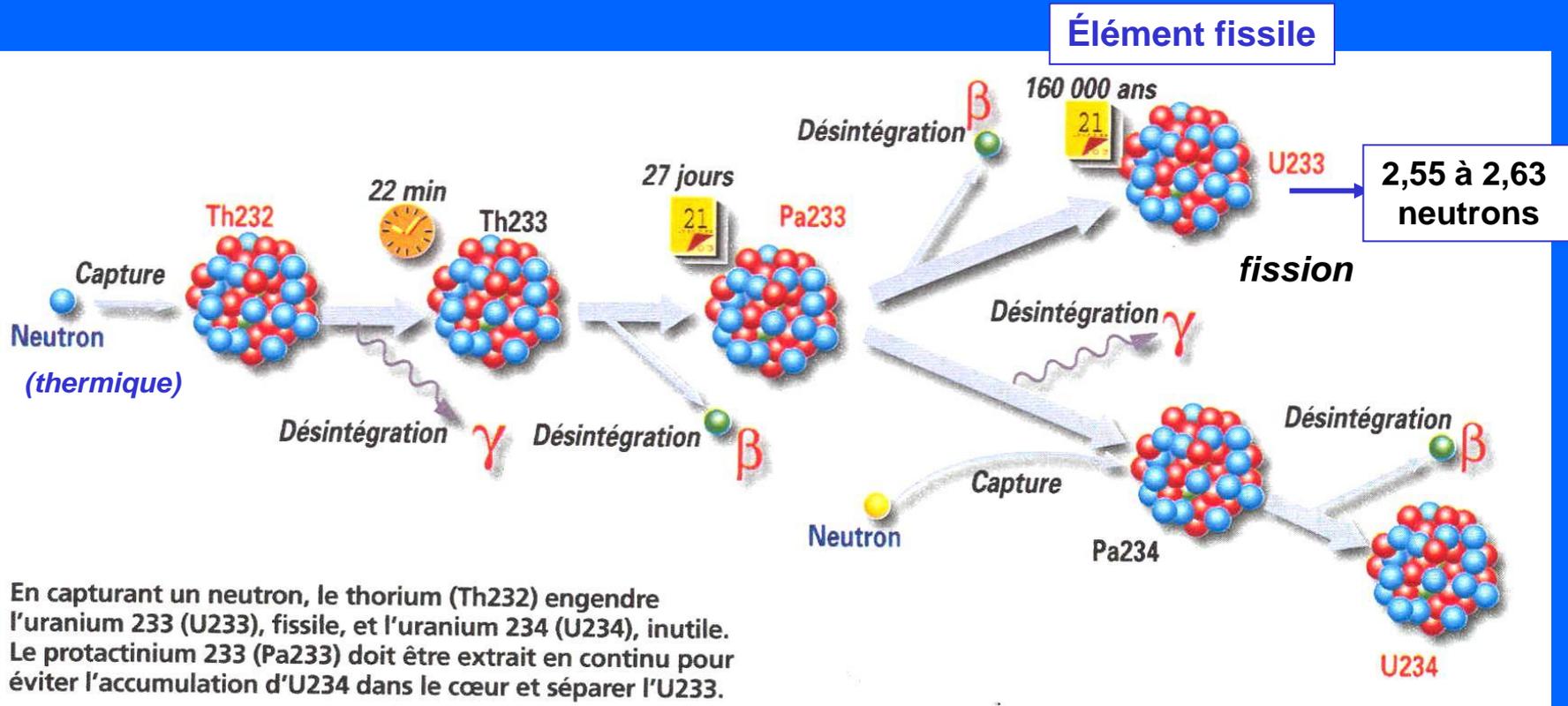
élément fertile : qui se transmute en un élément fissile par capture d'un neutron



Le Pu existe dans la nature : un kg de terre peut contenir plusieurs dizaines de millions d'atomes !

U^{238} est faiblement fissile pour des neutrons très énergétiques (rapides)

Autre exemple de capture fertile (à grand avenir !) : le thorium



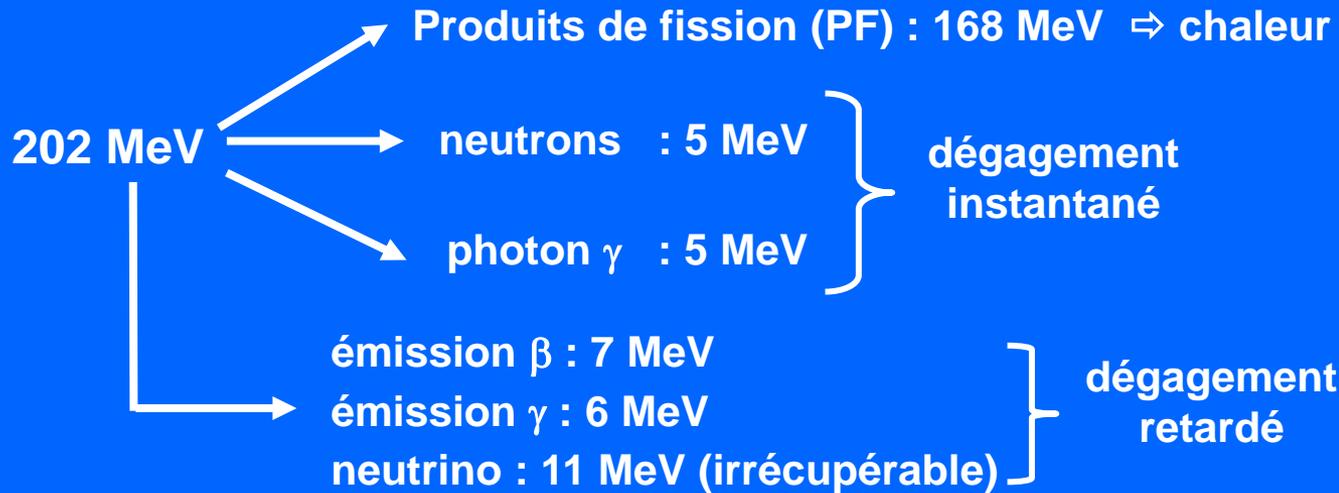
Intérêt :

- le thorium est beaucoup plus abondant que l'uranium (x4 à 10)
- l'isotope Th^{232} représente 100% (l' U^{235} : 0,7%)

La fission produit une grande quantité d'énergie (200 MeV environ) :

noyau	U ²³⁵	U ²³⁸	Pu ²³⁹	Pu ²⁴¹
Energie (MeV/fission)	201,7 ± 0,6	205,0 ± 0,9	210,0 ± 0,9	212,4 ± 1,0

U²³⁵



1 kg U²³⁵ :

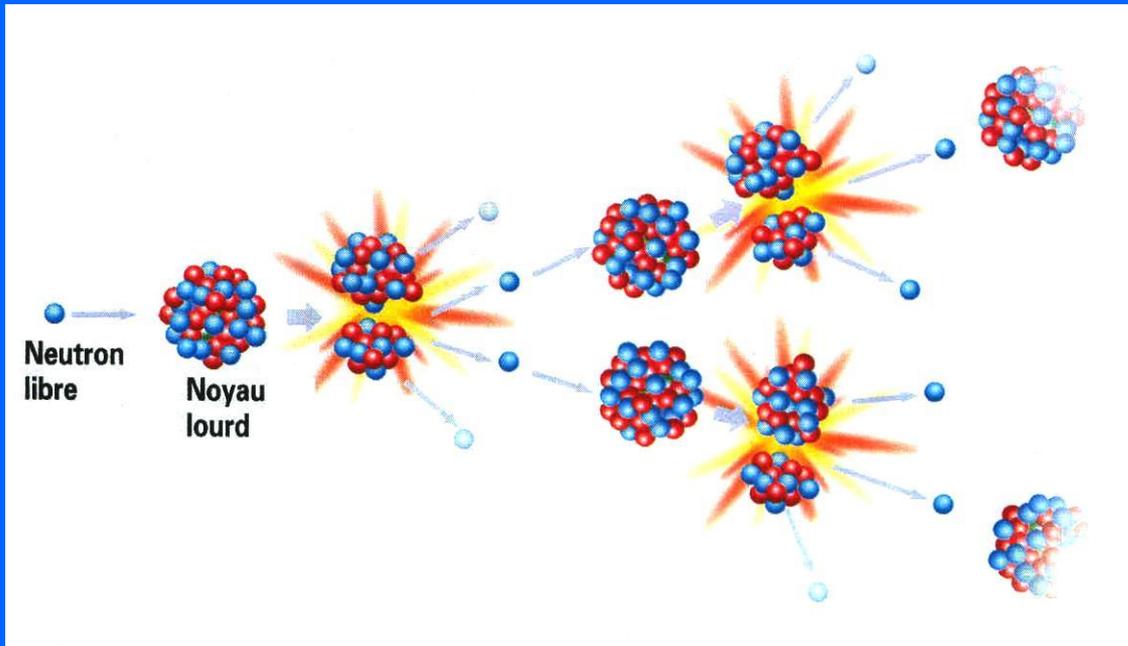
989 g PF
 10 g neutron
 0,7g énergie cinétique
 0,1g rayonnement γ

Voici... Un atome d'U. 235 va, en se désintégrant, projeter deux ou trois neutrons. L'un ou l'autre de ceux-ci sera absorbé par un atome d'U. 238, qui se trouvera ainsi transformé en plutonium... Mais les autres neutrons ?... Que vont-ils devenir ?...

Oui... je suis inquiet à leur sujet...



A chaque fission, l'émission de plusieurs neutrons entraîne une « réaction en chaîne » pouvant dans certaines conditions devenir explosive si elle n'est pas contrôlée (bombe A)



	neutrons incidents	
	<i>thermiques</i>	<i>rapides</i>
Th ²³²		2,32
U ²³³	2,55	2,63
U ²³⁵	2,47	2,56
U ²³⁸		2,62
Pu ²³⁹	2,91	3,01
Pu ²⁴⁰		3,42

nombre moyen de neutrons libérés à chaque fission

La durée entre 2 fissions est de l'ordre de la nanoseconde (10^{-9} sec)...

Avec une moyenne de 2,56 neutrons libérés à chaque fission, au bout de 65 ns, le nombre total de fission peut atteindre au maximum $3,5 \cdot 10^{25}$ (soit 6kg d'uranium), l'énergie libérée étant de :

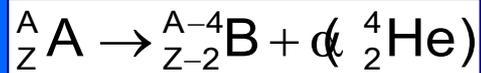
- $8 \cdot 10^{14}$ Joules !*
- environ 200 millions de kWh*
- $2 \cdot 10^4$ tep*
- 200 000 tonnes de TNT*

Bombe A :		
²³⁵ U	: 2,56 neutrons →	10 à 15 kg
²³⁹ Pu	: 3,01 neutrons →	5 kg

Les différentes formes de « désintégration » (radioactivité)

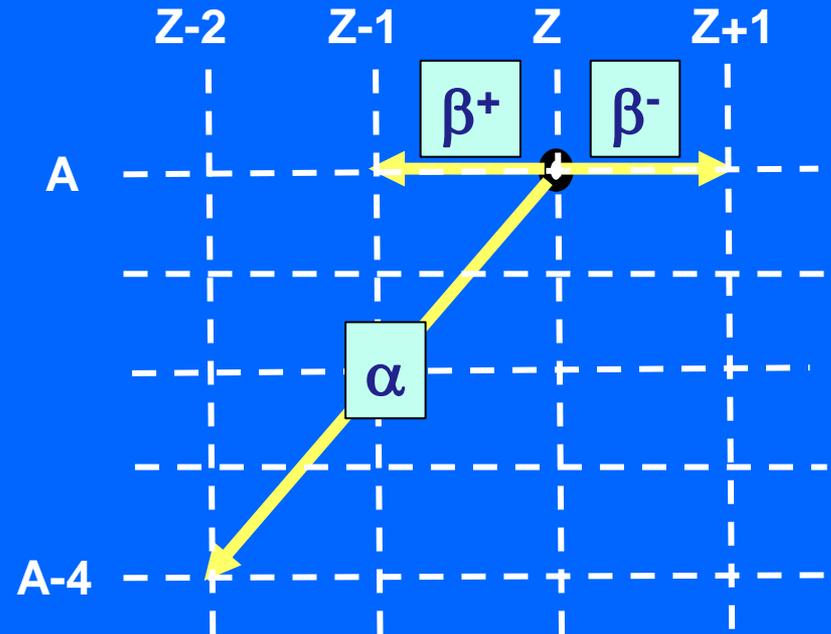
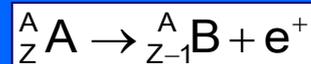
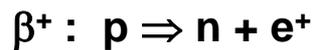
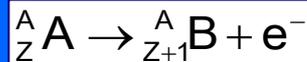
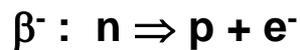
a) désintégration α

émission d'un noyau d'hélium ${}^4_2\text{He}$



b) désintégrations β

émission d'un électron (β^-) ou d'un positon (β^+)



*Les désintégrations α et β laissent souvent le noyau dans un état excité
le retour à l'équilibre se fait par une émission d'énergie sous forme électromagnétique*

c) émission γ

émission électromagnétique de haute énergie ($E > 100\text{keV}$)

d) L'émission d'un neutron

ne concerne qu'un nombre limité de radioéléments (une dizaine)

une forte émission de neutrons est cependant générée par la fission ou la fusion nucléaire

Loi d'atténuation de la radioactivité

Loi de décroissance radioactive $dN = \lambda N dt$ λ : constante radioactive

N : nombre de noyaux initial, dN : nombre de désintégrations

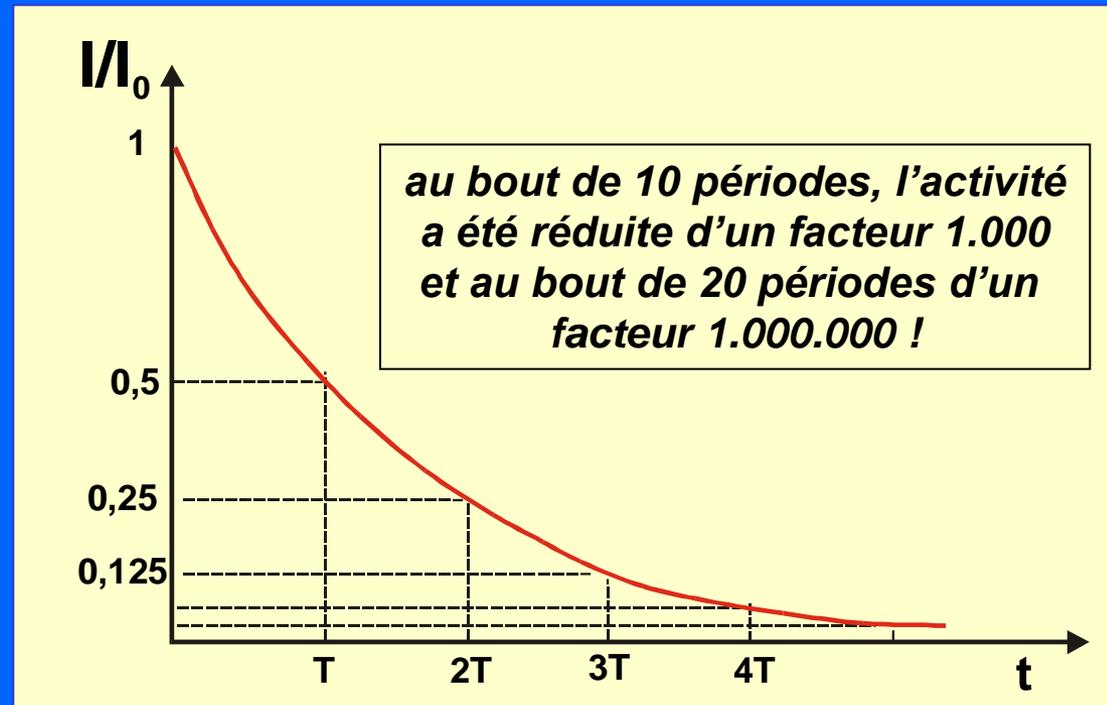
d'où la loi :

$$N = N_0 \exp(-\lambda t) = N_0 \exp\left(-\frac{t}{\tau}\right) = N_0 \exp\left(-\frac{0,693t}{T_r}\right)$$

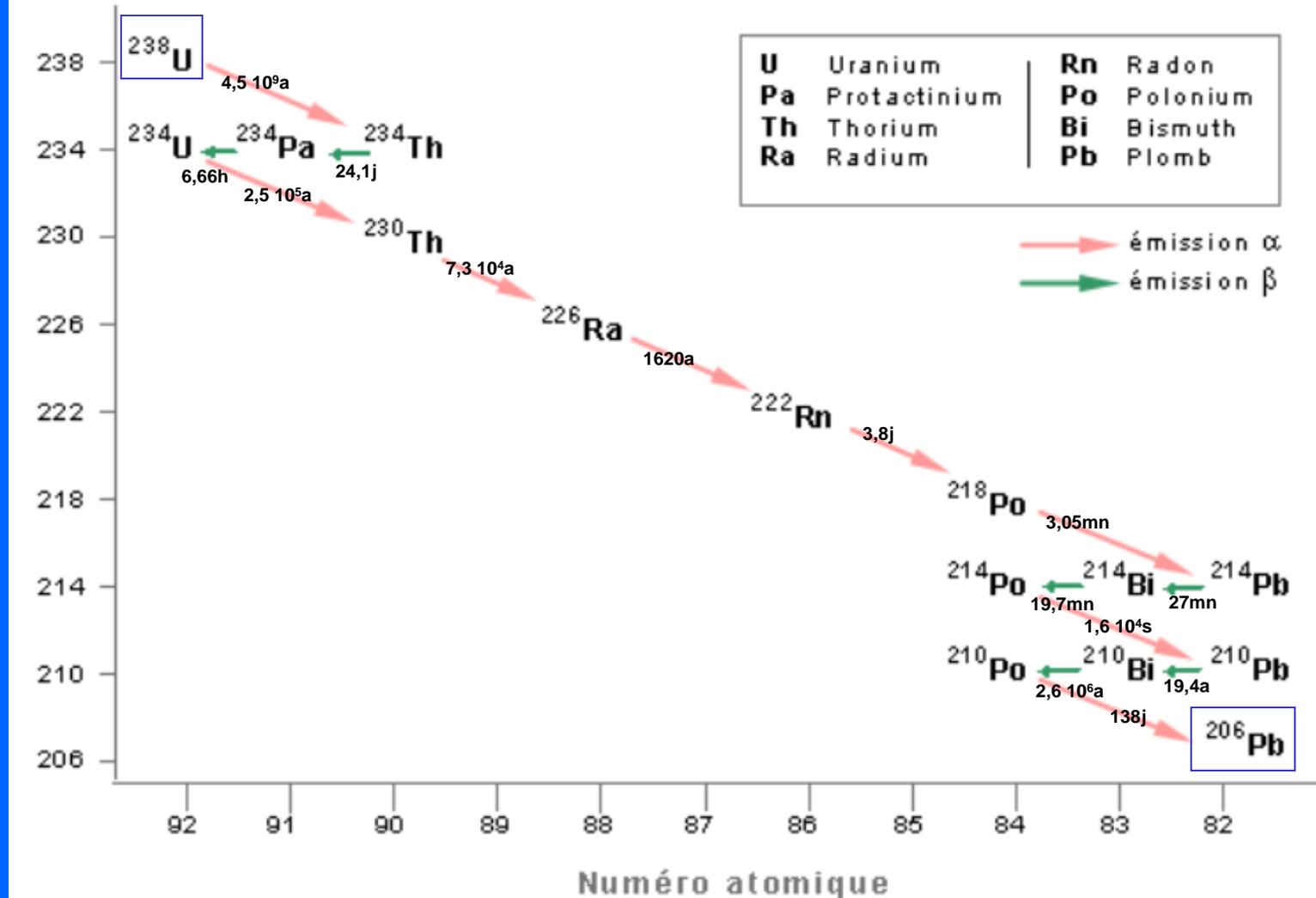
avec :

- τ : vie moyenne (« period » en anglais)
- $T_r = \tau \ln 2 = 0,693\tau$: période radioactive (ou demi-vie) (« half-life »)

la période radioactive représente la durée au bout de laquelle l'activité a été réduite de moitié



Masse atomique



Famille radioactive : succession de désintégrations conduisant à un isotope stable

la période peut varier considérablement d'un élément à l'autre...

Exemples de périodes radioactives pour quelques radioéléments naturels et artificiels

Polonium 212	3.10 ⁻⁷ sec		
Radon 222	3,8 j	→	roches
Iode 131	8 j	→	artificiel
Polonium 210	138 j		
Tritium	12 ans		
Césium 137	30 ans	→	artificiel
Carbone 14	5700 ans	→	naturel
Plutonium 239	24000 ans	→	artificiel
Césium 135	2,3 millions d'années	→	artificiel
Uranium 235	700 millions d'années	→	roches
Potassium 40	1.3 milliard d'années	→	naturel
Uranium 238	4,5 milliards d'années	→	roches
Thorium 232	14 milliards d'années	→	roches
Tellure 128	1.5 10 ²⁴ années		

Plus la période d'un radioélément sera longue, plus faible sera son activité !

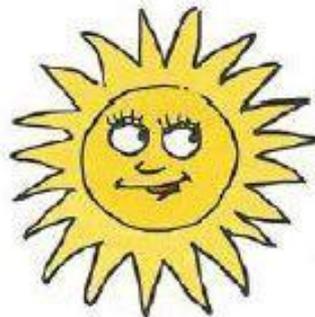
I¹²⁹ (période 15 10⁶ ans) est 1,5 milliard de fois moins dangereux que I¹³¹ (8 jours)

Radioactivité : les unités employées

Becquerel, Gray et Sievert

3 unités pour mesurer :

- ❖ la radioactivité,
- ❖ son énergie,
- ❖ ses effets



ENERGIE
TRANSMISE PAR
RAYONNEMENT



Anciennes unités :

- ❖ $1 \text{ Ci} = 3,7 \cdot 10^{10} \text{ Bq}$
- ❖ $1 \text{ rad} = 0,01 \text{ Gy}$
- ❖ $1 \text{ rem} = 0,01 \text{ Sv}$

Activité de la source
en **Becquerel**
(α , β , γ ...)

1 Bq
1 désintégration/sec

Dose **Gray**
(ce que mesure
un dosimètre)

1 Gy = 1 J/kg

Effets biologiques
en **Sievert**
produits par l'énergie reçue
et pondérée par le type
de rayonnement, la durée
de l'exposition et la sensibilité
de l'organisme ou organe atteint.

- 1 – débit de dose efficace : qui tient compte de la nature des organes irradiés
- 2 – débit de dose équivalente : Sv/h
- 3 – dose-vie (en mSv) : dose admissible cumulée sur toute une vie, 50 pour un adulte, 70 pour un enfant

Le Becquerel est une très petite unité

- ✓ Eau minérale : 2 à 4 Bq/L ^{40}K
0,02 à 1,8 Bq/L ^{226}Ra
0,01 à 0,9 Bq/L ^{238}U
- ✓ Eau de pluie : 0,5 Bq/L
- ✓ Eau de mer : 13 Bq/L ^{40}K + traces U, ^3H , ^{87}Rb

- ✓ Poisson : 100 Bq/kg ^{40}K
- ✓ Lait : 80 Bq/kg dont 62 % ^{40}K
- ✓ Pomme de terre : 150 Bq/kg ^{40}K

- ✓ Engrais phosphatés : 5 000 Bq/kg U, Th, ^{40}K
- ✓ Sédiments : 400 Bq/kg ^{40}K + 12 % U-Th
- ✓ Granite : 8 000 Bq/kg 600 à 2000 ^{238}U ; 600 ^{226}Ra

- ✓ Matériaux de construction :
 - Béton : 200 à 1 000 Bq/kg ^{40}K
 - Briques : 600 à 1 000 Bq/kg ^{40}K
 - Plâtre : 50 à 1 000 Bq/kg ^{226}Ra dominant du au phosphogypse

*certaines eaux de source
peuvent contenir 250 Bq/L
de radon*



- ✓ Corps humain adulte : 4 500 Bq ^{40}K
3 700 Bq ^{14}C

Nous sommes des sources radioactives



Le sievert (Sv) concerne des risques stochastiques et ne convient que pour de faibles doses d'irradiation

D : dose absorbée (Gy)
H : dose équivalente (Sv)
E : dose efficace (Sv)

$$H = W_R D$$

facteur de pondération

W_R :

Rayons X, γ : 1
Électrons, positons, muons : 1

→ ionisation directe

Protons : 5
Neutrons (<10 keV) : 5
Neutrons (10 à 100 keV) : 10
Neutrons (100 keV à 2 MeV) : 20
Neutrons (>2 MeV) : 10
Particules α : 20

→ déplacements atomiques

En cas d'irradiation locale : $E = W_T H$

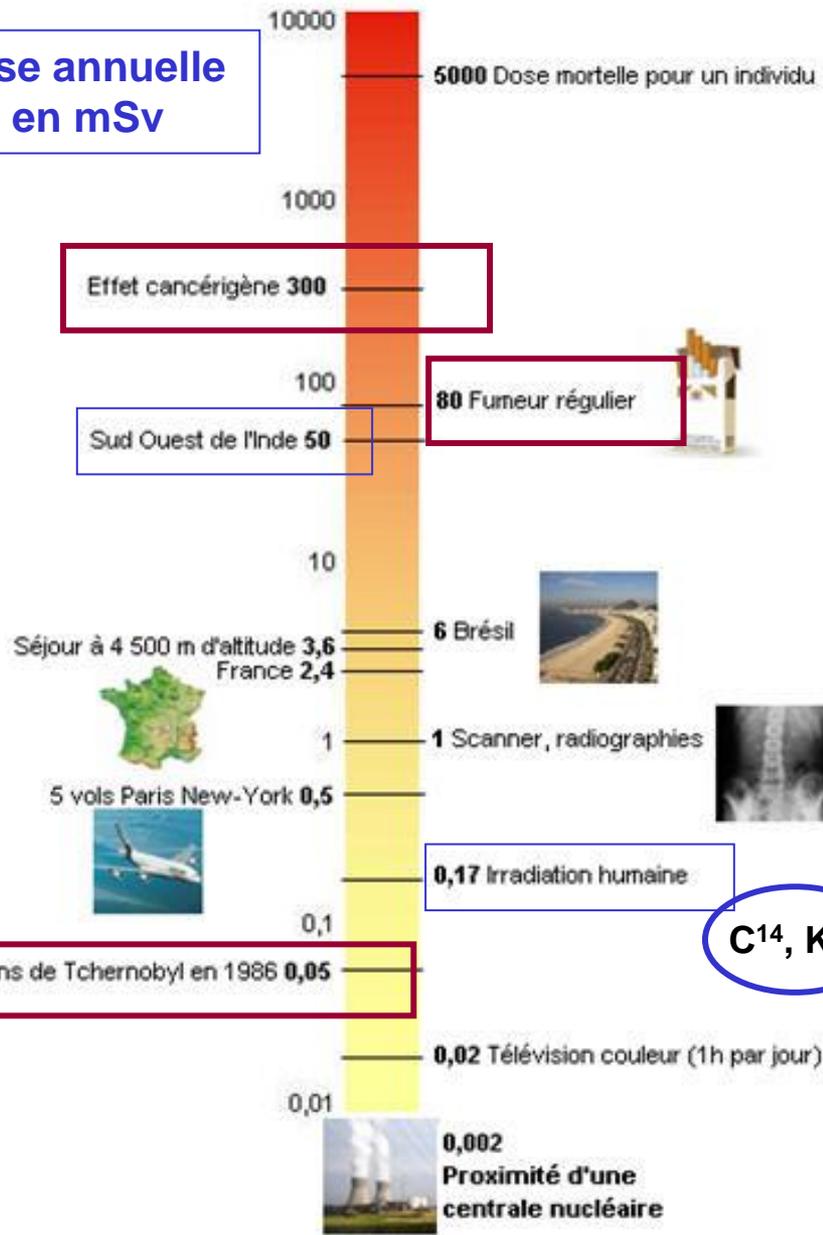
W_T :

gonade : 0,2 (revue à la baisse 0,08)
estomac : 0,12
cerveaux, viscères... : 0,05
peau : 0,01

Pour les fortes dose (risque déterministe) on doit employer le gray...

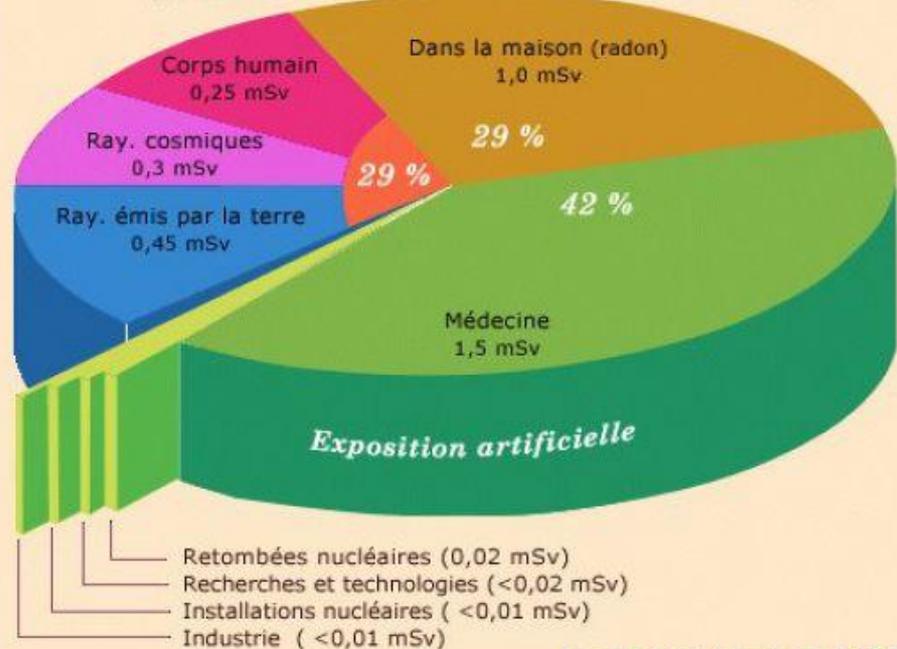
1 Gy : « mal des rayons »
5 Gy : dose semi-létale
8 à 10 Gy : dose létale...

Dose annuelle en mSv



C¹⁴, K⁴⁰

Exposition naturelle aux rayonnements



Irradiation annuelle moyenne en France : 3,5 mSv

**Brésil : 6 à 175 mSv
Kerala (Inde) : 50 mSv
Iran : 400 mSv**

**Dosimétrie personnel de bord d'un avion :
2,5 à 6,5 mSv/an**

**Montres à cadran lumineux :
0,005 à 0,1 mSv/an**

un banane c'est 0,15 μ Sv (K⁴⁰)

Contamination radioactive, irradiation, activation...

1 – Contamination : être en contact avec une substance radioactive

externe : souvent peu dangereuse...
(selon l'intensité radioactive et la nature du rayonnement)

décontamination par douche

interne : par absorption ou inhalation

peut être inoffensive (C^{14} , K^{40} ...)
risques chimiques (U, Pu...)

peut être très dangereuse (α)

2 – Irradiation : être soumis à un rayonnement ionisant

selon la dose reçue et la nature du rayonnement, peut être fatal

! être irradié ne signifie pas devenir radioactif soi-même

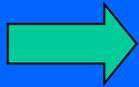
3 - activation

Rendre un matériaux radioactif principalement par bombardement neutronique

ne concerne pas la matière organique (rayons cosmiques $\rightarrow C^{14}$)

Les effets biologiques des rayonnements ionisants

Dans le cas d'une irradiation interne (absorption de produits radioactifs)



**période effective (T) qui tient compte de la période biologique T_b
(élimination par l'organisme du radioélément)**

$$\frac{1}{T} = \frac{1}{T_r} + \frac{1}{T_b}$$

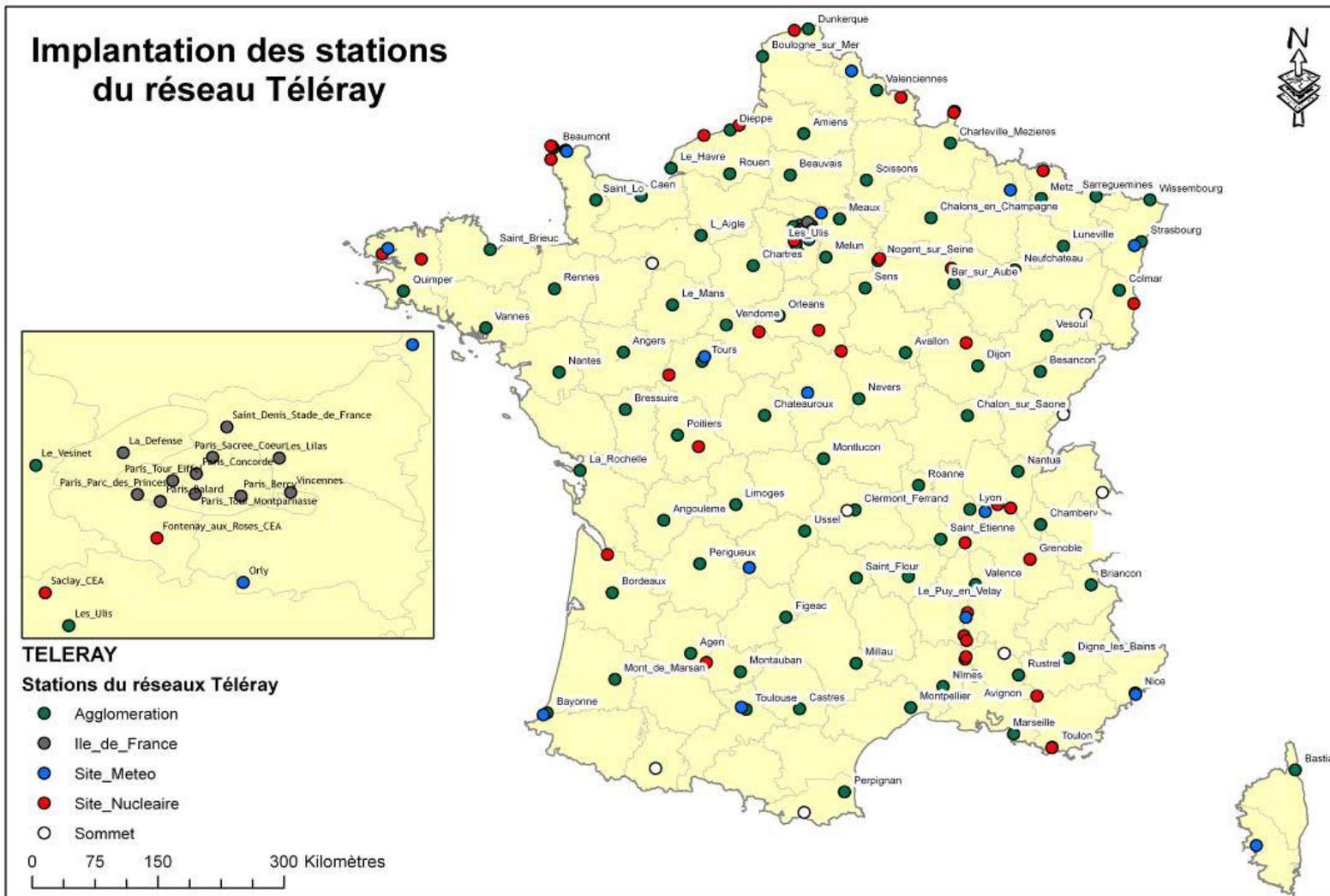
	<i>période radioactive</i>		<i>période biologique</i>	<i>période effective</i>
K40	1,3 10 ⁹ ans	ensemble du corps	30 jours	30 jours
Mn54	303 jours	Foie	25 jours	23 jours
Fe59	45,1 jours	Rate	600 jours	42 jours
Co60	5,3 ans	ensemble du corps	99,5 jours	94,6 jours
Sr90	28 ans	Os	50 ans	20,6 ans
I131	8 jours	Thyroïde	138 jours	7,6 jours
Cs137	30 ans	ensemble du corps	70 jours	70 iours
Ra226	1.620 ans	Os	45 ans	44 ans
Pu239	24.400 ans	Os Poumon	200 ans 500 jours	198 ans 500 jours

Un irradiation de 1 mSv
correspond
à une ingestion de :

800 Bq de Po²¹⁰
4.000 Bq de Pu²³⁹
4.500 Bq de Th²³²
22.000 Bq de U²³⁸
76.900 Bq de Cs¹³⁷
55.000.000 Bq de T (H³)

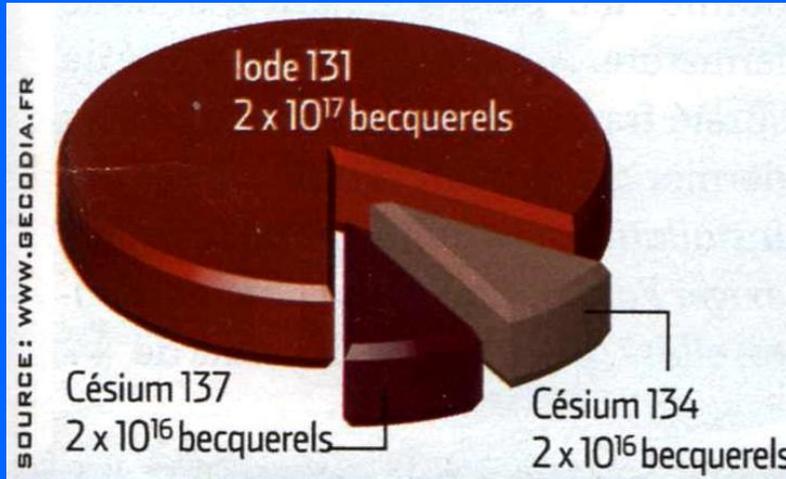
Réseau de surveillance « TELERAY » de la radioactivité atmosphérique de l'IRSN

Implantation des stations du réseau Téléray



**163 balises (qui réalisent 19 millions de mesures par an)
+ un réseau de prélèvement de poussières.**

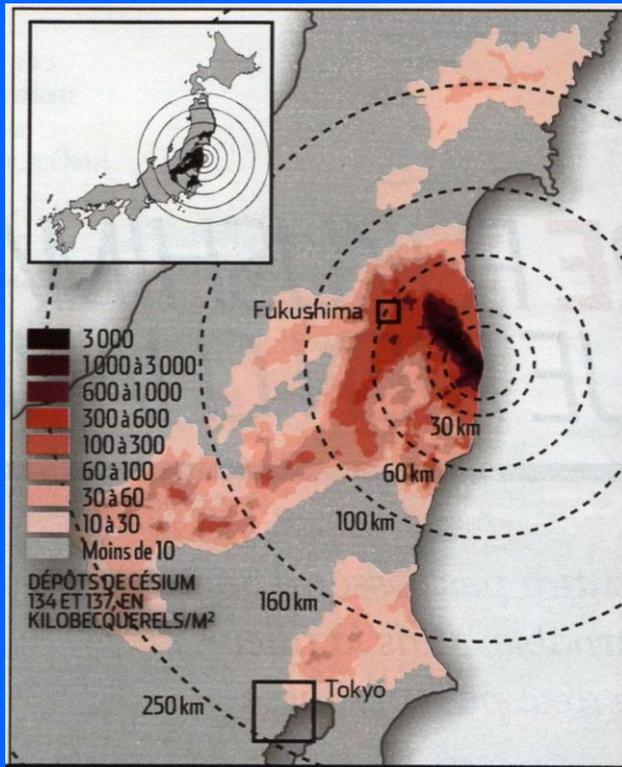
Les conséquences sanitaires de l'accident de Fukushima



Cs : 6 fois moins que Tchernobyl
100 fois moins que les essais nucléaires...

... mais 80 % de la radioactivité est tombée dans l'océan

L'essentiel des éléments radioactifs a fini dans le Pacifique, mais du fait de la dilution, leur impact devrait être limité. Il pourrait être plus important sur le littoral proche de la centrale, l'eau hautement contaminée ayant fui vers la mer.



période :

^{131}I : 8 jours

^{137}Cs : 30 ans

^{134}Cs : 2 ans

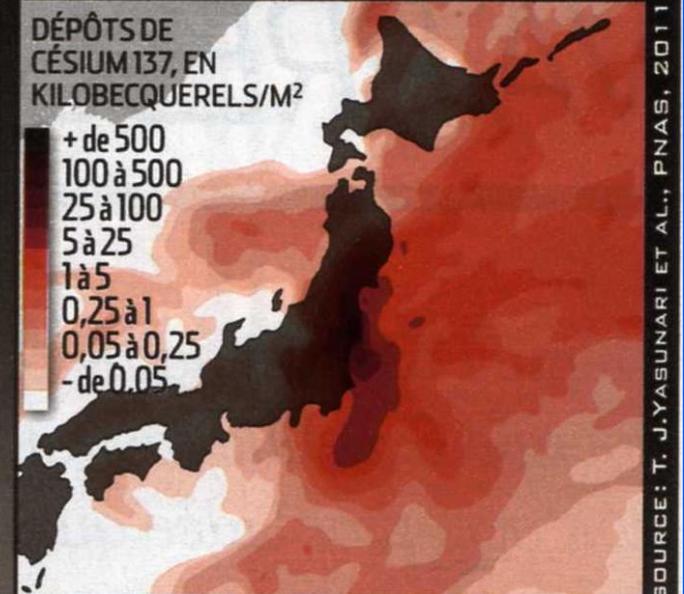
période effective
(biologique) :

^{131}I : 7,6 jours

^{137}Cs , ^{134}Cs : 70 jours

DÉPÔTS DE CÉSIMUM 137, EN KILOBECQUERELS/M²

+ de 500
100 à 500
25 à 100
5 à 25
1 à 5
0,25 à 1
0,05 à 0,25
- de 0,05



SOURCE: T. J. YASUNARI ET AL., PNAS, 2011

Les mesures prises (pastilles d'iode, déplacement des populations proches) ont permis de limiter à 20 mSv la dose maximale reçue : aucune conséquence à long terme sur la population.

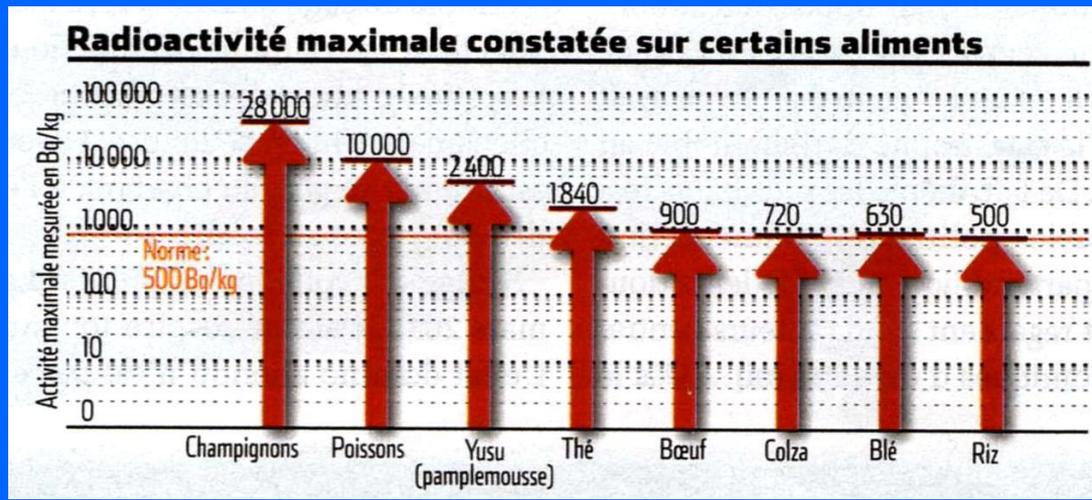
Pour les ouvriers, la dose n'a pas dépassé 100 mSv (sauf cas exceptionnels mais inférieure à 400 mSv)

Selon une étude récente :
 - l'évacuation a provoqué 600 décès
 - la non-évacuation aurait induit 245 cancers mortel à long terme (en plus des dizaines de milliers « normaux »)

Selon l'Académie des Sciences américaine, la teneur du thon rouge serait actuellement de :

- 4,0 Bq/kg en Cs¹³⁴
- 6,3 Bq/kg en Cs¹³⁷

soit pour une consommation de 200g une dose de 7,7 nSv soit 5% de la dose absorbée avec une banane (non contaminée !)



(1nSv=10⁻⁶ mSv)

Les réacteurs nucléaires :

- *Principe de fonctionnement*
 - *Conduite du réacteur*
 - *Les différentes filières...*

2 – Les constituants d'un réacteur nucléaire : quelques définitions

Combustible

Uranium, plutonium

- UO_2 naturel (0,7% ^{235}U) enrichi (4 à 5% ^{235}U)
- $^{238}\text{UO}_2 + ^{239}\text{PuO}_2$ (5%)(MOX)
- Carbures, nitrures d'U
- U métal



Fissions

↓
Spectre
neutronique

contrôle du flux neutronique :

- barres de contrôle
- ajouts chimiques

(Ag, Cd, In) + B...

Éléments combustibles

- pastilles
- boulets
- particules
- sels

- ↓
- crayons
 - aiguilles
 - plaques

**Utilisation et Production
du Pu (surgénération)
Incinération des déchets**

spectre rapide
($E_m=2 \text{ MeV}$)

↓
réacteurs à
neutrons rapides

↓
fluide caloporteur

Na, Pb, He...

**modérateur
(thermalisation)**

- graphite
- eau lourde
- eau légère

**Utilisation efficace de l' ^{235}U
(U naturel et U enrichi)**

réacteurs à
neutrons
thermiques
(0,025 eV)

↓
fluide caloporteur

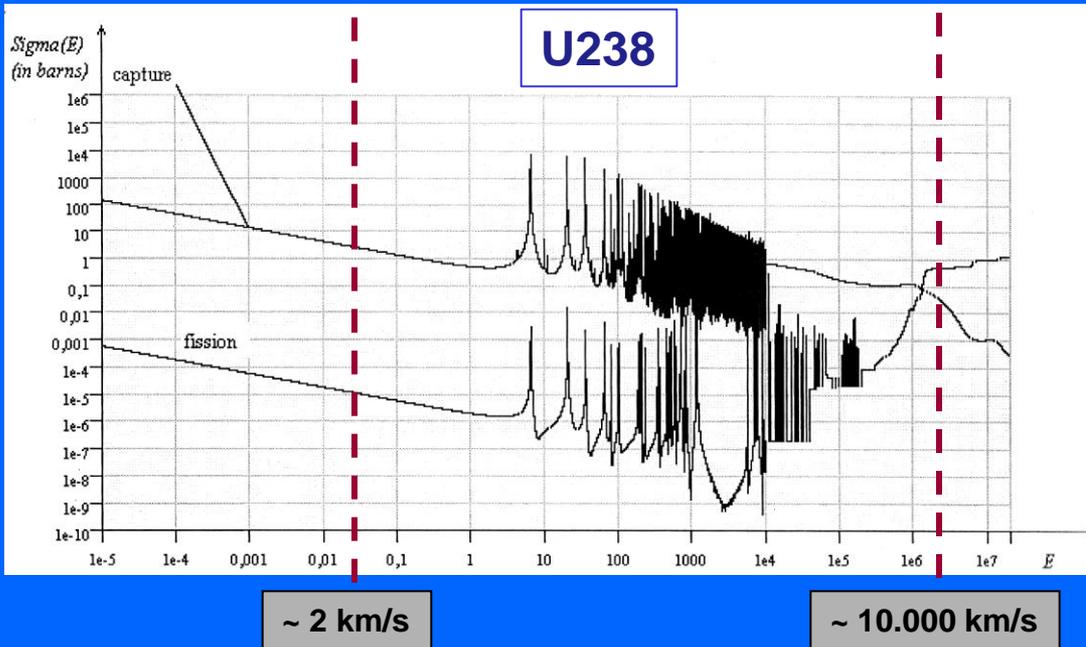
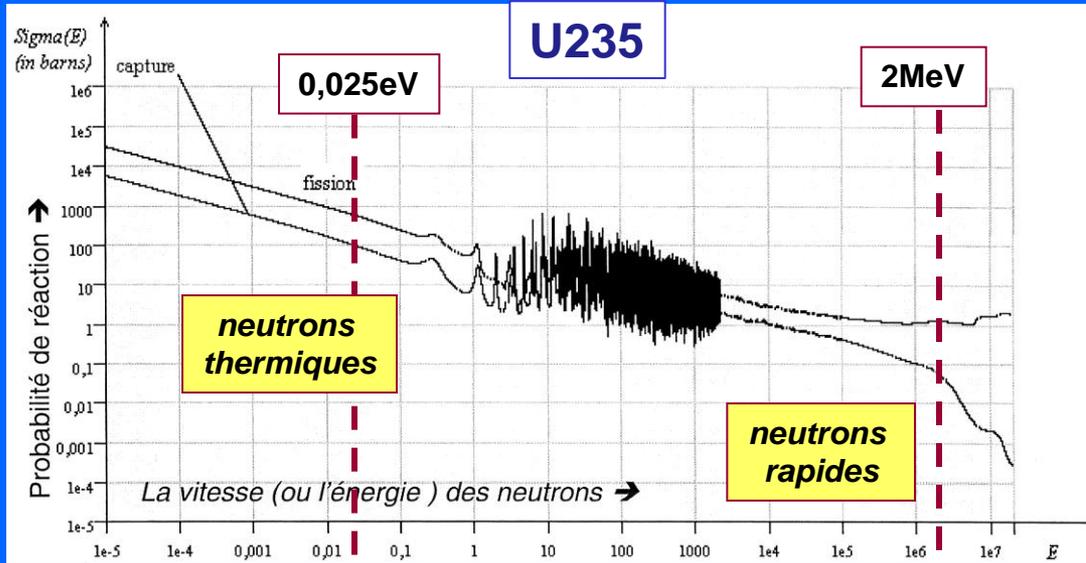
eau légère
eau lourde
gaz (He, CO_2)
sels...

↓
Chaleur

↓
vapeur

↓
énergie
électrique

1 – Neutrons rapides ou thermiques ?



Sections efficaces (barns)

1 barn = 10^{-24} cm²

	capture	fission	diffusion
²³⁵ U	107	582	10
²³⁸ U	2,7	0	8,3

(neutrons thermiques)

	capture	fission
²³⁵ U	0,08	1
²³⁸ U	0,08	0,9

(neutrons rapides)

1 -La probabilité de fission de U235 est près de 1000 fois supérieure pour des neutrons thermiques que pour des neutrons rapides.

2 – la section efficace de fission de U238 ne devient plus importante que sa section efficace de capture qu'au-delà de 2 MeV.

Pour favoriser la fission de U235 : utilisation de neutrons thermiques

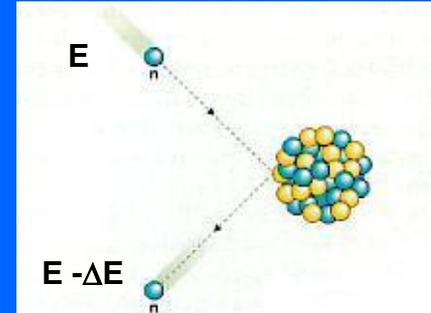
2 - Le modérateur

Permet par chocs successifs de diminuer l'énergie des neutrons

Un bon modérateur doit avoir une bonne section efficace de diffusion et une très faible section efficace de capture

Carbone (graphite)

$$\begin{aligned}\sigma_{\text{abs}} &= 0,0037 \\ \sigma_{\text{diff}} &= 4,8\end{aligned}$$



La qualité d'un modérateur est définie par le coefficient de ralentissement ξ

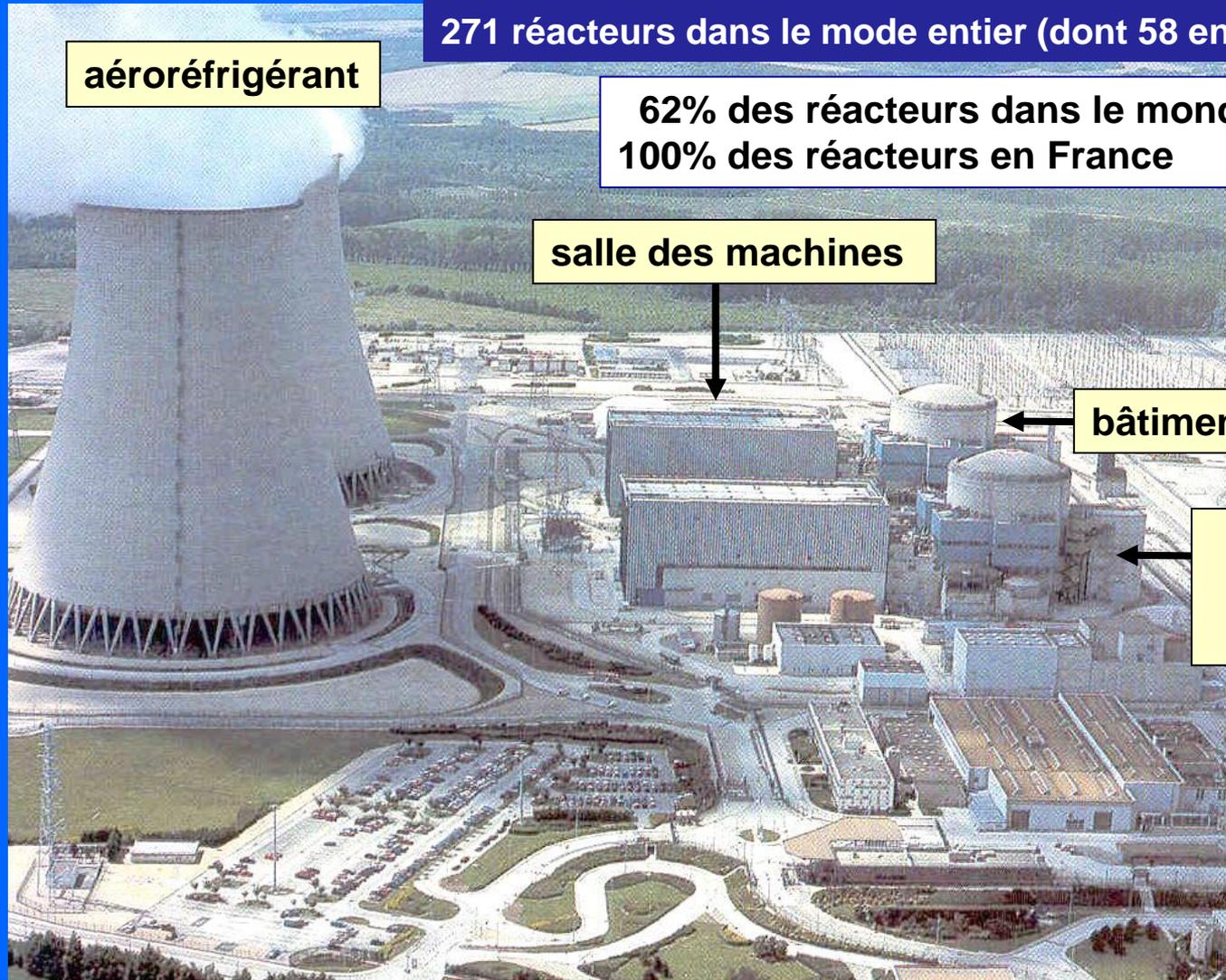
On en déduit le nombre de collisions C nécessaires pour passer de l'énergie E_0 à l'énergie E_f

$$\frac{E_0}{E_f} = e^{\xi C}$$

Pour $E_0=2$ MeV et $E_f=0,025$ eV

	ξ	C	σ_d
H_2	1,000	18	38
H_2O	0,937	19	44,4
D_2O	0,510	35	7
C	0,158	114	4,8
He	0,428	43	0,8

Les centrales nucléaires à eau légère pressurisée



aéroréfrigérant

271 réacteurs dans le mode entier (dont 58 en France)

62% des réacteurs dans le monde,
100% des réacteurs en France

salle des machines

bâtiment réacteur

bâtiment
combustible
(piscine)

**Centrale de Nogent sur Seine (2 x 1300 MW) - production : 20 TWh/an
(4% de la consommation nationale, 25% de la région parisienne)**

Schéma de principe d'un réacteur nucléaire à eau pressurisée (PWR ou REP)

(en bord de fleuve)

Enceinte de confinement

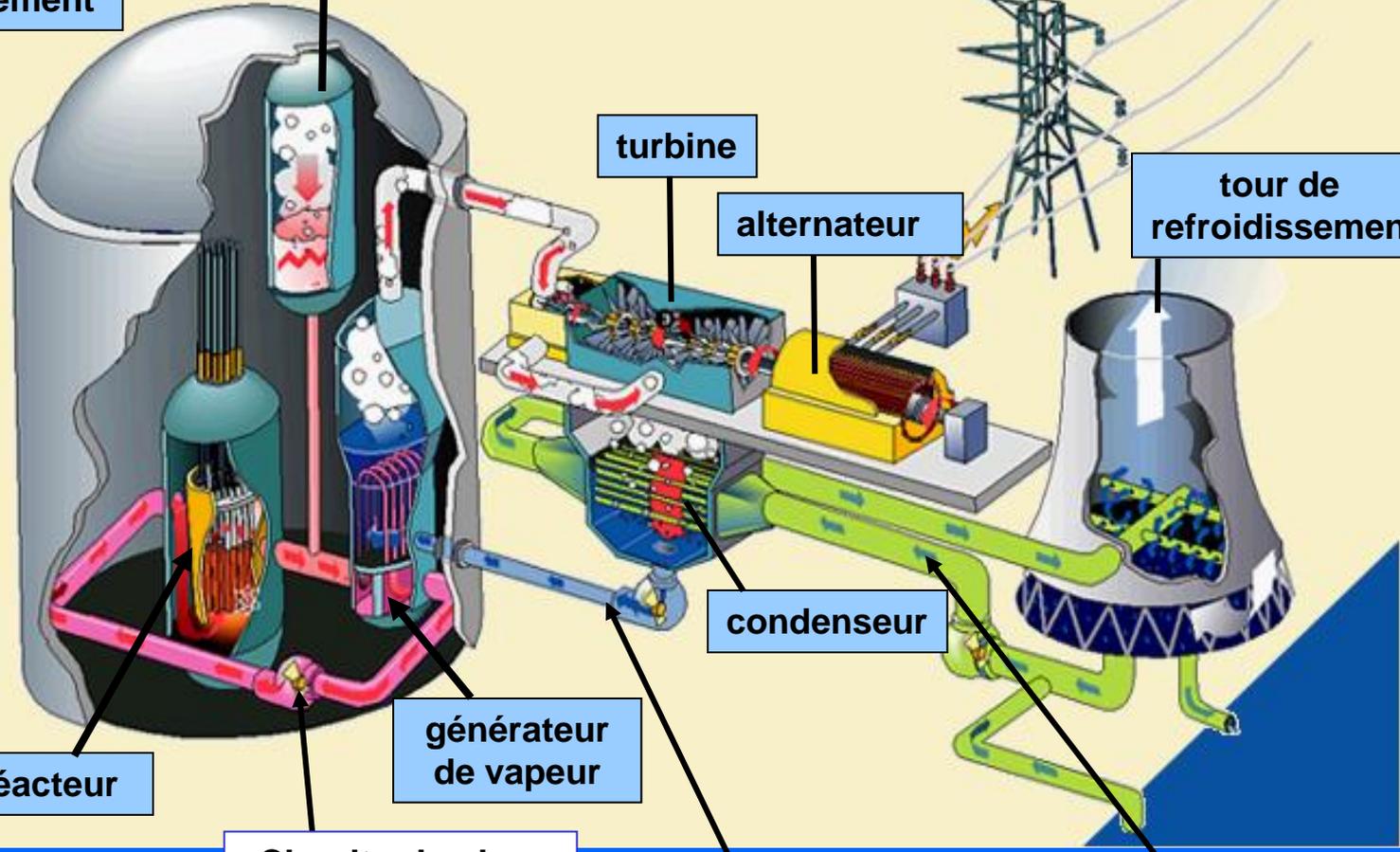
pressuriseur

•900 MW :
simple paroi et
peau métallique
interne
•1300MW, N4 :
double paroi
en béton

turbine

alternateur

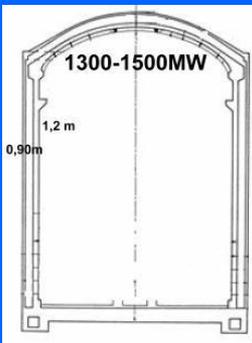
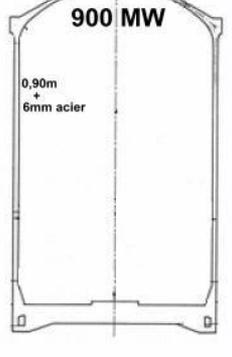
tour de refroidissement



réacteur

générateur de vapeur

condenseur



3 circuits d'eau indépendants

Circuit primaire :
eau sous pression
293°C → 328°C
155 bar
16 000 m³/h
(total : 64 000m³/h)

Circuit secondaire :
eau-vapeur
238°C → 288°C
71 bar
7800 t/h (vapeur)

Circuit « condenseur »
eau de refroidissement
du condenseur

900 MW : 3 boucles
1300 MW : 4 boucles

Le Circuit primaire

les barres de contrôle

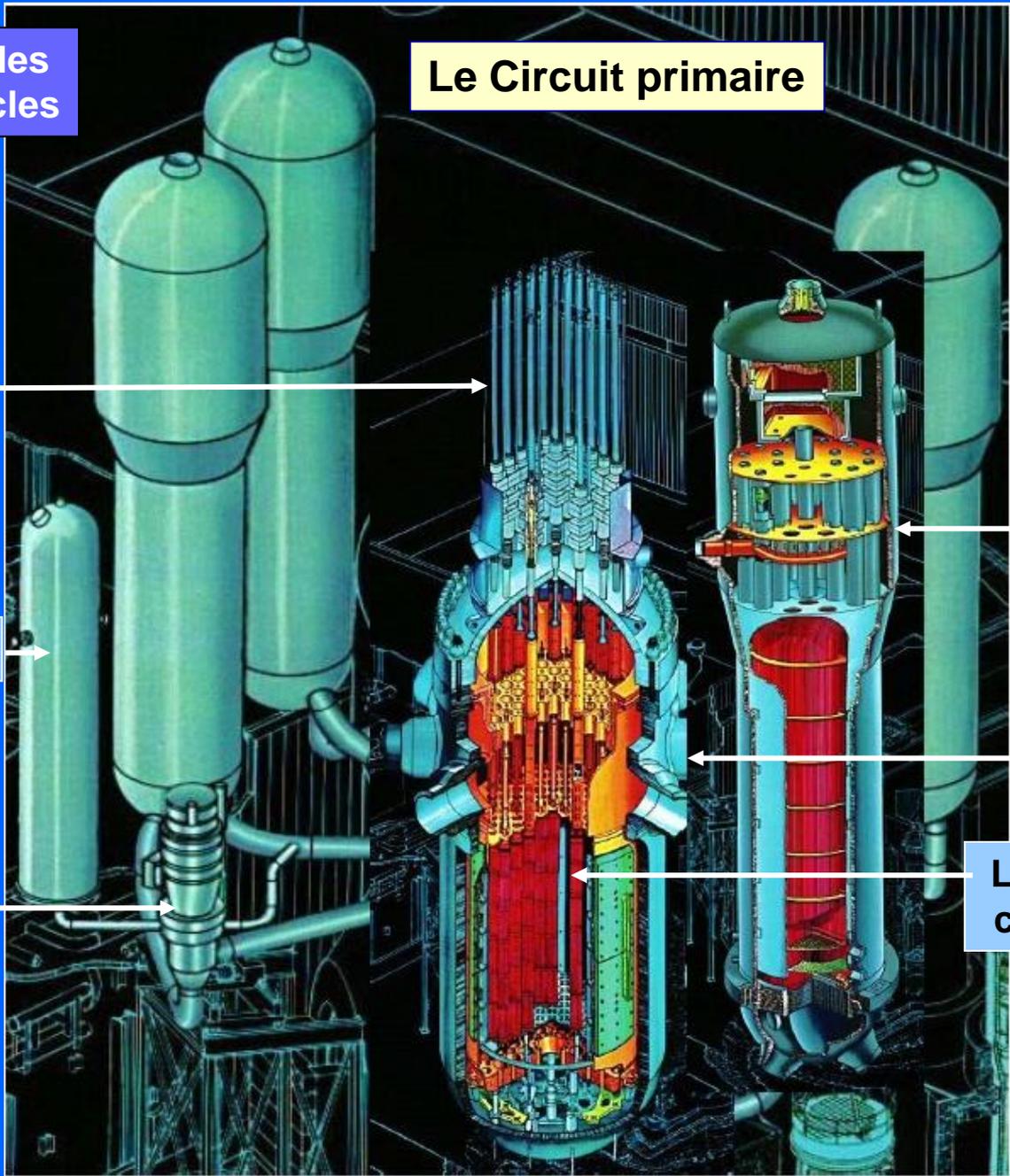
le pressuriseur

la pompe primaire
(6,5 GW)

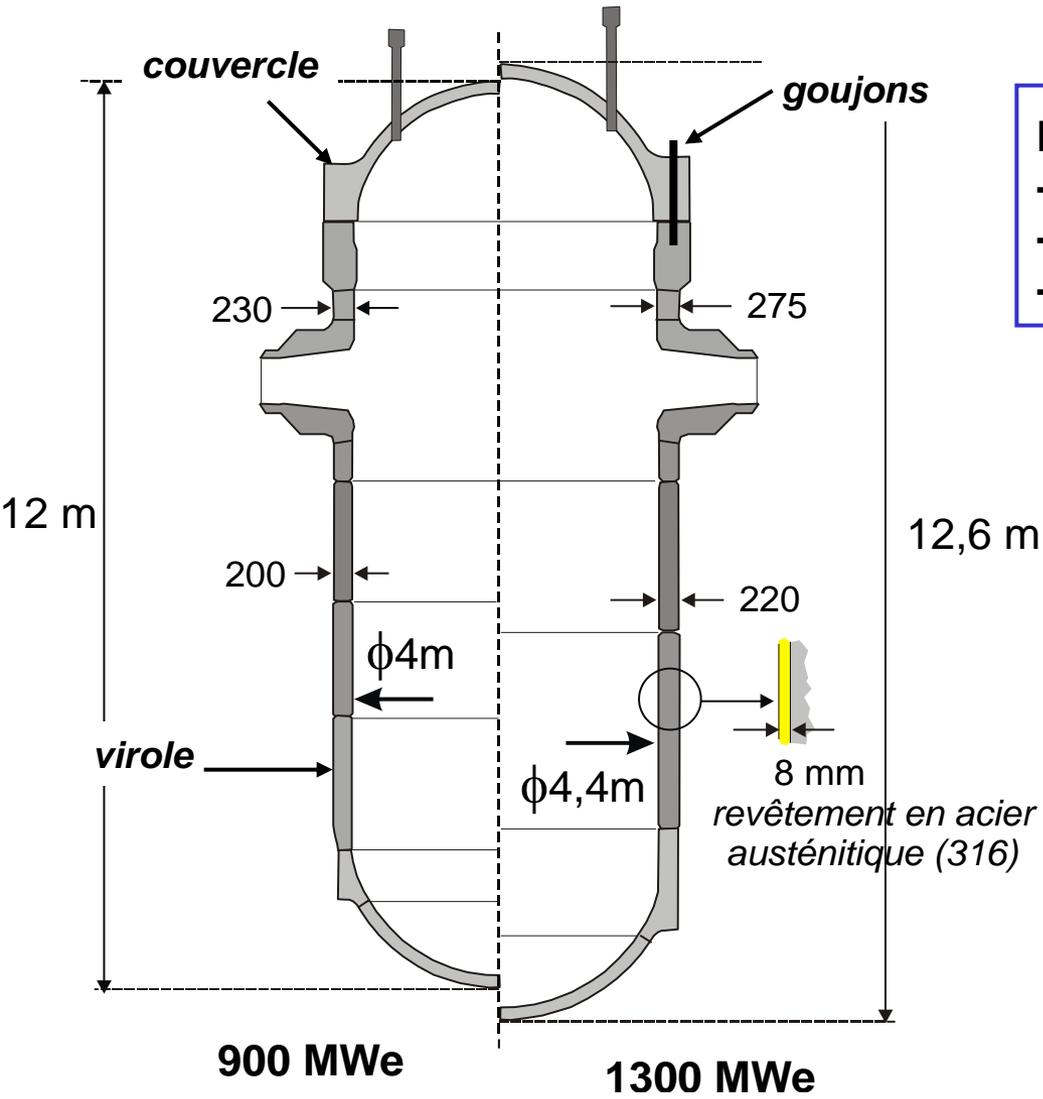
Le générateur de vapeur

La cuve

Les éléments combustibles

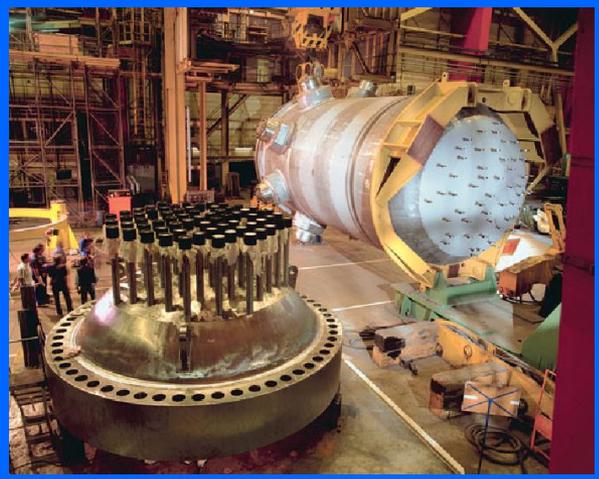


I - La cuve

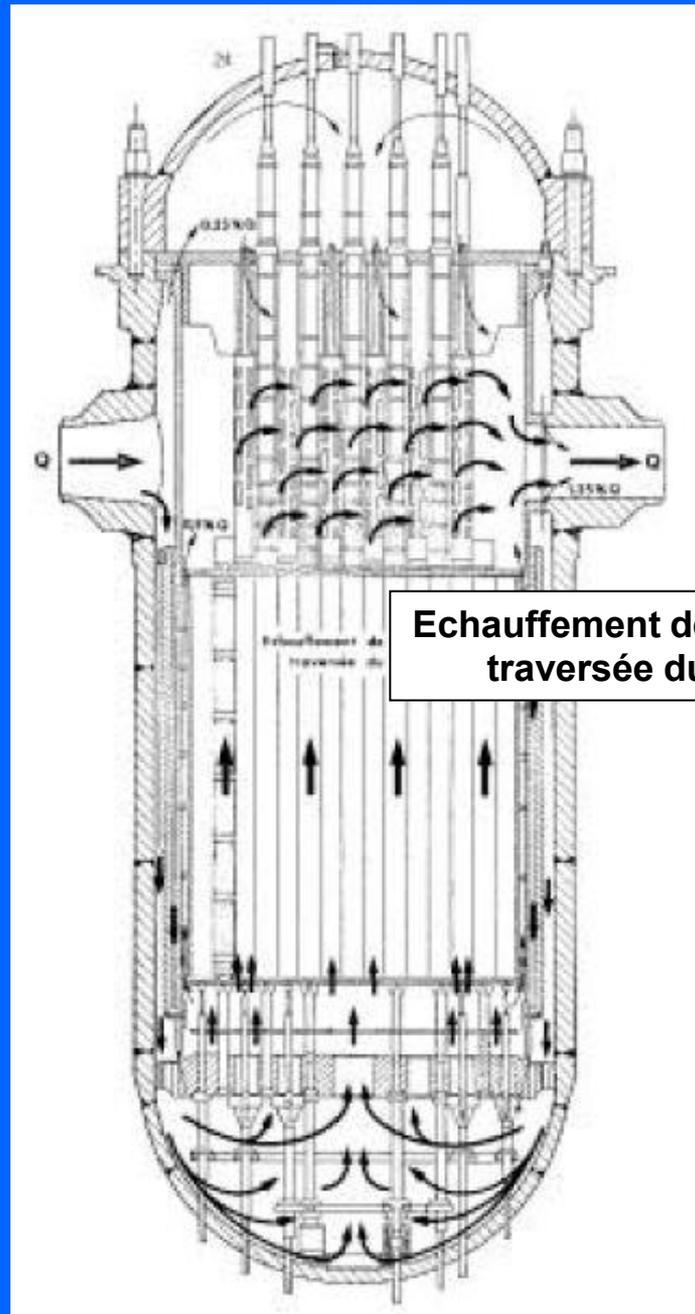
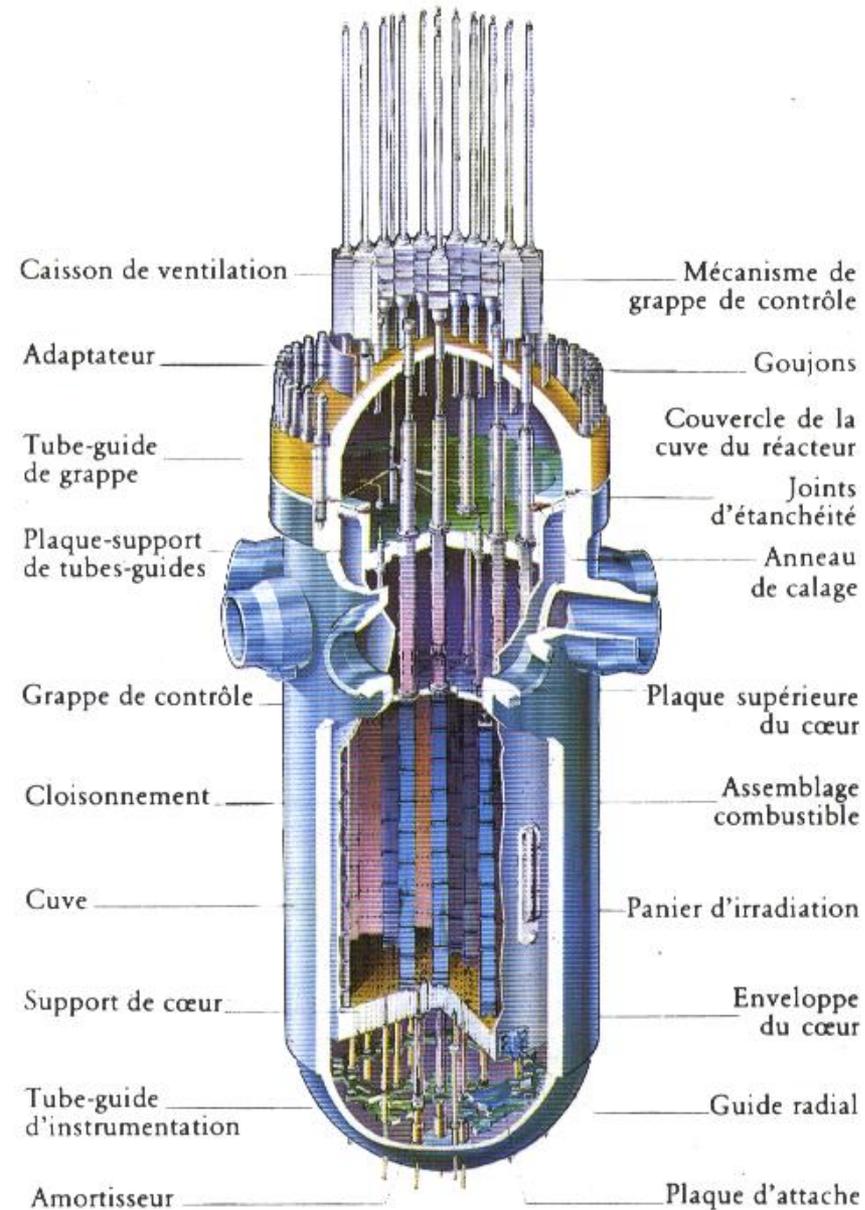


Poids :	900MW	1300MW
- cuve seule	260t	318t
- couvercle	54t	76t
- goujons et écrous	15,4t	24t

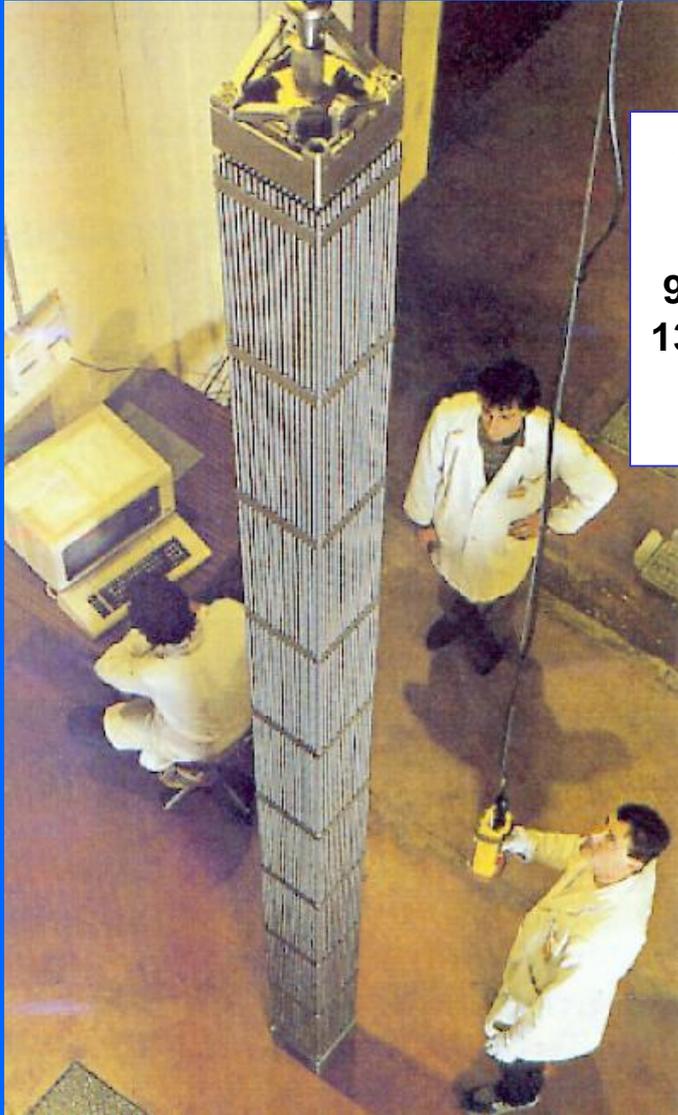
La cuve est en acier faiblement allié (16MnNiMo 05) à partir de viroles soudées, revêtues intérieurement de 2 couches en acier inoxydable austénitique pour la protection contre la corrosion.



CUVE DU RÉACTEUR



Le combustible et les matériaux de gainage



Assemblage combustible

264 crayons (17x17)

24 tubes guides

900 MW : 157 assemblages

1300 mW : 191 assemblages

265 pastilles par crayon

2 kg d'U par crayon

Quantité de combustible :

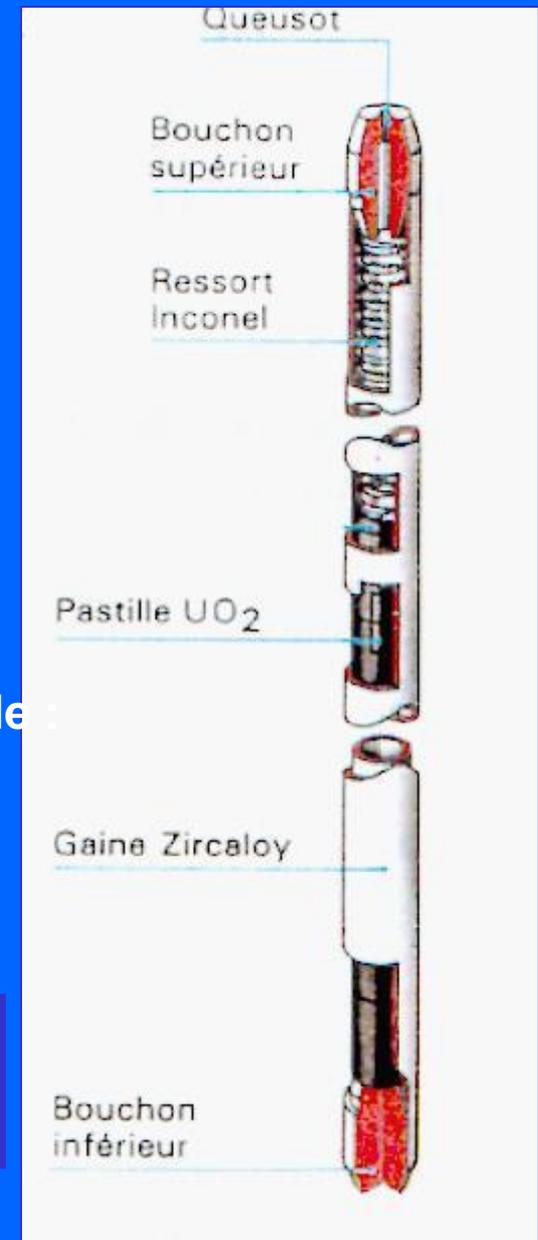
900 MW : 85t

1300 MW : 104t

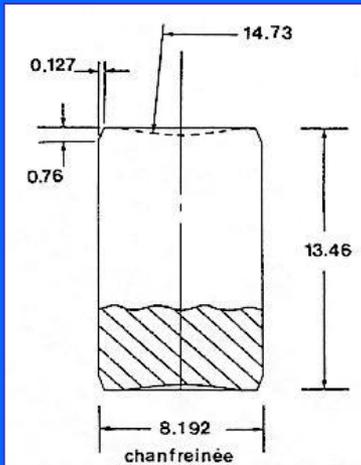
Pastilles combustibles :

- UO_2 (4% ^{235}U)

- MOX : 3 à 7% PuO_2



Le cayon

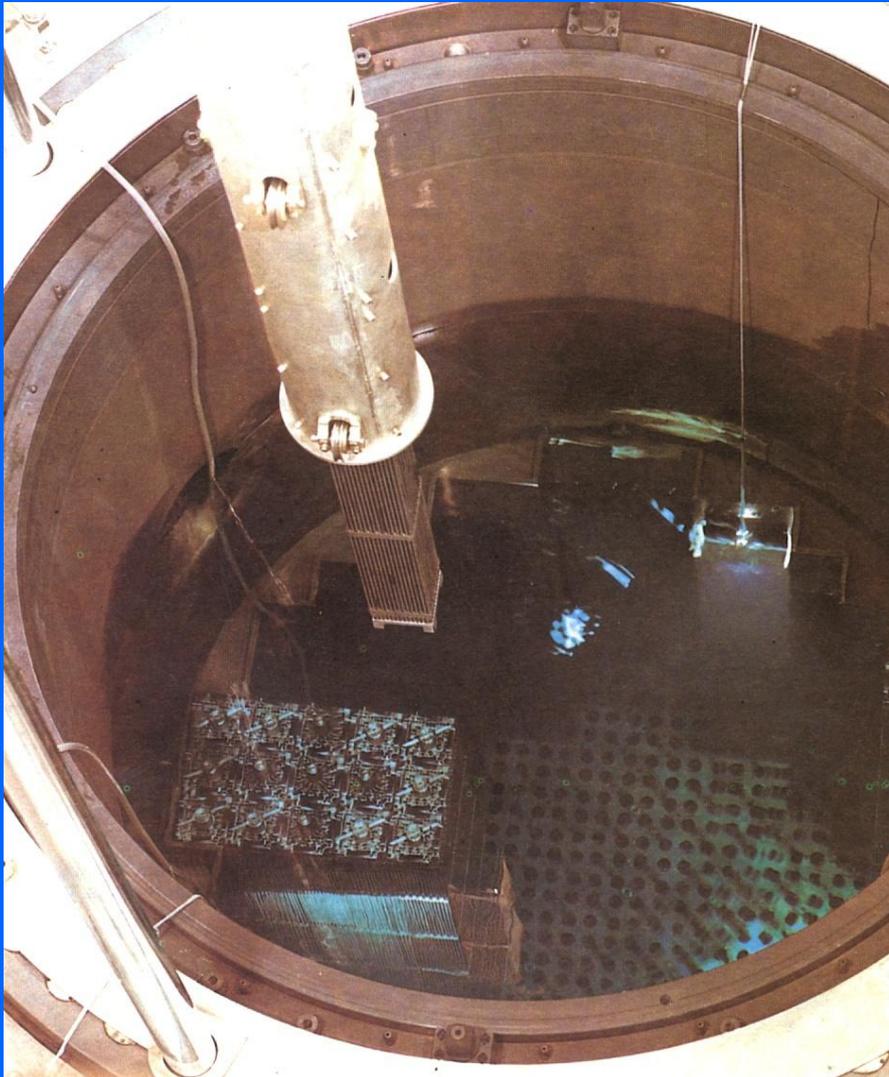


**Zircaloy4 (1,3% Sn - 0,2% Fe - 0,1% Cr - 0,12%O)
M5 (1% Nb - 0,13%O)**

Le Zircaloy présente une température de fusion de 2130°C. En cas de montée en température, il réagit avec l'eau pour former des oxydes et provoque un dégagement d'hydrogène (qui a été la cause de l'explosion à Fukushima).

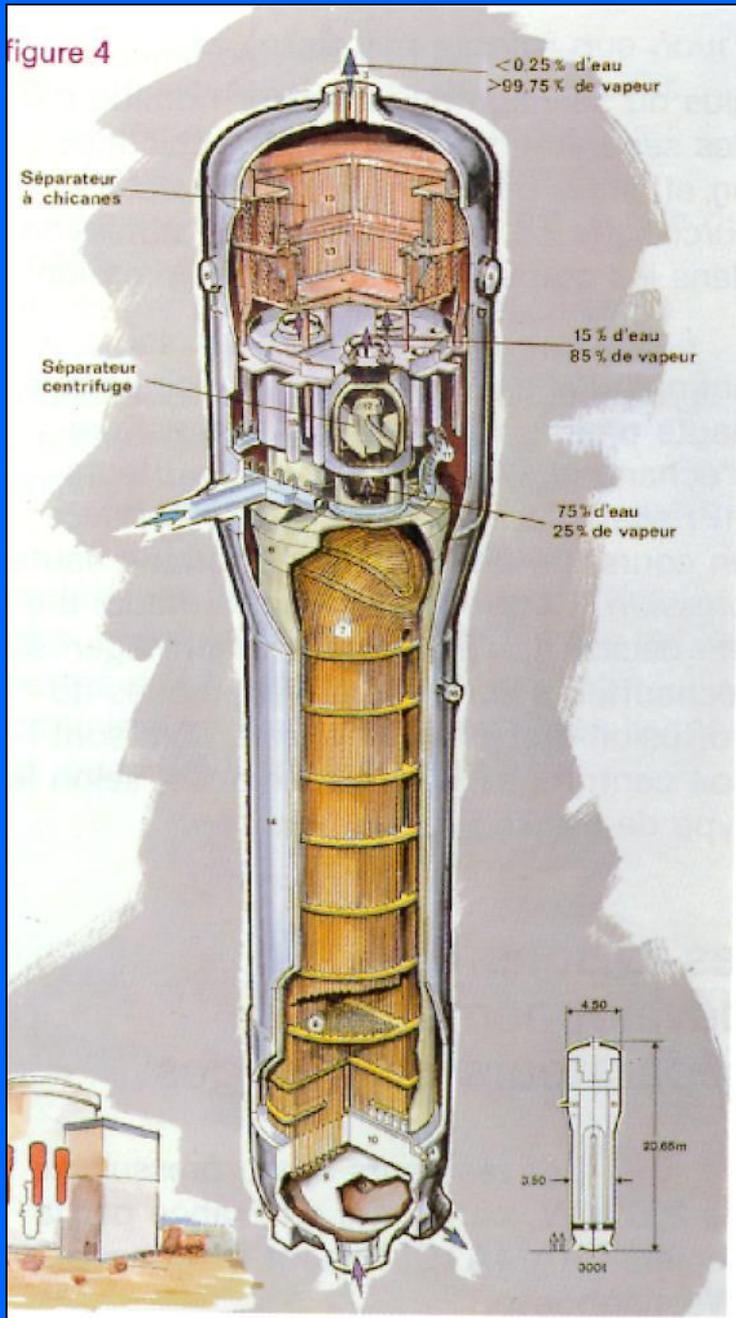
On envisage donc de remplacer le zircaloy par une gaine en SiC prévue initialement pour les réacteurs haute température de la génération IV

Mise en place du combustible



**Intérieur de la cuve
(«structures internes »)**

Figure 4



Générateurs de vapeur

Assure le transfert de chaleur entre l'eau du circuit primaire (328°C – 155 bars) et l'eau du circuit secondaire (238 → 288°C – 75 bars) qui se transforme en vapeur sous haute pression pour alimenter les turbines (HP, MP et BP) qui font tourner l'alternateur...

Circuit primaire :

pression : 155 bar
température d'entrée : 293°C
• température de sortie : 328°C
• débit d'eau : 64.000 m³/h

Circuit secondaire (4) :

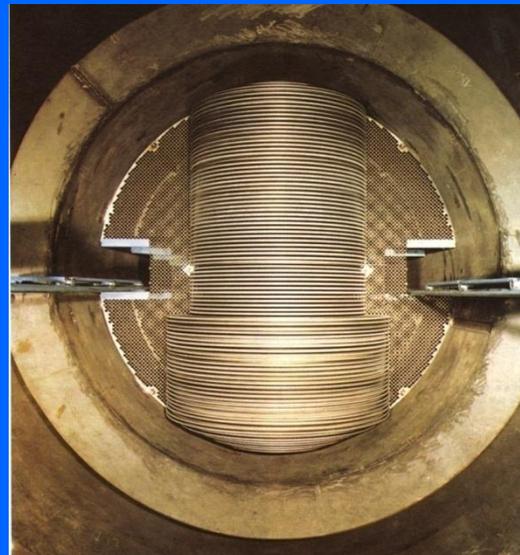
pression de vapeur : 71 bar
température d'entrée : 238°C
température de sortie : 288°C

turbines :

vapeur : 7800 t/h (67,5 bar)
vitesse : 1500 tr/mn

alternateur :

1650 MVA
1345 MW
20kV



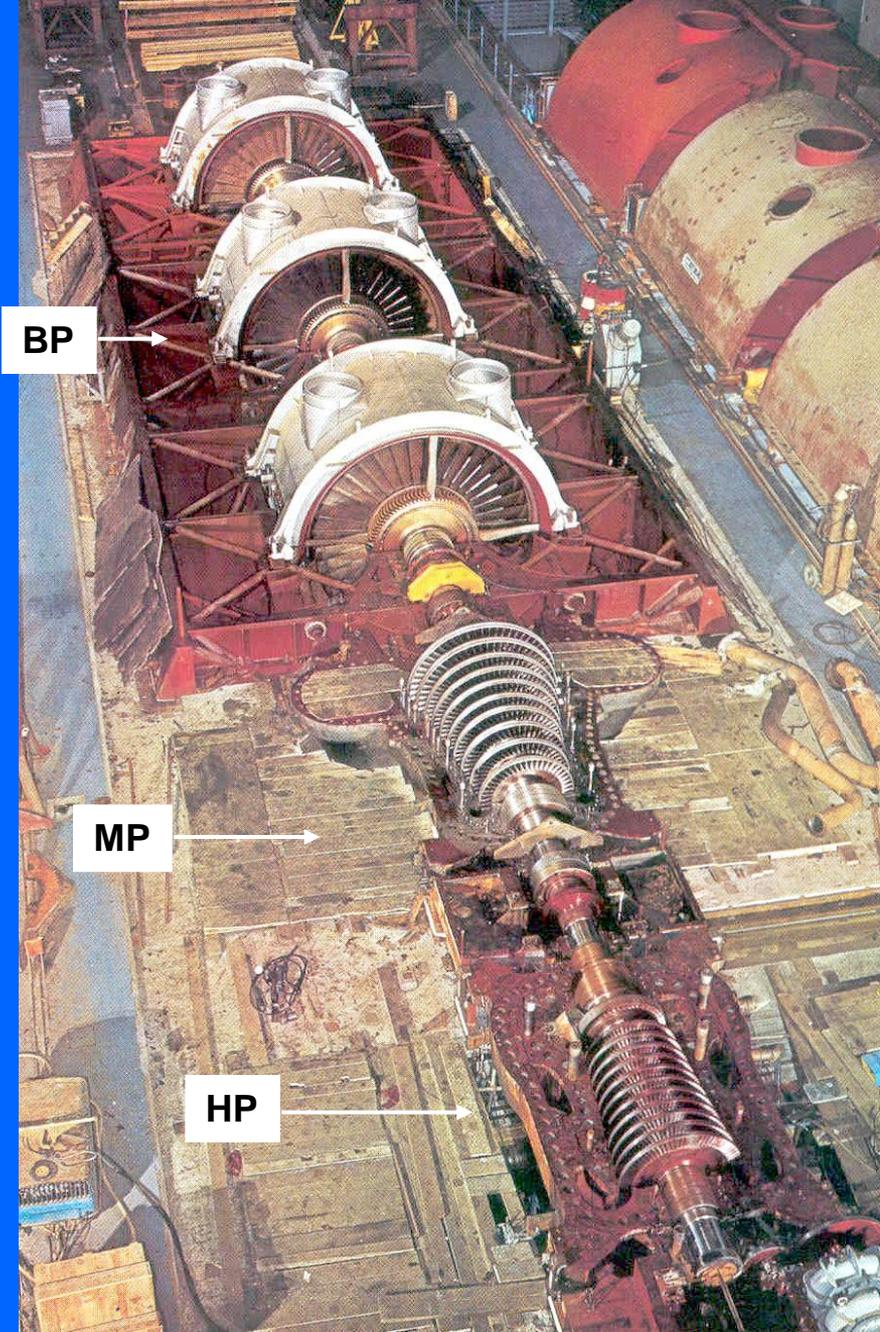
Vue de dessus d'un GV en construction

Salle des machines : les turbines à vapeur



7800 t/h sous 67,5 bars

*couplées à un alternateur pour produire
l'énergie électrique (1650 MVA)
puissance fournie : 1345 MW
vitesse de rotation : 1500 tr/mn
tension de sortie : 20 kV*



BP

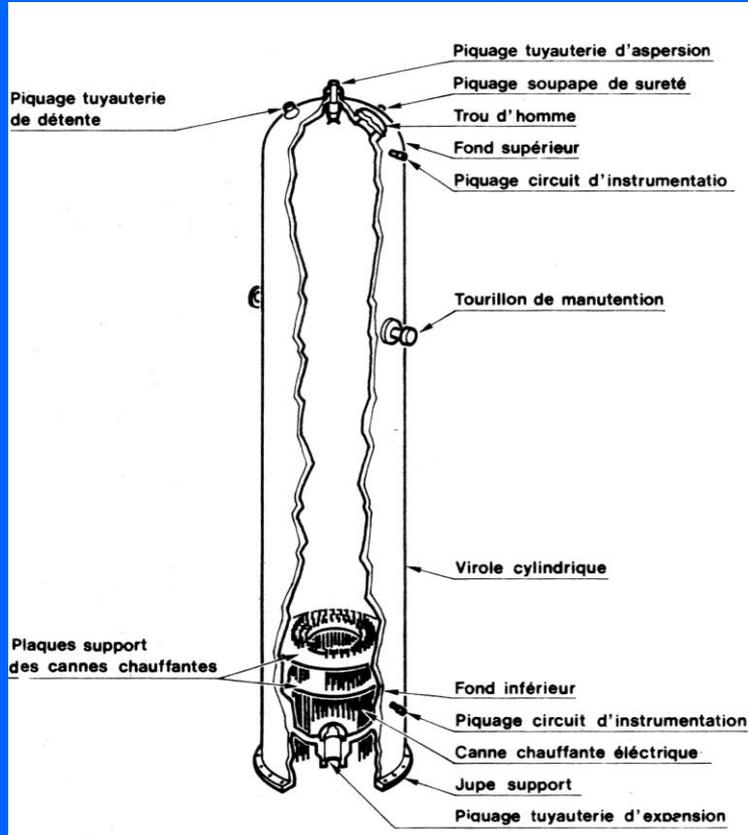
MP

HP

*La vapeur traverse ensuite le condenseur où
elle repasse à l'état liquide et retourne vers
les GV*



Autres composants



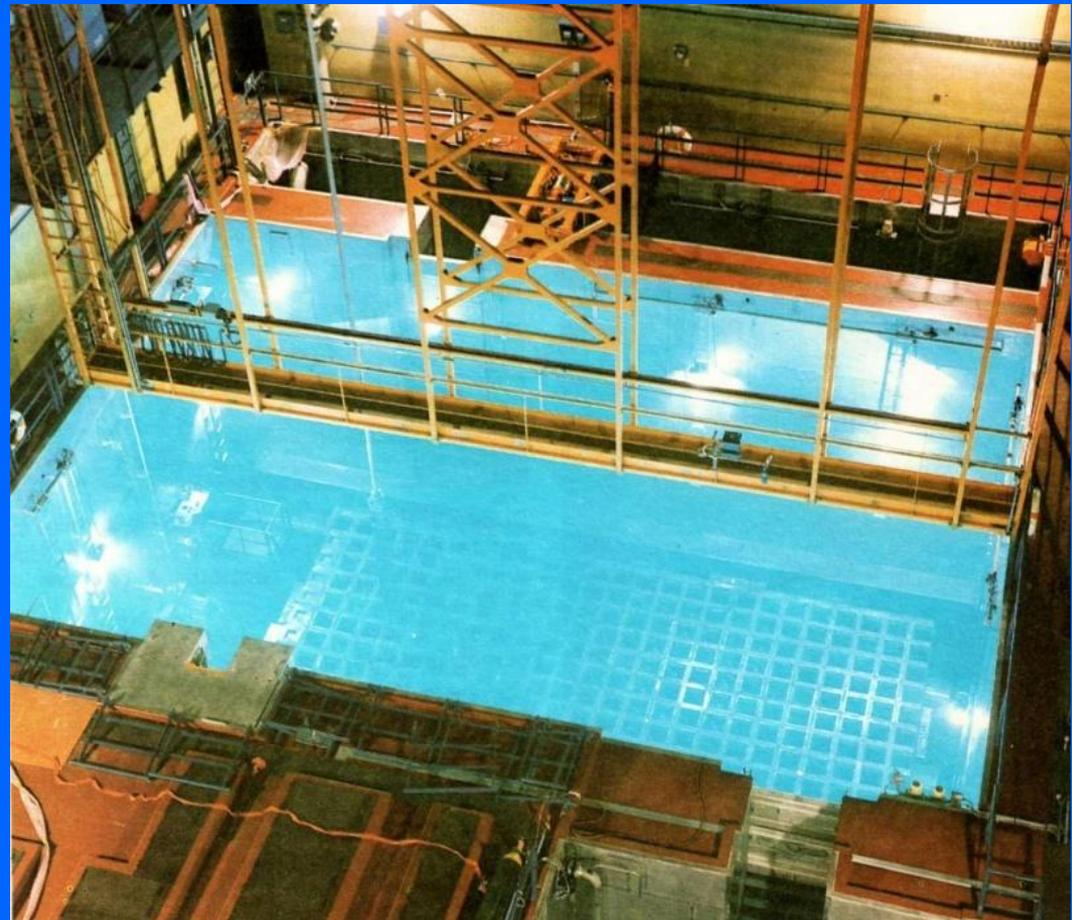
Le pressuriseur

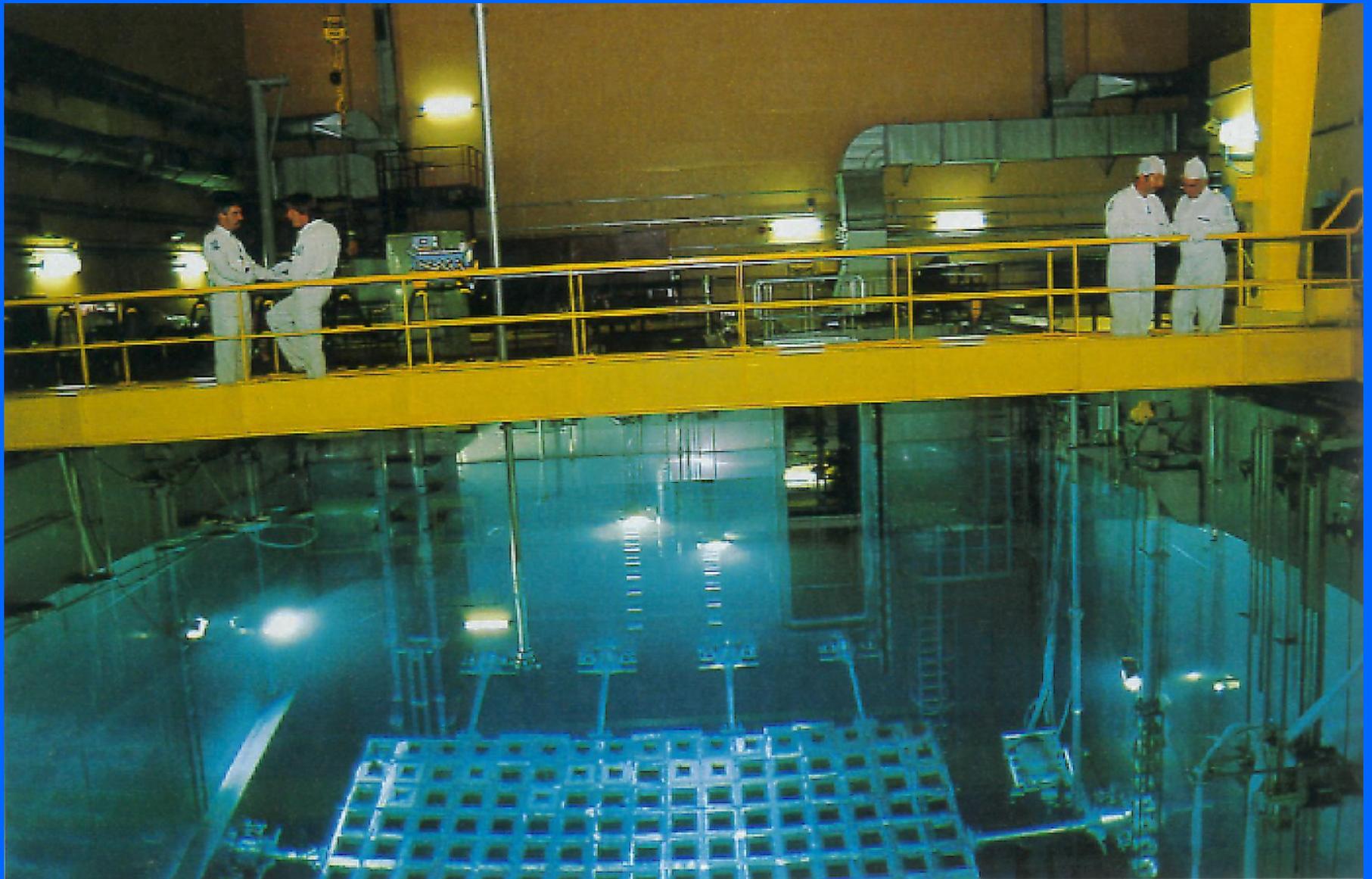
Permet d'obtenir la pression de 155 bars grâce à une canne chauffante électrique.

Piscine de stockage

Le combustible usagé est stocké plusieurs années dans la piscine du bâtiment réacteur, avant d'être dirigé vers la Hague.

Les éléments combustibles (neufs, usés...) sont transférés entre la cuve et la piscine par un tunnel entre le bâtiment réacteur et le bâtiment combustible.





Piscine de stockage

L'aéroréfrigérant

De type *HAMON*, permet de refroidir l'eau du circuit condenseur : l'eau chaude tombe en pluie et se trouve refroidie par le courant d'air (tirage naturel)
D'autres réfrigérants (*SCAM*) utilisent des ventilateurs (*Chinon*)

- hauteur totale 184 m
- diamètre à la base 155m

Le prélèvement d'eau extérieure ($\sim 1\text{m}^3/\text{h}$) sert à compenser les pertes par évaporation.



Salle de contrôle des réacteurs 900 MW (Fessenheim - 1979)



Salle de contrôle informatisée des réacteurs 1500 MW (Civaux, Chooz - 2000)

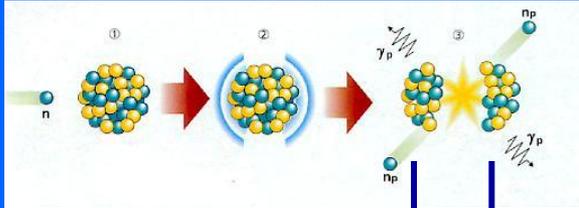
Pour chaque type de centrales, il y a des simulateurs tout à fait semblables à ces salles de contrôle et qui permettent aux équipes de s'entraîner à faire face à toutes sortes d'incidents



Contrôle des réactions nucléaires et pilotage du réacteur

^{235}U

fission :



produits
de fission (PF)

202 MeV

178 MeV

dégagement instantané (88%)

13 MeV

dégagement retardé (6,5%)

11 MeV

perdus (5,5%)(neutrinos)

Dans un réacteur, le nombre moyen de neutrons par fission est de 2,63

100 neutrons

38 captures fissiles (^{235}U , ^{238}U , ^{239}Pu , ^{241}Pu)($\times 2,63 = 100$)

29 captures fertiles ($^{238}\text{U} \rightarrow ^{239}\text{Pu}$)

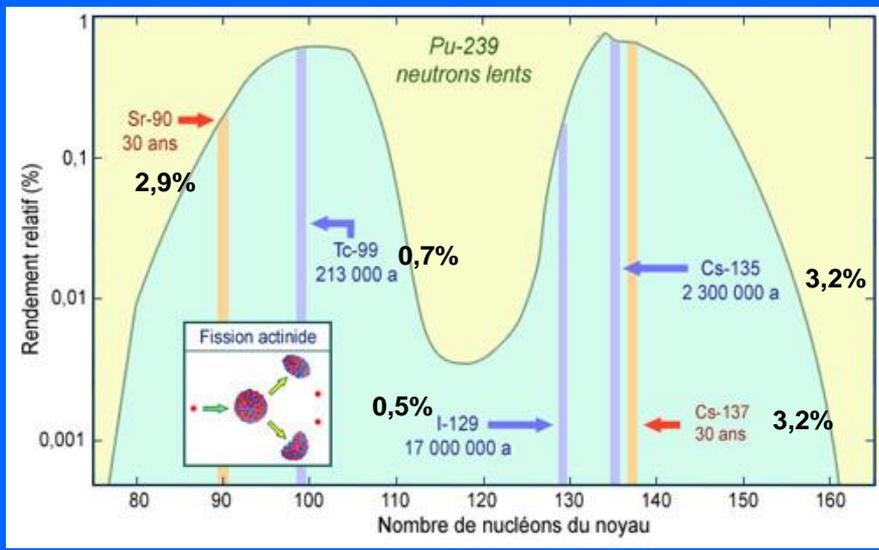
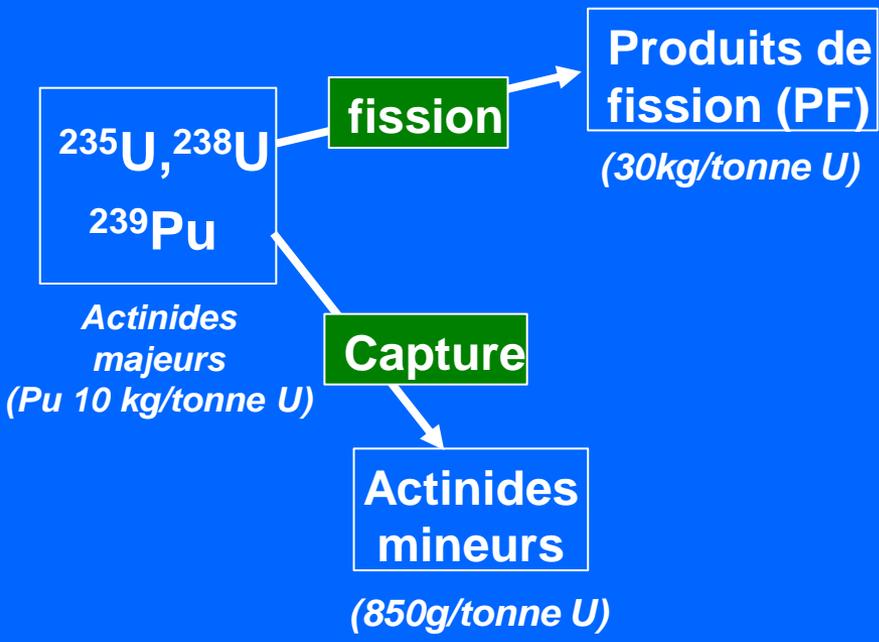
27 captures stériles (cuve, gaine, eau...)

94 neutrons

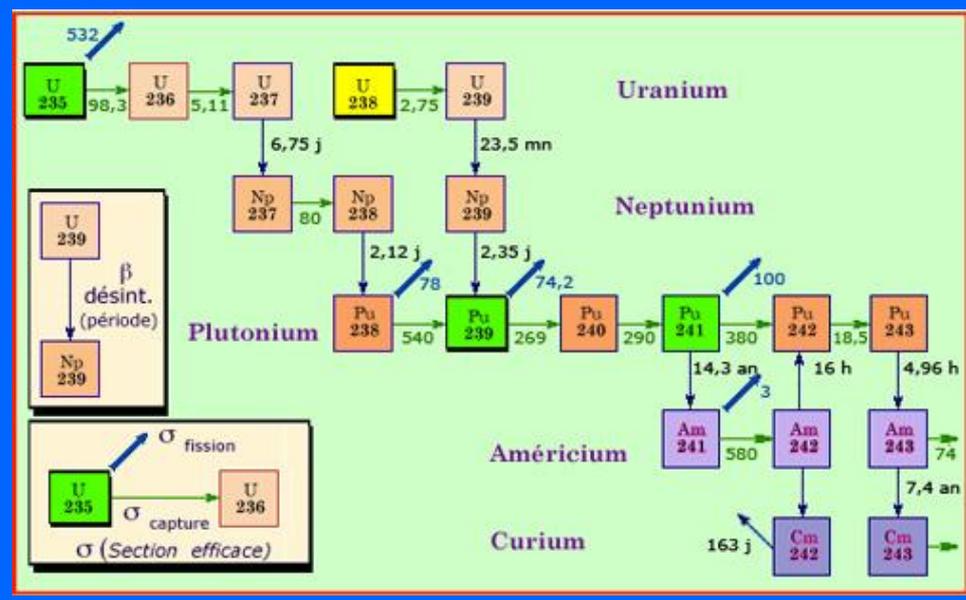
Le contrôle de la réactivité est assuré par les barres de contrôle qui absorbent les 6 derniers neutrons...

Production de Pu : 0,5g ^{239}Pu /MW/jour \rightarrow 12 tonnes /an

Dans un REP 30% de l'énergie est produite par le Pu



73% : période <10 ans ou stable
10% : période >100 milliards d'années (~ stable)
7% : période entre 10 et 100 ans



- 237Np 430g (période 2.140.000 ans)**
- 241Am 230g (période 432,6 ans)**
- 243Am 150g (période 7.380 ans)**
- 244Cm 42g (période 18,1 ans)**
- 242Am, 242Cm, 244Cm...**

Dans un réacteur, on contrôle le flux neutronique de façon à être toujours en régime critique (réaction en chaîne contrôlée)

On définit le coefficient de multiplication effectif k_{eff} comme étant le rapport du nombre de fissions entre 2 générations :

- sous critique : $k_{\text{eff}} < 1$, le nombre de fissions diminue à chaque génération
- critique : $k_{\text{eff}} = 1$, le nombre de fissions est constant, la réaction est entretenue
- sur-critique : $k_{\text{eff}} > 1$ risque de réaction en chaîne explosive

On définit la réactivité ρ :

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

exprimée en pcm (*partie pour 100.000*)

$$\text{Si } k_{\text{eff}} = 1,001 \Rightarrow \rho = 100 \text{ pcm}$$

La montée en puissance du réacteur se fait en jouant sur la réactivité

Le pilotage du réacteur est réalisée à l'aide des barres de contrôle qui agissent sur la réaction en chaîne

Ces barres sont réalisées en B_4C et en alliage absorbeur de neutrons (AIC) :

80%Ag, 15%In, 5%Cd

gainées en acier inoxydable 304

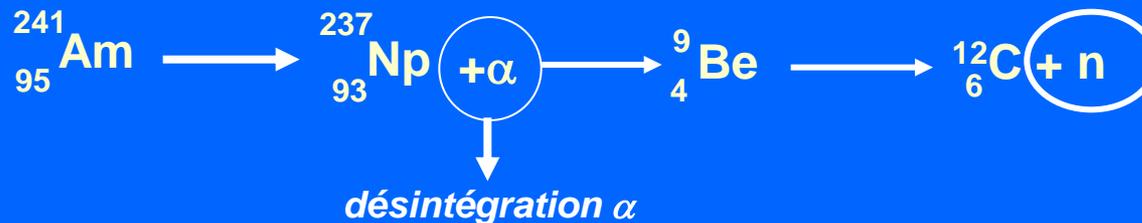
sections efficaces
de capture (barns)
(n. thermiques)

Bore	755
Cadmium	2450
Indium	190
Carbone	0,0037

On distingue 3 types de barres :

- les barres de sécurité ou d'arrêt (« noires ») destinées à l'arrêt immédiat du réacteur en quelques dixièmes de seconde...
- les barres de pilotage permettant d'ajuster la puissance (« grises »)
- les barres de compensation qui compensent la diminution de l'efficacité.

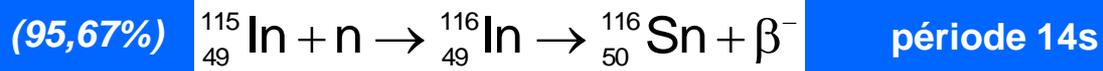
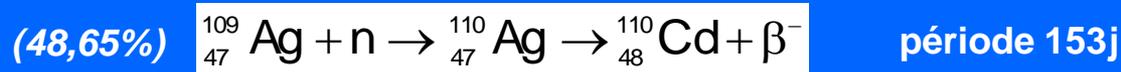
Pour démarrer un réacteur, on place les barres de sécurité en position haute, puis on relève progressivement les barres de pilotage jusqu'à atteindre un k_{eff} de 1. On introduit une source Am-Be qui fournira les premiers neutrons qui vont initier la réaction en chaîne



On augmente ensuite la réactivité jusqu'à l'obtention de la puissance désirée en remontant les barres de pilotage, puis on redescend les barres jusqu'à stabiliser la réaction en chaîne.

Les captures neutroniques entraînent une modification de la composition des barres (par transmutation) , avec diminution des teneurs en Ag et In, augmentation de la teneur en Cd et apparition de Sn.

Il y a à la fois modification de la composition chimique avec une forte modification de la section efficace de capture (augmentation de la teneur en Cd) et modification de la géométrie des gaines par gonflement sous irradiation.



En service, le pilotage du réacteur, c'est-à-dire le contrôle du flux neutronique est en fait obtenu par l'ajout d'acide borique H_3BO_3 dans le circuit primaire, le bore étant un fort absorbeur de neutrons, de préférence à l'utilisation des barres de pilotage. Cela entraînerait une usure inégale du combustible qui rendrait la conduite plus compliquée.

Arrêt du réacteur

Pour arrêter le réacteur, on descend l'ensemble des barres pour absorber tous les neutrons et arrêter la réaction en chaîne.

93% de l'énergie est fournie immédiatement mais 7% l'est en différé (radioactivité des PF) il y a production de chaleur longtemps après l'arrêt, nécessitant un refroidissement continu du réacteur.

Puissance thermique dégagée avant et après l'arrêt du réacteur

	<i>en %</i>	<i>REP 900</i>	<i>REP 1300</i>
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

Au bout d'un an la puissance résiduelle est encore de 0,06% (2,4 MW pour REP1300)

Une fois le réacteur arrêté, la teneur en Xe continue à augmenter (désintégration du Te) et il faut attendre que sa teneur diminue suffisamment pour pouvoir redémarrer...

Une remise en service trop rapide pourrait entraîner une « excursion » de réactivité (augmentation très brutale de la réactivité dès que le taux de Xe diminue).

Perte progressive de réactivité :

La réactivité évolue au cours du temps par :

1 – empoisonnement par des PF

Les PF ^{135}Xe et ^{149}Sm ont des sections efficaces de capture très élevées (respectivement $3,5 \cdot 10^6$ et $5,3 \cdot 10^4$ barns) et réduisent ainsi le nombre de fission. Du Xe est également produit par la désintégration du ^{135}Te (au total, il se crée environ 5,9 noyaux de ^{135}Xe pour 100 fissions). Le xénon se désintègre avec une période de 9,2 heures.

On arrive à un taux d'équilibre entre la formation et la disparition du Xe.



2 – modification du combustible

La production de Pu entraîne dans un premier temps une baisse de réactivité puis une augmentation lorsque le Pu participe à la réaction en chaîne.

L'usure progressive du combustible provoque ensuite une perte régulière de la réactivité qu'il faut compenser en permanence jusqu'à ce qu'on soit obligé de remplacer une partie du combustible.

On compense cette perte progressive d'activité en ajoutant des poisons consommables à forte section efficace de capture (Gd_2O_3 , Eu_2O_3 ...) qui disparaissent progressivement en se transformant en éléments à plus faible section efficace.

Eu 6.000 barns
Gd 46.000 barns

Neutrons instantanés (« prompts ») et neutrons retardés

Si θ est la durée de vie d'un neutron, on définit par T la période du réacteur :

$$T = \frac{\theta}{k_{\text{eff}} - 1}$$

L'accroissement de la puissance au temps t est alors donnée par :

$$W = C_0 \exp\left[\frac{t}{T}\right]$$

Compte tenu de la très faible durée de vie des neutrons de fission (10^{-4} sec), la réactivité agit de façon extrêmement rapide sur la puissance du réacteur.

Ainsi avec une réactivité de 100 pcm (1,001), la puissance est multipliée par 22.000 en une seconde et d'un facteur $4,58 \cdot 10^8$ en 2 secondes !

Heureusement pour le pilotage du réacteur, il existe d'autres neutrons que les neutrons « prompts », ce sont les neutrons « retardés », provenant des produits de fission : leur durée de vie est de l'ordre de quelques secondes

Une génération de neutrons, tous types confondus, aura donc une durée de vie de l'ordre de 0,1 seconde.

Bien que la proportion de neutrons retardés soit faible (0,65% soit 650pcm) elle permet de contrôler plus facilement le réacteur :

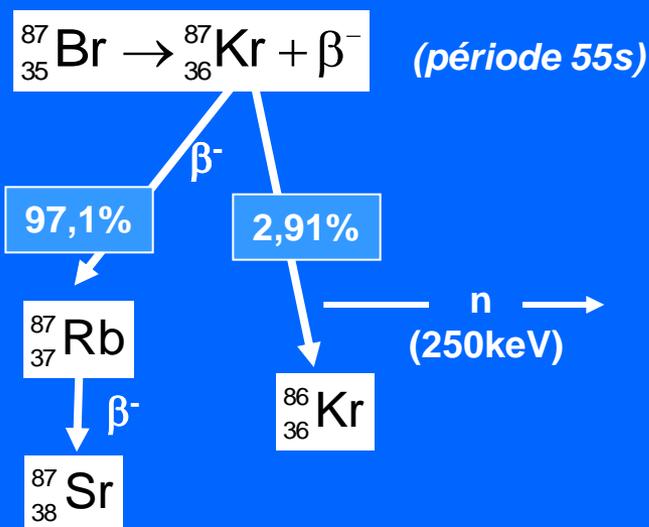
avec une réactivité de 100 pcm, la puissance n'augmente que de 10% en 10 secondes !

Les produits de fission responsables des neutrons retardés sont appelés « précurseurs »

Groupes de neutrons retardés pour ^{235}U

Groupe	Précurseurs	Période moyenne (s)	β_i (pcm)	Energie moyenne	Rendement (neutrons/fission)
1	^{87}Br	55,72	24	250 keV	0,00052
2	$^{137}\text{I}, ^{88}\text{Br}$	22,72	123	460 keV	0,00346
3	$^{138}\text{I}, ^{89}\text{Br}, ^{93}\text{Rb}, ^{94}\text{Rb}$	6,22	117	405 keV	0,00310
4	$^{139}\text{I}, \text{Cs}, \text{Sb}, \text{Te}, ^{90}\text{Br}, ^{92}\text{Br}, ^{93}\text{Kr}$	2,30	262	450 keV	0,00624
5	^{140}I	0,61	108	?	0,00182
6	Br, Rb, As	0,23	45	?	0,00066

Exemple :



Proportion totale de neutrons retardés pour les principaux noyaux fissiles

Noyau	β_{total} (pcm)
^{233}U	296
^{235}U	679
^{239}Pu	224
^{241}Pu	535

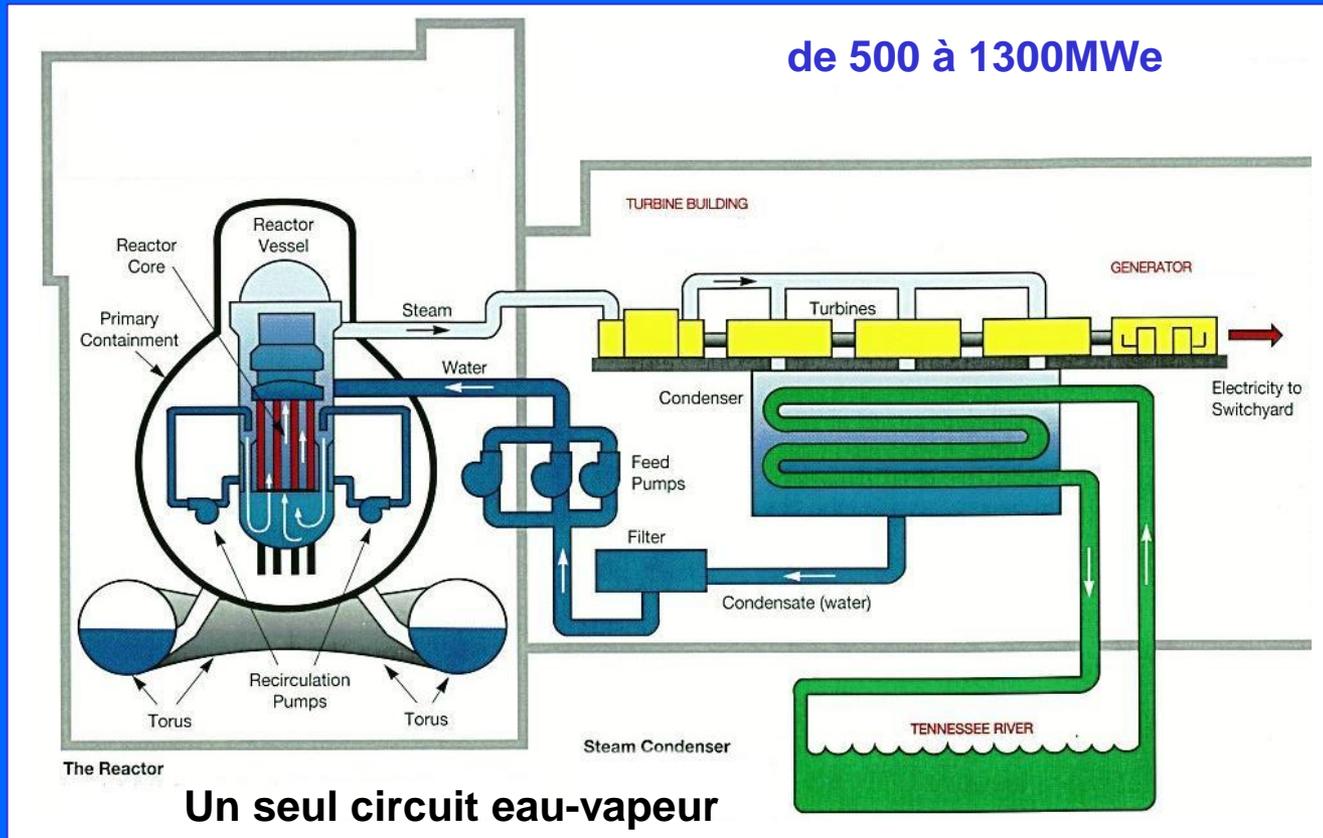
Les autres filières de réacteurs nucléaires

Le réacteur nucléaire à eau bouillante (BWR ou REB)

Conçus par General Electric

Uranium enrichi

20% des réacteurs

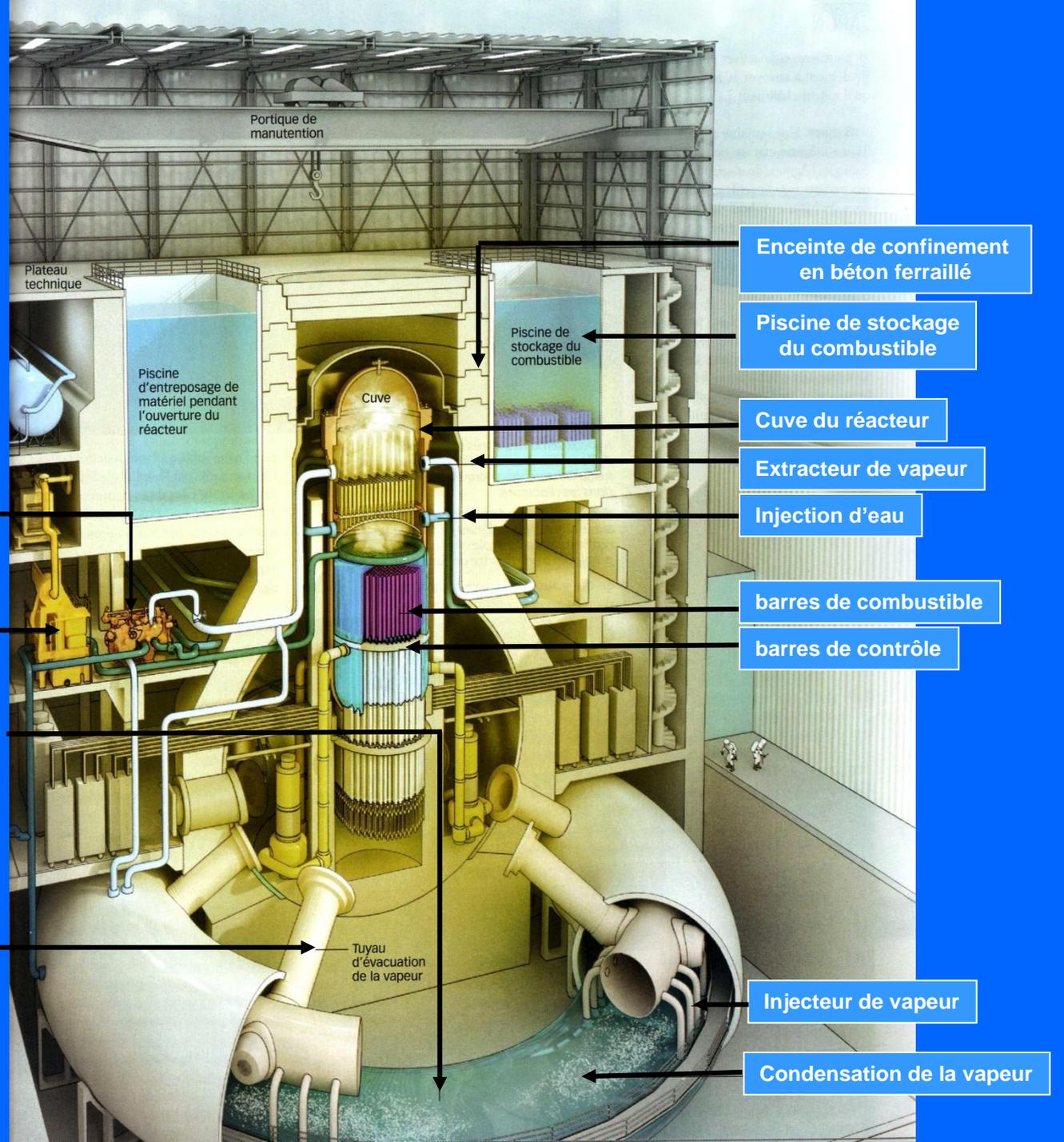


88 réacteurs :
USA
Finlande
Allemagne
Inde
Japon
Mexique
Pays bas
Espagne
Suède
Suisse
Taiwan

La vapeur est directement produite dans le cœur du réacteur

avantages : pas de pression élevée
inconvénient : pas de circuit secondaire

réacteur BWR (Fukushima)

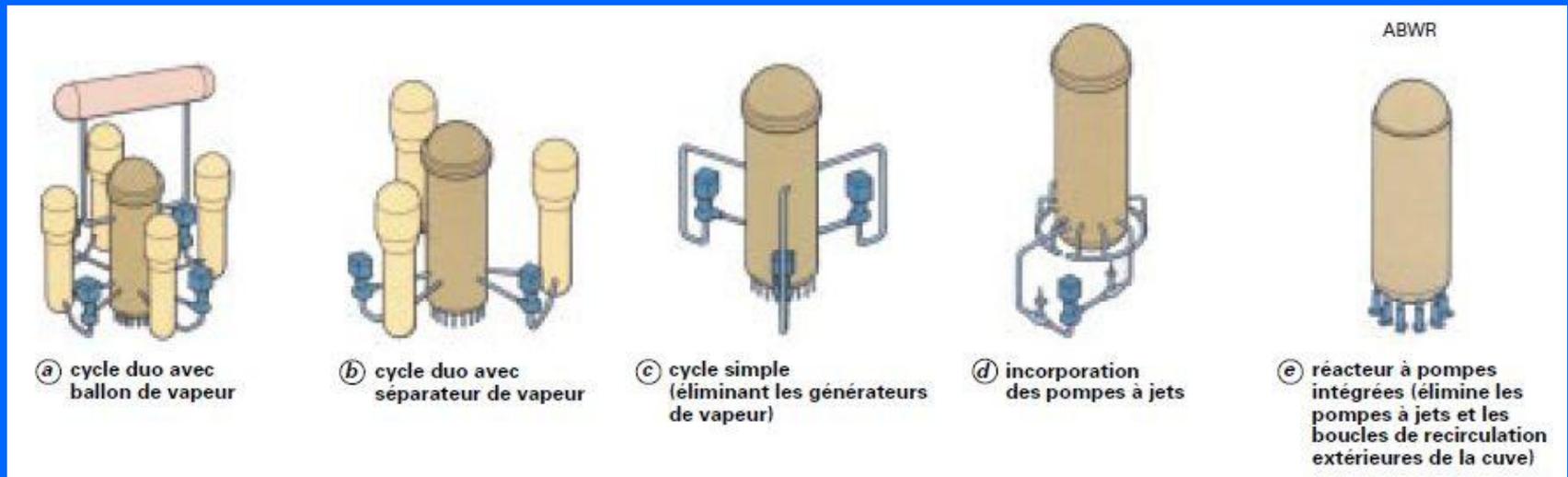


Conçus au début des années 70 par General Electric, pour fournir un réacteur de puissance moins cher et plus performant que les réacteurs à eau pressurisée conçus par Westinghouse.

L'apparition de fissuration par corrosion intergranulaire sous contrainte dans les matériaux (acier inoxydable austénitique) utilisé pour la réalisation des boucles de recirculation externes a nuit fortement au développement des REB au profit des REP.

De nombreuses améliorations et simplifications ont conduit à la conception de l'ABWR (Advanced Boiling Water Reactor) fruit de la collaboration de GE et de Toshiba-Hitachi dans les années 80.

Les réacteurs japonais Kashiwasaki 6 et 7 (1996, 1997) sont de nouvelle génération.

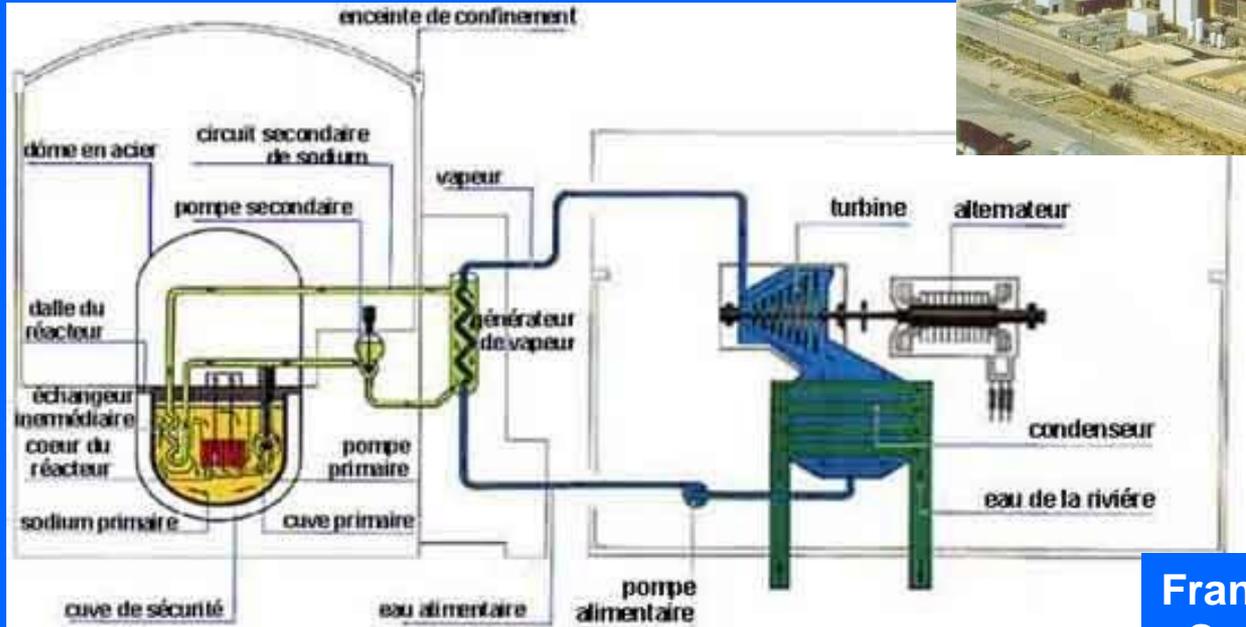
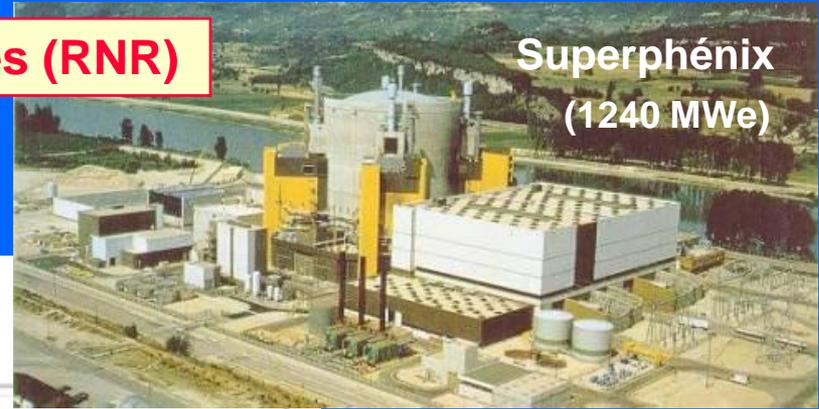


Evolution successive des réacteurs à eau bouillante conduisant à l'ABWR

Le réacteur nucléaire à neutrons rapides (RNR)

Superphénix
(1240 MWe)

Utilisation de neutrons rapides
(pas de modérateur)



fluide caloporteur :
sodium (double circuit)

Avantages :

- Utilisation directe du Pu
- Surgénération : production de Pu à partir de l' U^{238}
(augmentation par 100 des ressources en U)
- Destruction des actinides par irradiation

Inconvénients :

- filière Pu
- présence de Na

France :

- Superphénix
(en cours de démantèlement)
- Phénix (250MW) à l'arrêt
- Astrid (2020) : Na 550°C

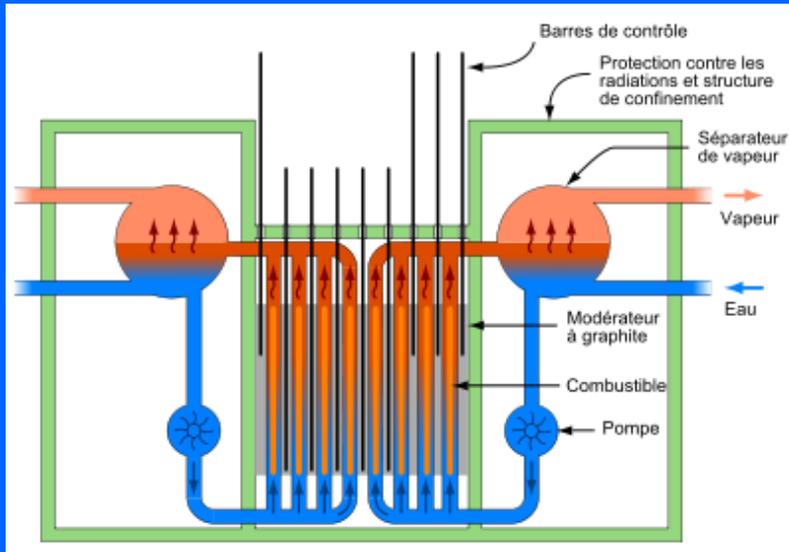
plusieurs RNR sont en construction
dans le monde (Inde, Japon...)

III – Les réacteurs de la filière RBMK

(Reactor Bolshoi Moshchnosti Kalani)

(réacteur de forte puissance à canaux)

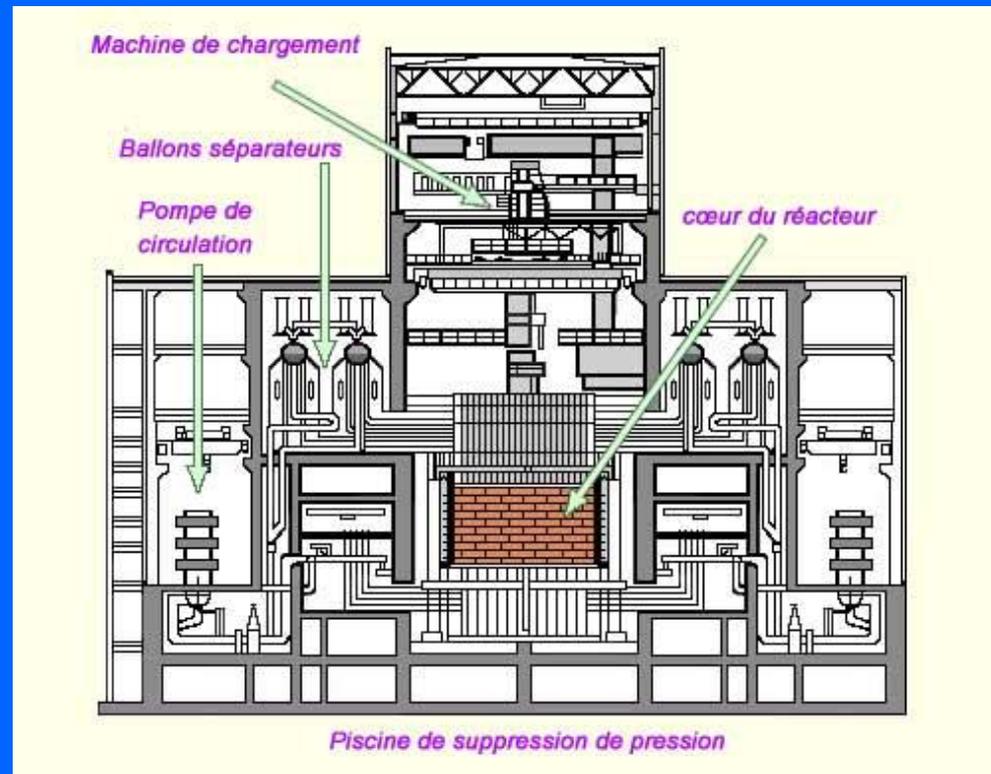
*Présents en Russie, pays de l'ex-URSS
et en Europe de l'est*



réacteurs à eau bouillante

1000 à 1500 MW

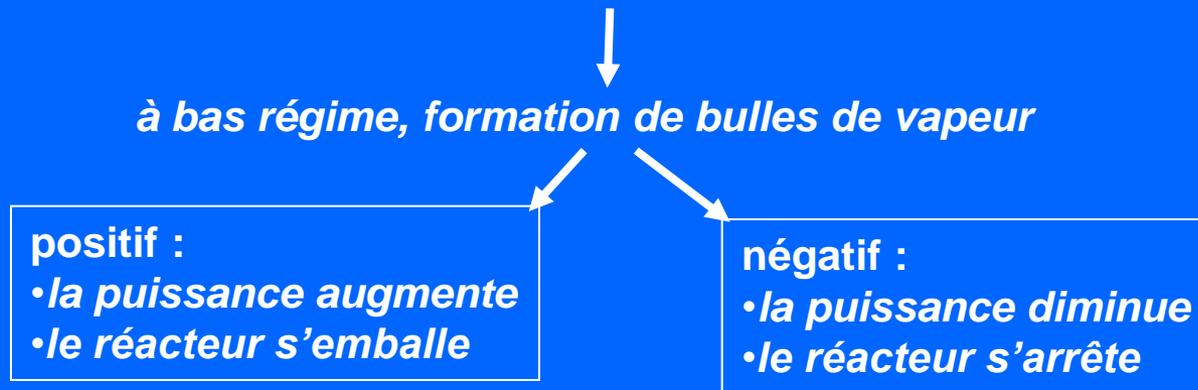
- Uranium enrichi (2 à 2,6%)
- modérateur graphite
- 1700 tubes de force en alliage de Zr (190 tonnes d'UO₂)
- eau légère (70 bars)



Dérivés de réacteurs militaires destinés à la production de Pu militaire, ces réacteurs ne possèdent pas d'enceinte de confinement.

Le chargement et le déchargement du combustible peut se faire en continu (indispensable pour obtenir du Pu de qualité militaire, peu pollué par d'autres isotopes)

eau bouillante, modérateur graphite, uranium légèrement enrichi... font que ces réacteurs présentent un « coefficient de vide » positif, contrairement aux réacteurs PWR :

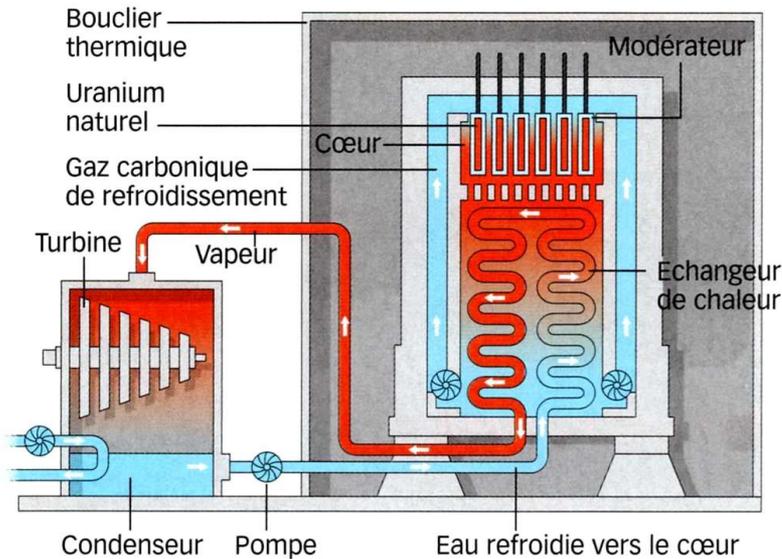


Depuis 1986, des améliorations ont été apportées :

- *augmentation du nombre de barres de contrôle*
- *descente plus rapide*

*En 1986, il y avait 16 réacteurs RBMK en service
Il en reste encore 11 opérationnels uniquement en Russie*

Autres filières



Réacteur graphite-gaz (AGR)

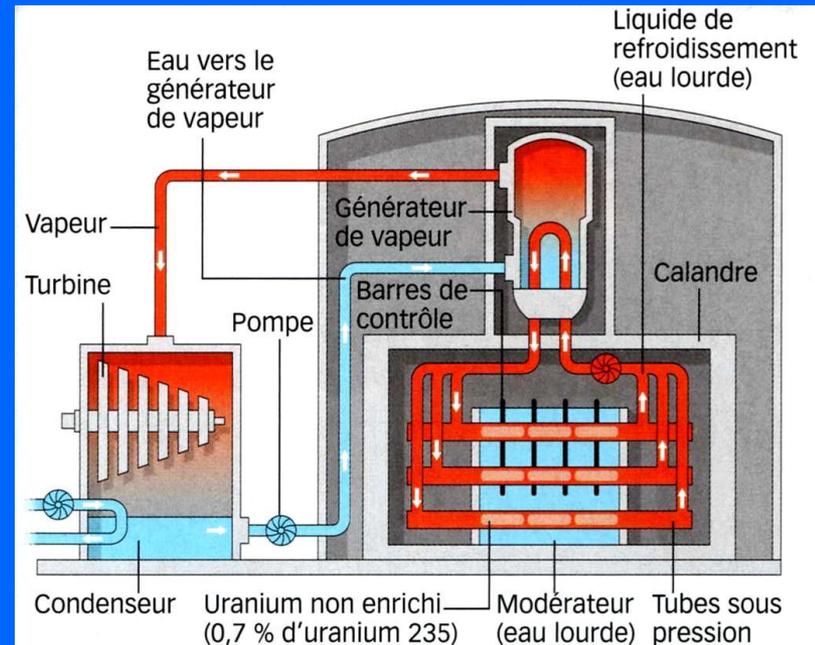
- Uranium naturel,
- modérateur graphite
- gaz carbonique

Ces réacteurs ont été utilisés en France (filière UNGG) et en Grande Bretagne (Magnox) ils continuent à être utilisés en Grande Bretagne (18 réacteurs) mais avec de l'uranium légèrement enrichi (AGR).

- Uranium naturel (UO_2)
- eau lourde (D_2O) sous pression

Le modérateur est de l'eau lourde froide, le fluide de refroidissement par de l'eau lourde chaude

Filière développée au Canada (CANDU – CANadian Deuterium Uranium) 45 exemplaires sont en service dans le monde (principalement au Canada, en Inde et au Pakistan). Un réacteur à eau lourde a été testé en France à Brennilis.



Réacteur à eau lourde sous pression (RHEP)

Le cycle du combustible nucléaire

Le minerai

production mondiale : 35.000 t (2000)

autres sources :

- démantèlement des armes nucléaires (équivalent à 5.000 tonnes)
- combustible usagé (équivalent à 105.000 tonnes d'U naturel)



mines à ciel ouvert ou en galeries souterraines
(de qq kg/tonne à >100kg/tonne)

le minerai est dissous par voie alcaline ou acide
on en tire une poudre jaune : *yellow cake*

minerai → « yellow cake » (U_3O_8) → UF_4 → UF_6

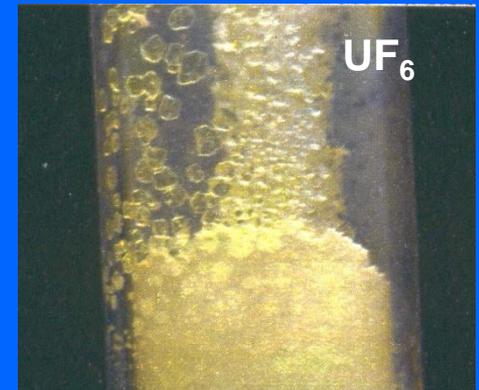
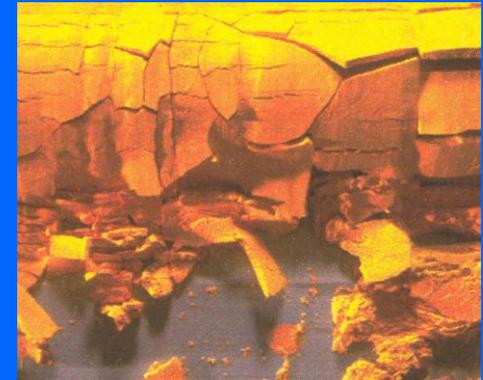
solide gazeux



UF_4

Le yellow cake est ensuite convertie en UF_4 puis UF_6 pour être enrichi : Il s'agit de faire passer la teneur de U^{235} de 0,7% à plus de 3% (3 à 5 pour les REP) :

- extraction (au tributyle-phosphate)
- dilution dans le l'acide nitrique
- chauffage et fluorations jusqu'à l'obtention d'un gaz de UF_6

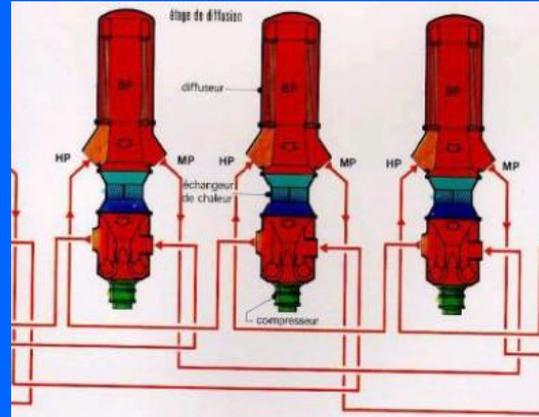


UF_6

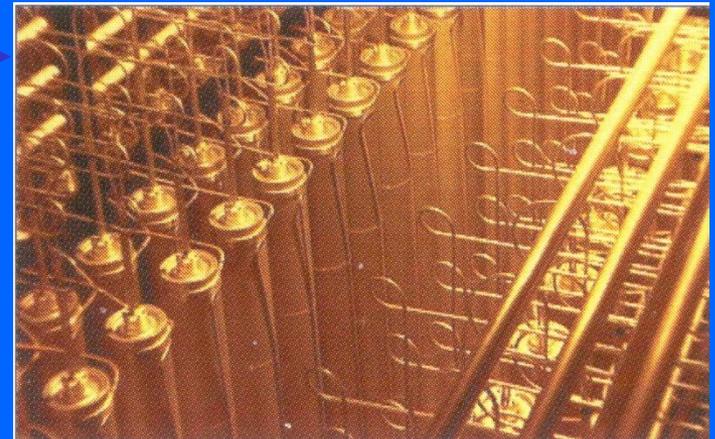
**Enrichissement (U^{235} de 0,7 à 4-5%)
3 techniques possibles**



1400 étages pour 5%



- diffusion gazeuse (France, USA, Russie)(UF_6)
- ultra-centrifugeuse (BNFL)(UF_6)
- laser (CEA :SILVA)(ionisation sélective de U^{235})



50 000 à 100 000 tr/mn
4 à 5% en 30 étages

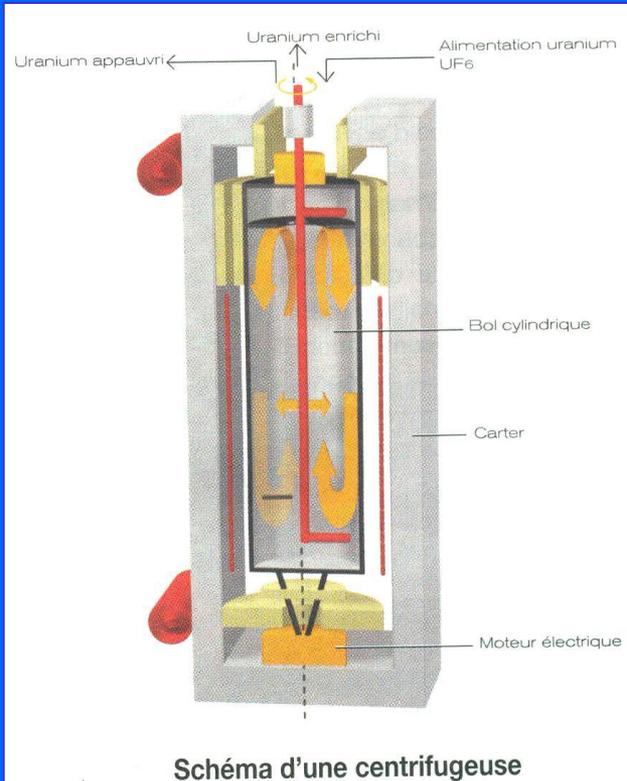
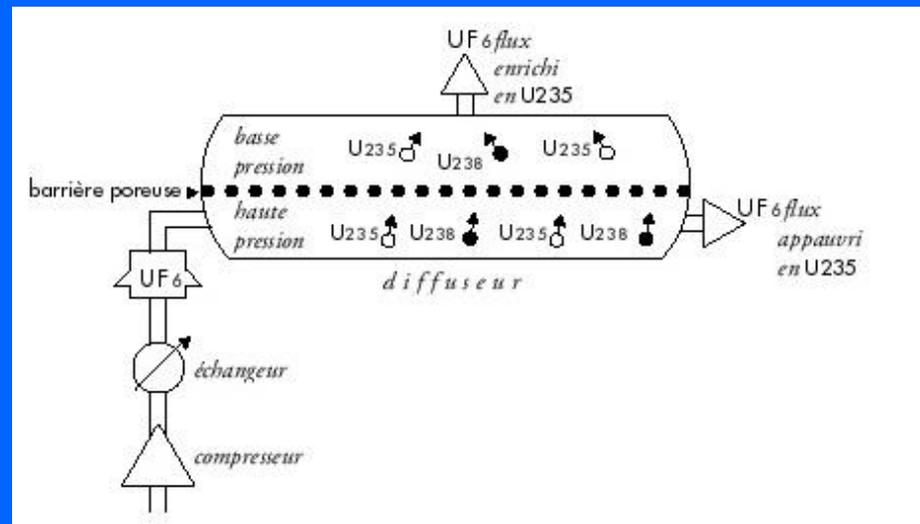


Principe de l'enrichissement par diffusion gazeuse

Usine Georges Besse (Pierrelatte) :
début d'activité 1979, fin d'activité : début 2012

1400 étages réparties en 70 groupes de
20 étages (2000 tonnes d'UF₆)

Production :
2438 t U enrichi et 19320 t U appauvri



L'enrichissement par ultra-centrifugeuse

50 000 à 100 000 tr/mn :

on utilise la différence de force centrifuge
entre les 2 isotopes de l'uranium

→ 4 à 5% en 30 étages

Capacités mondiales d'enrichissement :

- diffusion gazeuse : 23 millions d'UTS
- centrifugation : 22,5 millions d'UTS

**1kg d'Uranium naturel (0,7% U235) donnera
200g d'Uranium enrichi à 3,5% et 800g
d'uranium appauvri**

*UTS : unité de travail de séparation
un réacteur de 900MWe consomme 100 000 UTS/an*



**Usine d'enrichissement d'Eurodif
(Usine Georges Besse)
(par diffusion gazeuse)**

- Cogéma : 60%**
- Belgique : 11%**
- Espagne : 11%**
- Iran : 10%**
- Italie : 8%**

Centrale nucléaire de Tricastin (4 réacteurs de 900MW soit 3760 MWe)

25% des capacités mondiales d'enrichissement

L'avenir de l'enrichissement :

2003 : accord entre Areva et Urenco (50%)



2007 : Usine Georges Besse II
capacité : 7,5 millions d'UTS (*)
(pour 50 fois moins d'électricité :
50MW au lieu de 2500MW))



pourra alimenter 70 réacteurs

Urenco :
(Allemagne-Pays Bas-Royaume Uni)
enrichissement par centrifugation
capacité : 4 millions d'UTS

Ensuite :

2012 : fin d'exploitation de G. BESSE I

2010 – 2016 : construction de la deuxième unité de GB II

2016 - 2020 : construction de la troisième unité de GB II (?)

vers 2020 : fin du démantèlement de GB I

coût approximatif : 300 à 400 M€

Enrichissement :
EPR : 5%
génération IV (2030) : 15%

(*) Pour produire 1 kg d'uranium enrichie à 3,7% (40g de ²³⁵U)
à partir de 9 kg d'uranium naturel à 0,7% de ²³⁵U, (64g) il faut 5 UTS
Il reste 8 kg d'uranium appauvri à 0,25% de ²³⁵U, (24g)

Fabrication du combustible

UF_6



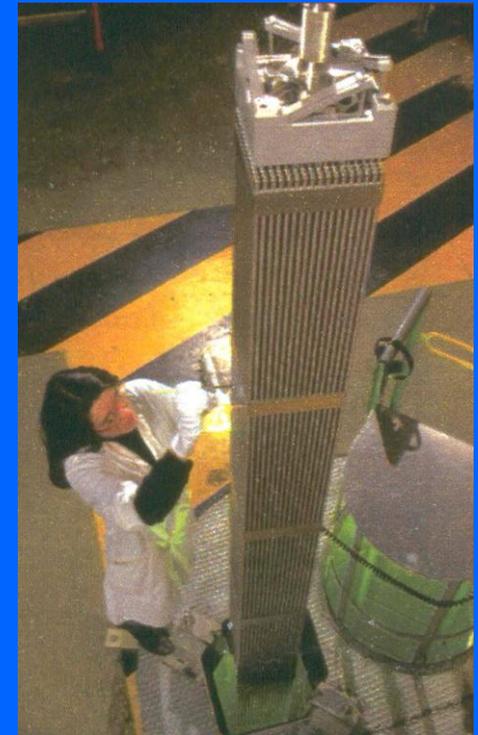
poudre d'oxyde



Pastilles d'oxyde UO_2 (par frittage)



crayons
(tubes en alliage de Zr)

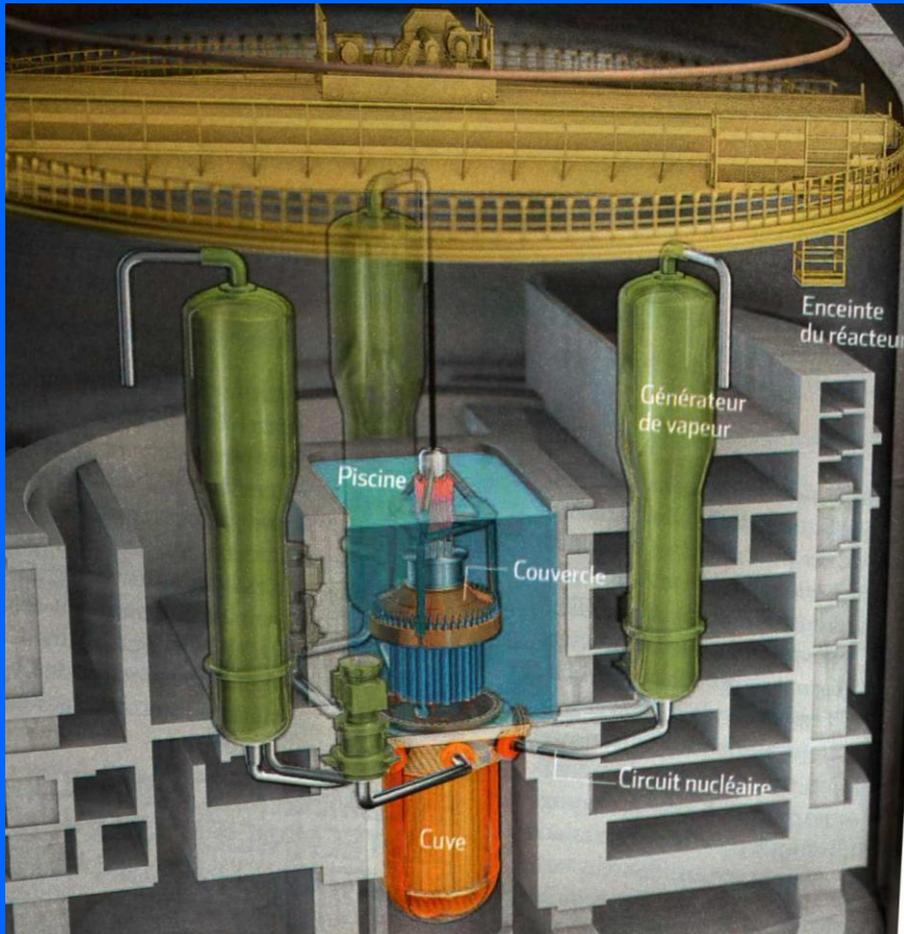


Assemblage combustible
264 ou 289 crayons par
assemblage
(+ gaine de contrôle)

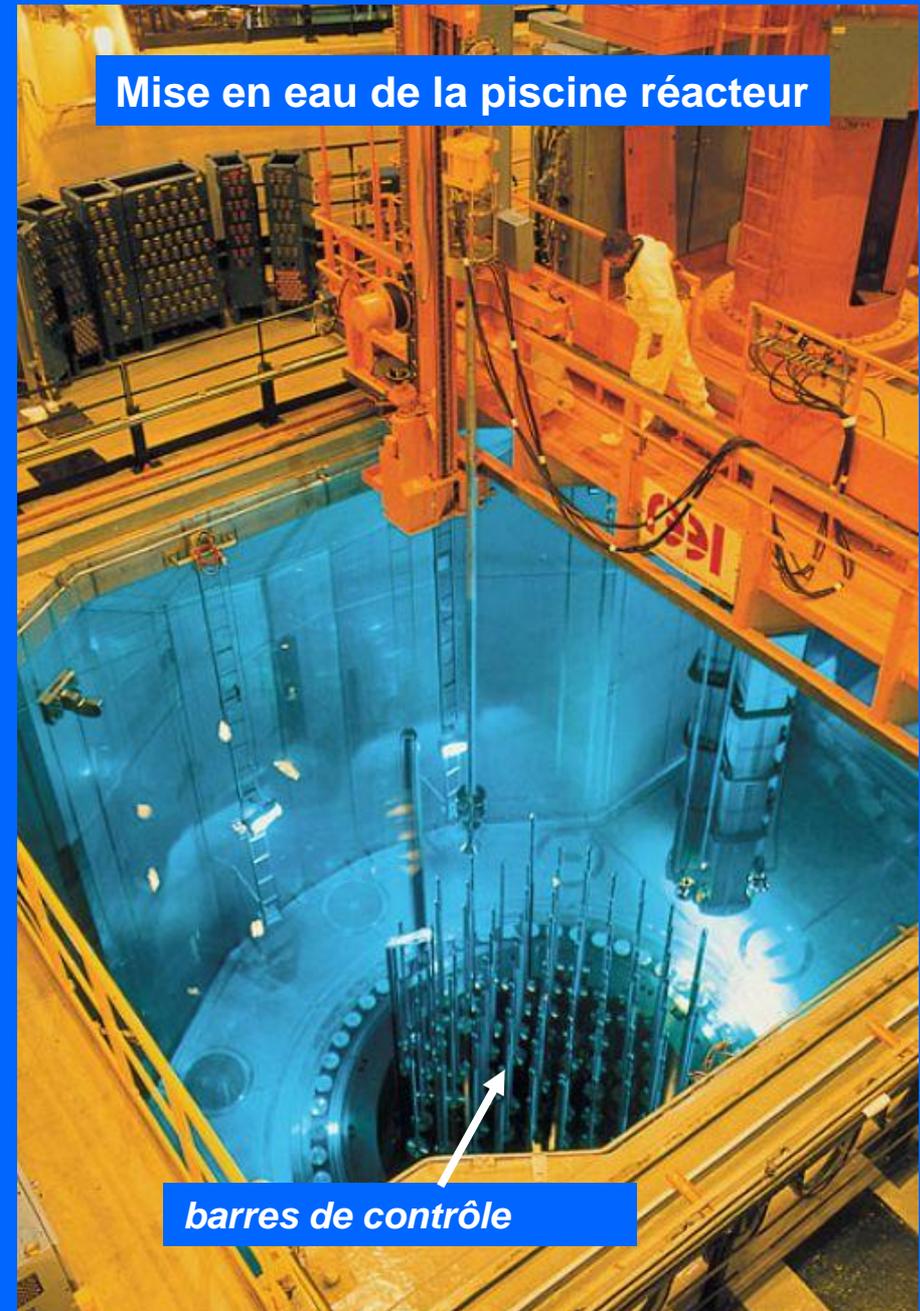
**MOX : mélange de poudre $UO_2+30\%PuO_2$
avec des poudres UO_2 :**
3 enrichissements concentriques dans le cœur :
3,35% - 5,10% - 6,75%

Opération de chargement en combustible d'un REP.

L'enceinte où est situé le réacteur est remplie d'eau afin de pouvoir ouvrir le couvercle et accéder aux éléments combustible sans risque d'irradiation

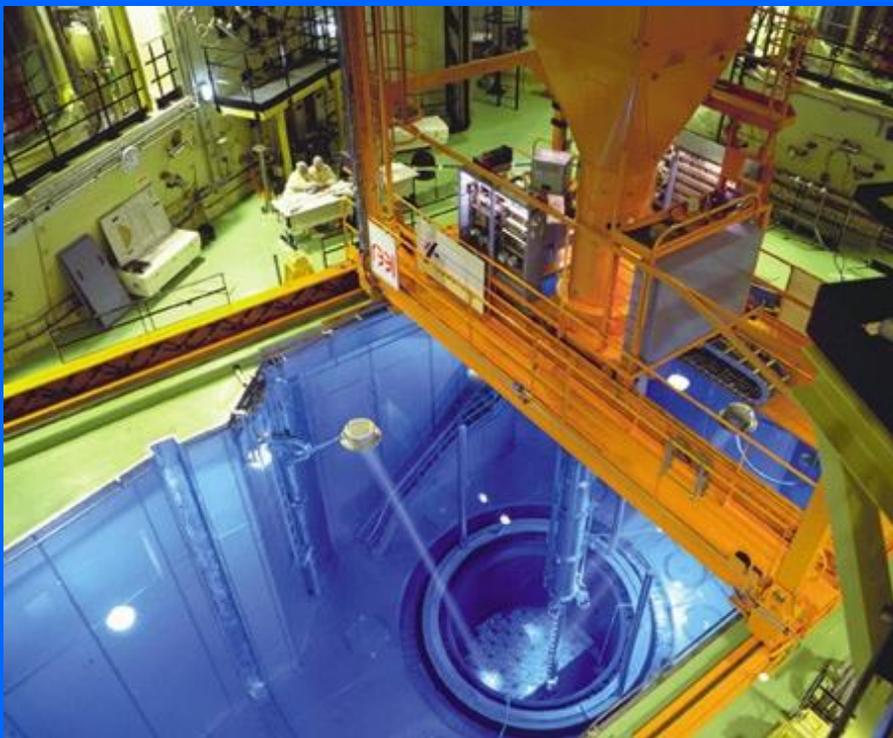


Mise en eau de la piscine réacteur



le couvercle ôté, on peut accéder sans risque d'irradiation au combustible pour :

- déplacer les éléments combustibles usés vers la piscine
- redistribuer les éléments restant
- introduire les éléments neufs



élément combustible

*réacteur
(sans son couvercle)*

Une partie du Pu produit par le réacteur est réutilisée comme combustible dans un certain nombre de réacteurs :

Le MOX : combustible mixte UO_2 - 7% PuO_2

*Équipe actuellement 22 tranches 900MW (30% de MOX)
production annuelle : 115 tonnes (futur : 330 T)*

Le combustible est introduit dans le cœur du réacteur pour une durée de 3 à 4,5 ans

Il est remplacé par tiers au bout d'un cycle :

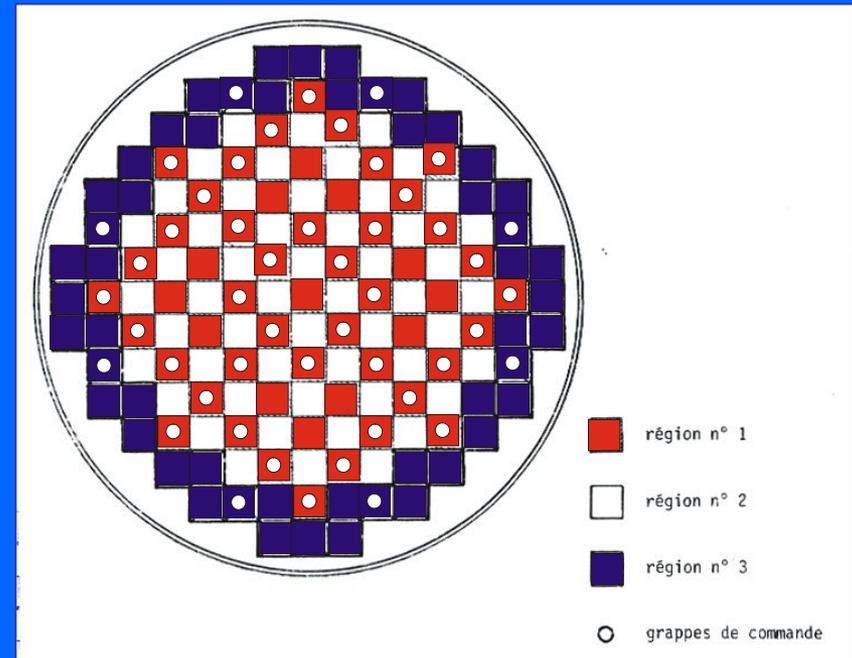
- cycle court : 12 mois
- cycle long (actuel) : 14 mois

objectif : passer à 18 et 24 mois

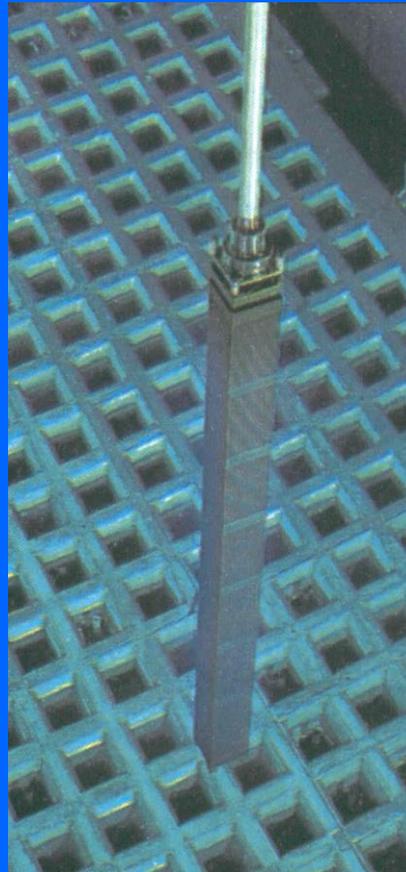
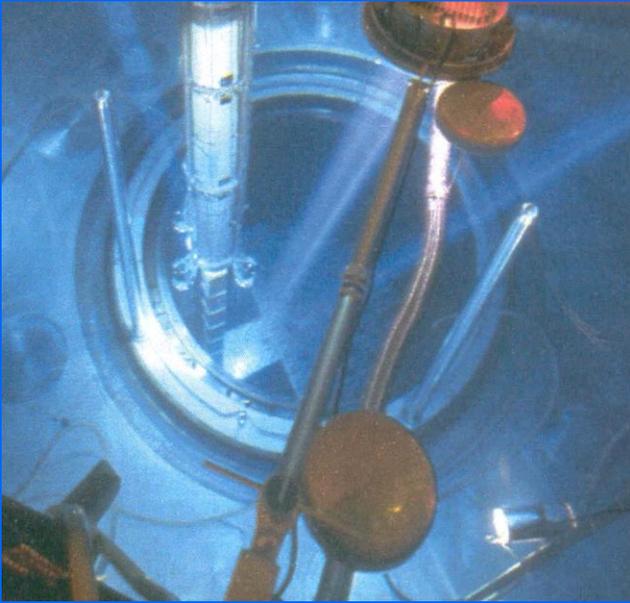
À chaque cycle :

- on enlève la région 1
- la 2 remplace la 1
- la 3 remplace la 2
- assemblages neufs en 3

Pour les durées de 24 mois, le combustible est remplacé par quart et non plus par tiers.



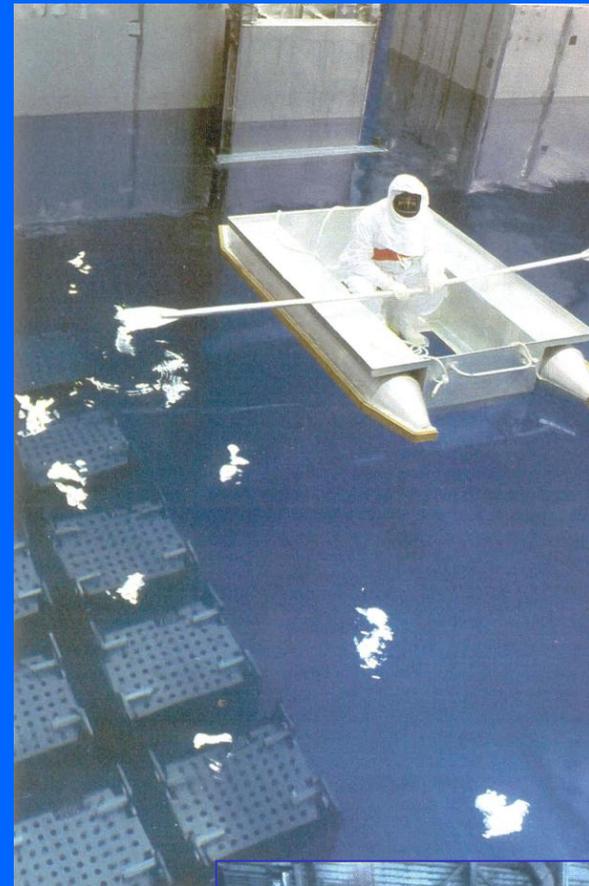
A la fin des 3 cycles, le combustible n'est pas entièrement consommé ce qui limite c'est la tenue de la gaine, en service et en entreposage.



Le combustible usagé est stocké dans une piscine annexe du réacteur pendant 2 ans minimum pour le laisser se refroidir avant d'être transporté vers l'usine de retraitement de La Hague dans des containers par voie ferrée, fluviale ou convoi routier.



Usine de retraitement de La Hague



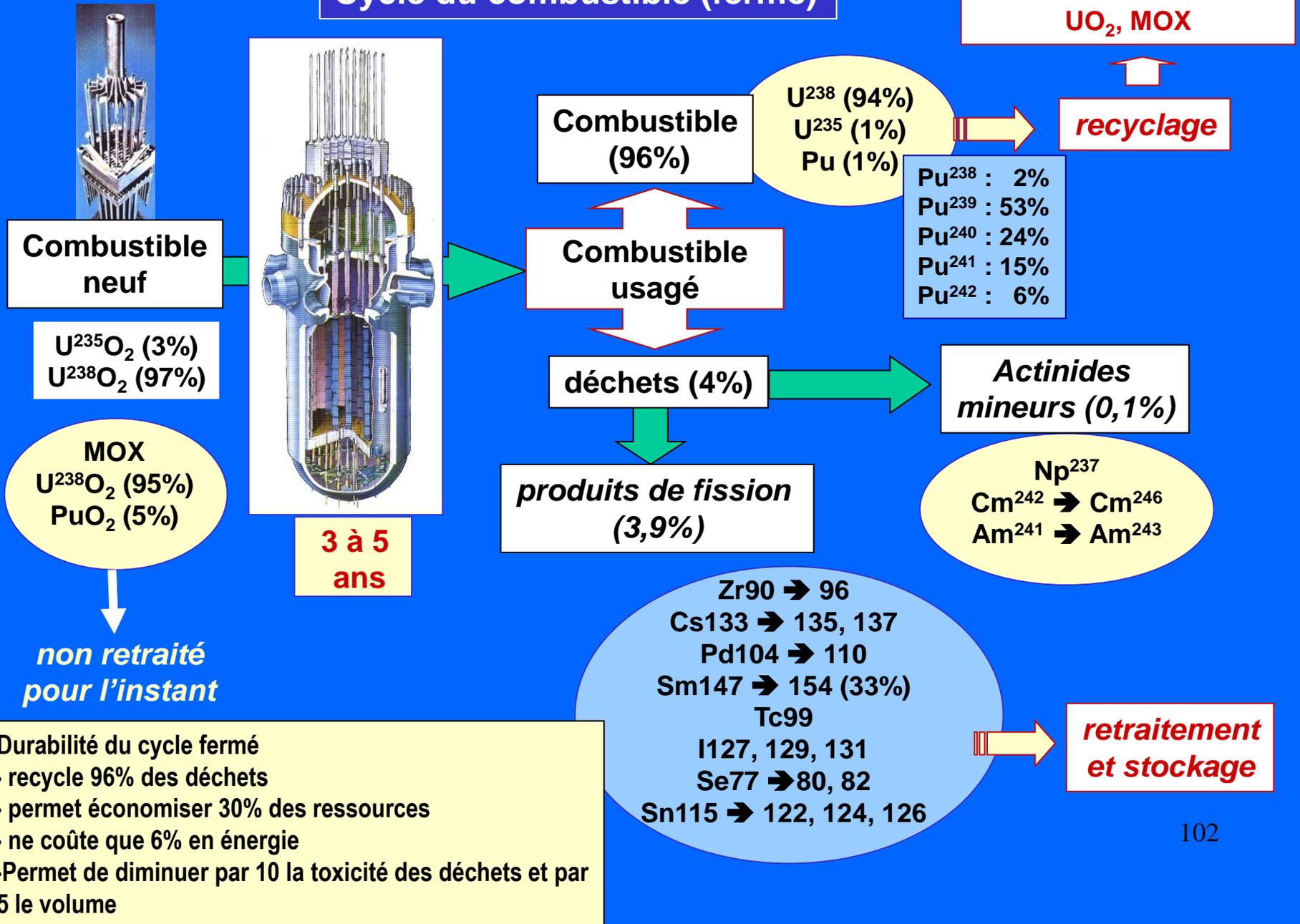
capacité de traitement : 1000 à 1500 tonne/an

Le combustible est ensuite stocké pendant 3 ans en piscine avant d'être découpé et retraité.

Le but du retraitement est de séparer les éléments combustibles pouvant être utilisés (U235 et Pu239) des produits de fission et des actinides (« déchets »)



Cycle du combustible (fermé)



CONTEXTE Après avoir passé quatre ans en réacteur, le combustible nucléaire se dégrade et ses performances diminuent : une grande partie de son uranium fissile (U235) est consommée et des produits de fission apparaissent, absorbant les neutrons nécessaires à la réaction en chaîne. Ce combustible usé doit être retiré mais il contient jusqu'à 96 % de matières recyclables...

96 %

Part recyclable du combustible usé.

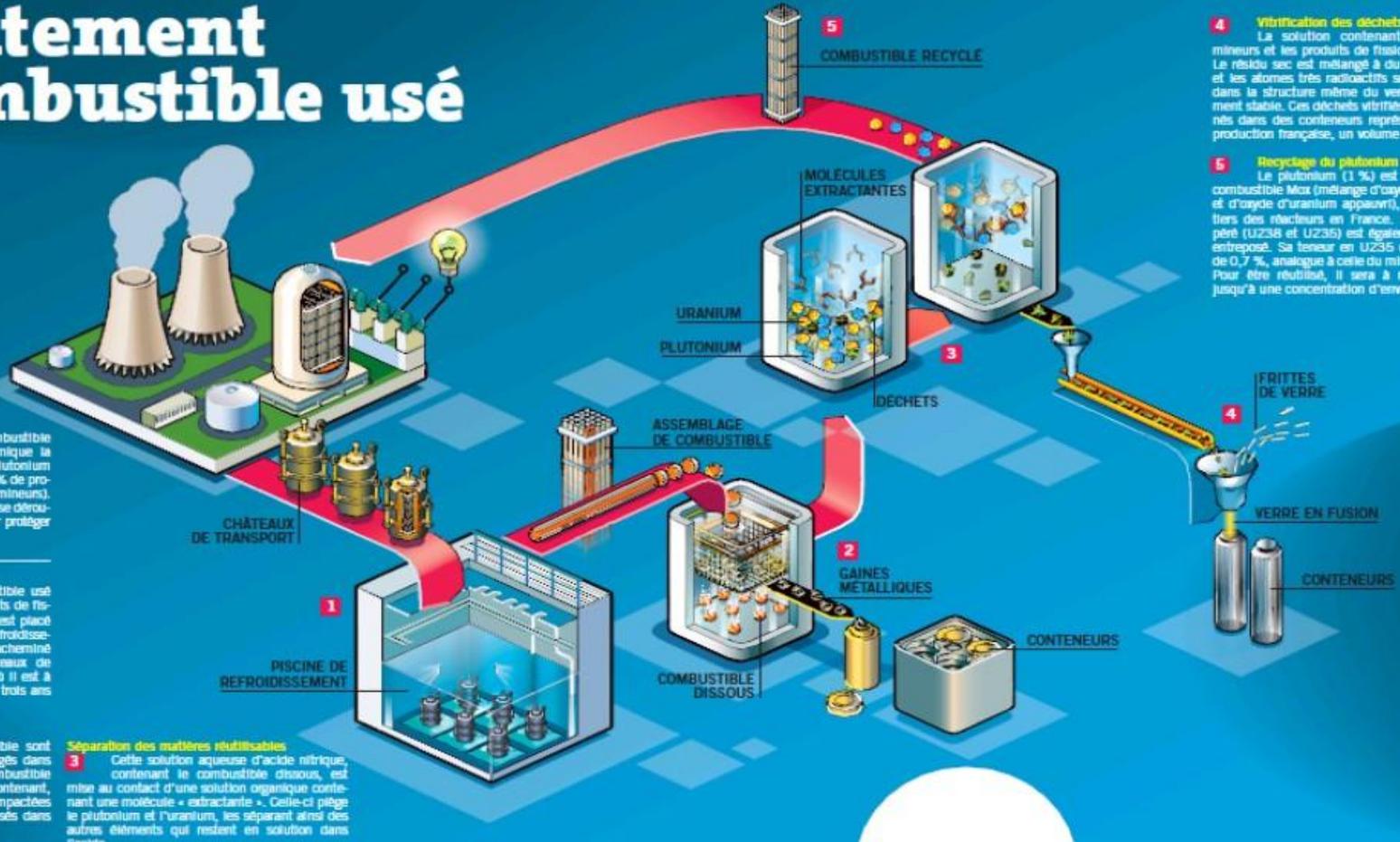
450 m³/an

Volume des déchets, de haute activité et à vie longue, représentant 4 % du combustible usé.

1 700 tonnes/an

Capacité de retraitement des usines françaises, pour une production de 1 000 tonnes par le parc français.

Le traitement du combustible usé



PRINCIPE Le traitement du combustible usé consiste à séparer par voie chimique la matière réutilisable (uranium 96 %, plutonium 1 %) des déchets radioactifs (environ 4 % de produits de fission, et 0,1 % d'actinides mineurs). Toutes ces étapes sont automatisées et se déroulent derrière d'épais murs de béton pour protéger des radiations les opérateurs.

Entreposage en piscine

1 Extrait du réacteur, le combustible usé est très radioactif, et ses produits de fission dégagent beaucoup de chaleur. Il est placé quelques mois dans une piscine de refroidissement, près du réacteur. Il est ensuite acheminé dans des conteneurs spéciaux (châteaux de transport) vers l'usine de traitement, où il est à nouveau entreposé en piscine pendant trois ans pour laisser décroître sa radioactivité.

Dissolution du combustible

2 Les assemblages de combustible sont cisailés en tronçons et immergés dans un bain d'acide nitrique. Là, seul le combustible se dissout. Les gaines métalliques le contenant, radioactives, sont récupérées et compactées dans des conteneurs en acier, entreposés dans un bâtiment de l'usine de traitement.

Séparation des matières réutilisables

3 Cette solution aqueuse d'acide nitrique, contenant le combustible dissous, est mise au contact d'une solution organique contenant une molécule « extractante ». Celle-ci piège le plutonium et l'uranium, les séparant ainsi des autres éléments qui restent en solution dans l'acide.

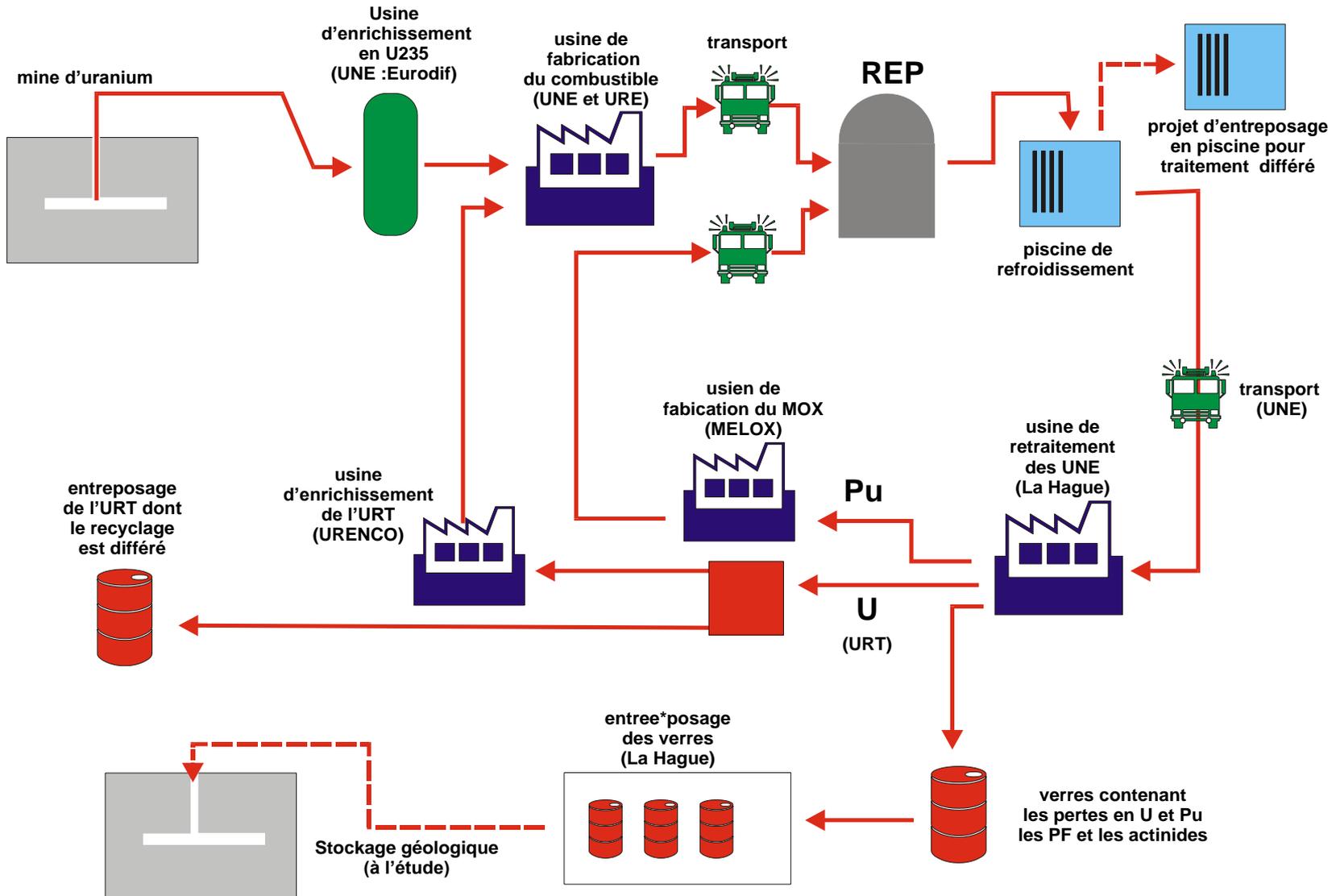
4 Vitrification des déchets

La solution contenant les actinides mineurs et les produits de fission est évaporée. Le résidu sec est mélangé à du verre en fusion et les atomes très radioactifs sont ainsi piégés dans la structure même du verre, particulièrement stable. Ces déchets vitrifiés sont conditionnés dans des conteneurs représentant, pour la production française, un volume de 450 m³.

5 Recyclage du plutonium et de l'uranium

Le plutonium (1 %) est recyclé dans le combustible MOX (mélange d'oxyde de plutonium et d'oxyde d'uranium appauvri), utilisé dans un tiers des réacteurs en France. L'uranium récupéré (U238 et U235) est également recyclé ou entreposé. Sa teneur en U235 est alors voisine de 0,7 %, analogue à celle du minerai d'uranium. Pour être réutilisé, il sera à nouveau enrichi jusqu'à une concentration d'environ 5 %.

En résumé... Cycle du combustible dans les REP (version simplifiée)



Cycle du combustible

C'est aussi un cycle « géographique »

Niger ...



Bure



La Hague



Pierrelatte



(U,Pu)

Melox Marcoule

Romans



58 réacteurs sur 19 sites

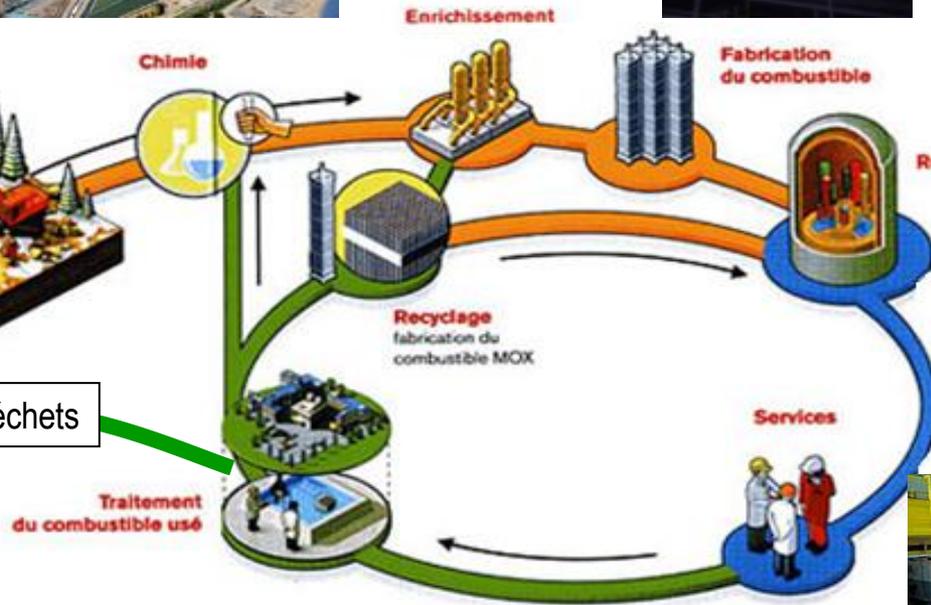


(U,Pu,AM,PF)O₂

Entreposage sur site ou à La Hague



Malvesi/Pierrelatte



En France :

La question des déchets nucléaires.

par an et par habitant, on produit :

- 6.000 kg de CO₂
- 3.000 kg de déchets divers
- 1.800 kg déchets inertes
- 700 kg déchets industriels banals
- 500 kg d'ordures ménagères
- 100 kg de déchets toxiques industriels →
- 1 kg de déchets radioactifs
- 5 g de déchets nucléaires « haute activité »

« éternels » pour lesquels on n'a pas de solution pour les stocker ou les éliminer

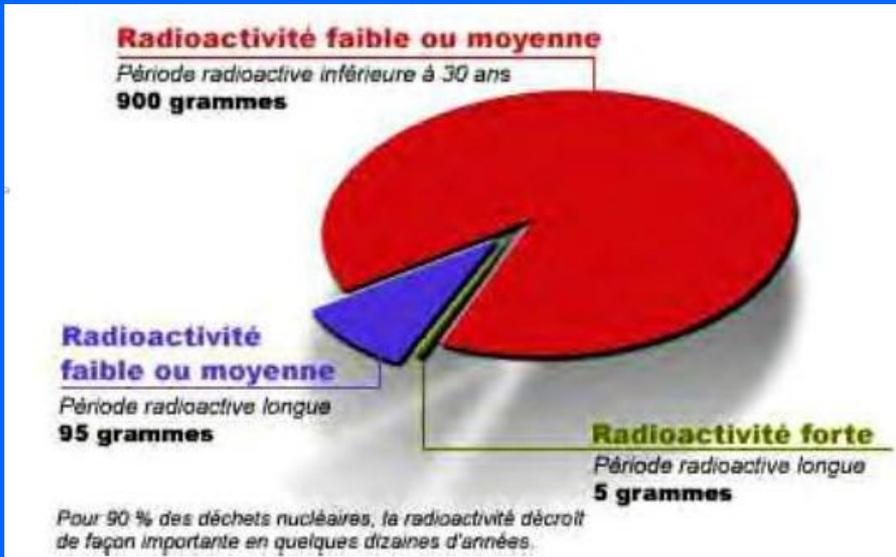
62% industrie nucléaire

17% recherche universitaire

17% militaire

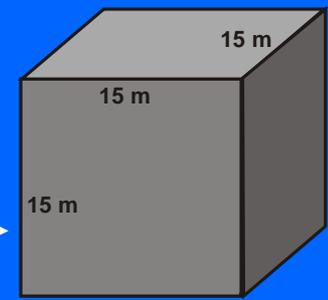
3% industrie non-nucléaire

1% domaine de la santé

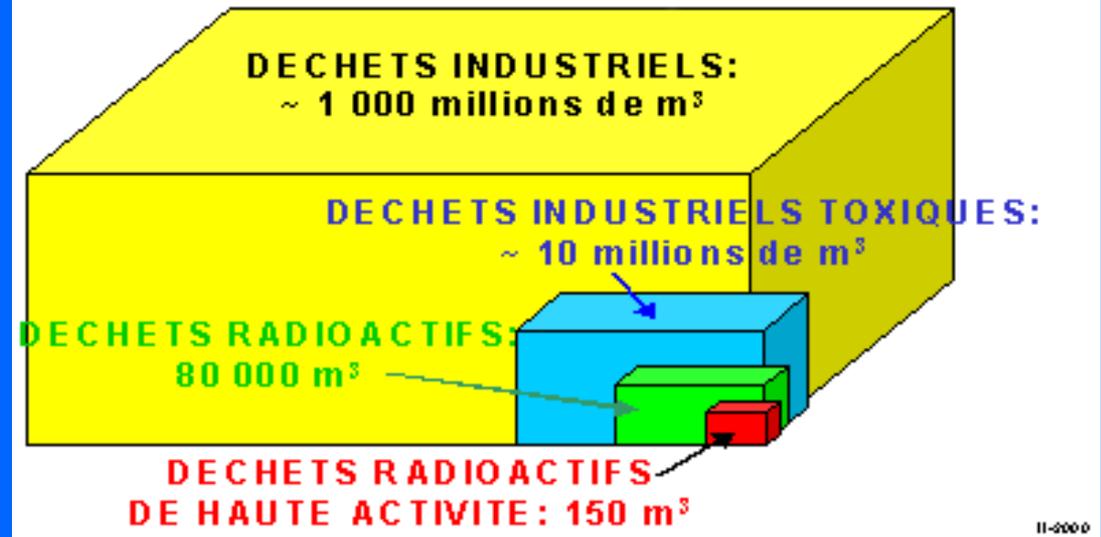


Par TWh (10⁹ kWh) on produit 30 kg de Pu et 3 kg d'actinides (Np, Am, Cm...)

2020 : 3600m³



Les volumes de déchets
générés annuellement
dans l'Union Européenne :



A titre de comparaison, une centrale thermique au charbon de 1000 MW :
(production 6,6 TWh/an)

a) consommera 4 millions de tonnes de charbon

b) produira :

10 millions de tonnes de CO₂

41.000 tonnes de SO₂

25.000 tonnes de NO₂

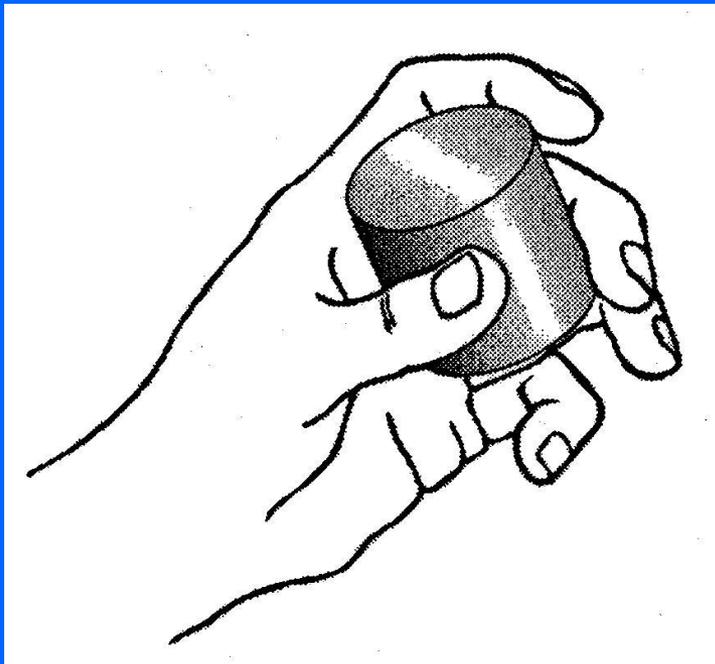
25 à 80.000 tonnes de HCl

} pluies acides (H₂SO₄, HNO₃, HCl)

300.000 tonnes de poussières, déchets solides (400kg métaux lourds)

700.000 Bq de déchets radioactifs (U, Th présents dans le charbon)...

*Pour produire la même énergie, la centrale nucléaire consommera 27 tonnes
d'uranium enrichi et produira 14 m³ de combustible usagé
(~1 m³ de déchets hautement radioactifs)...*



Quantité de déchets nucléaires vitrifiés de haute activité (C) générée **pendant 30 ans** pour fournir l'énergie électrique à une famille de 4 personnes équipée « tout électrique » (chauffage inclus)
(Bruno Comby – *Le nucléaire avenir de l'écologie ?*)(*)

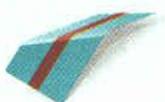
(*) AEPN – Association des écologistes pour le nucléaire
www.ecolo.org

Durée de « vie » de quelques déchets banals

Les objets ont la vie dure

Chaque objet possède une durée de vie. Quand on l'abandonne dans la nature, il se décompose en un temps donné, souvent bien plus long que ce que l'on imagine.

2 à 4 semaines



Ticket de métro

moins de 1 an



Peau de banane

1 an



Chaussette en laine

1 à 4 ans



Morceau de bois naturel

2 à 5 ans



Papier de bonbon

13 ans



Morceau de bois peint

100 ans



Couvercle en acier

200 à 400 ans



Emballage en aluminium

450 ans



Emballage en plastique

**Les déchets chimiques toxiques, métaux lourds, etc . :
durée de vie illimitée**

Container béton
stockage en surface
(Morvilliers – Aube)

Container béton
stockage en surface
(Soullaines – Aube)

Vitrification
Stockage à la Hague
en attente de décision

*pourraient être
rejetés dans la
nature sans risque
comme dans les
autres pays !*

Loi bataille
(30/12/91)

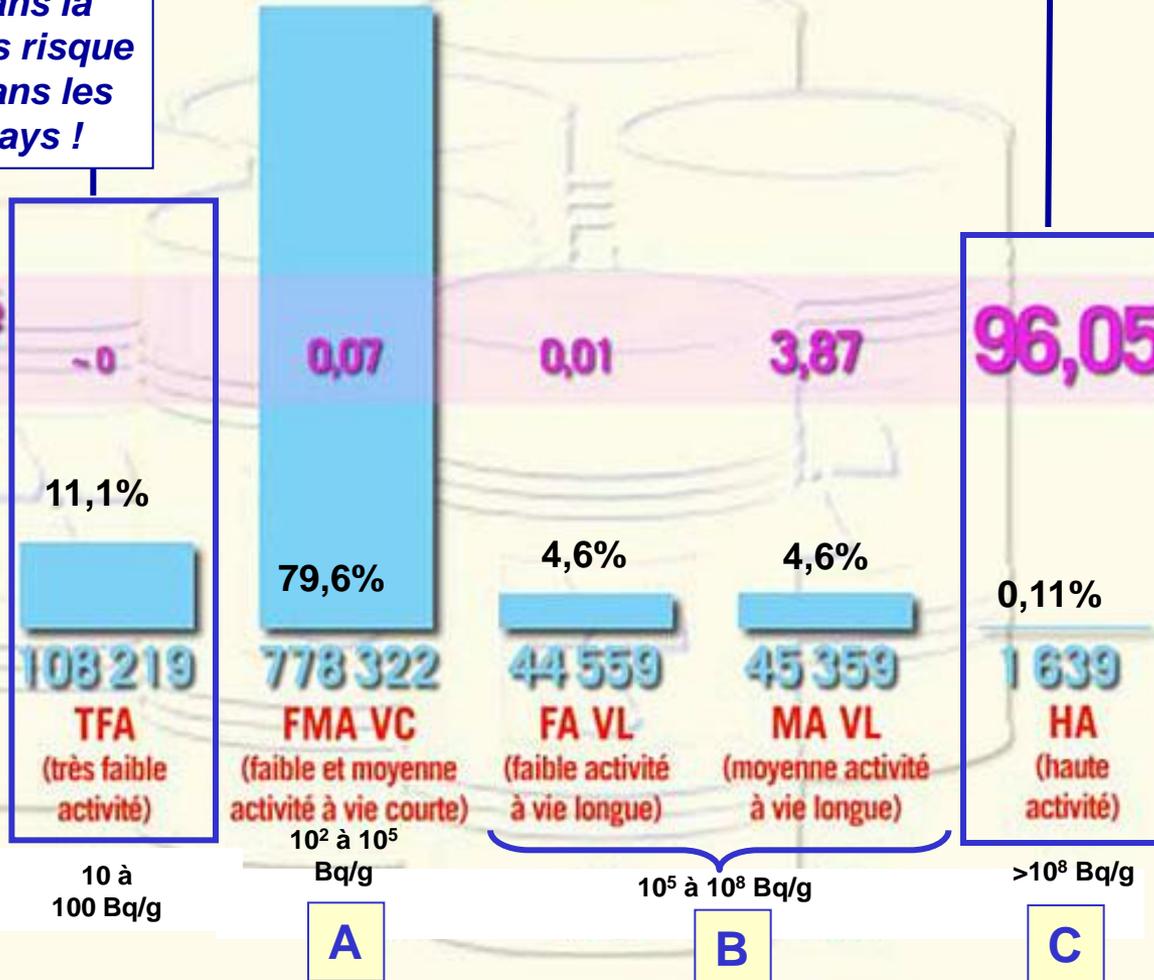
Etudes sur :

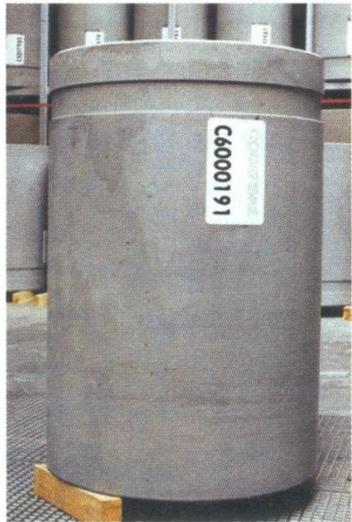
- 1 – l'incinération des déchets
- 2 – Stockage en sub-surface
- 3 – Stockage en site profond

Radioactivité
(en %)

Volume
en m³ équivalent
conditionné

Part de déchets
conditionnés
(en %)





Cimentés



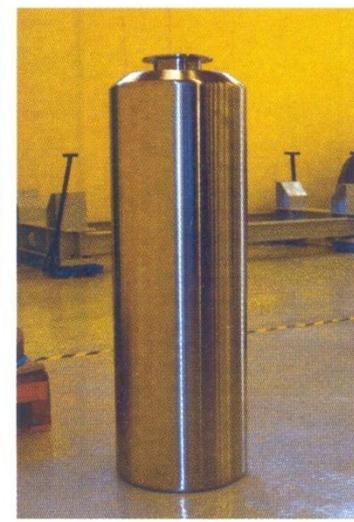
Compactés



Bitumés



Blocs de verre



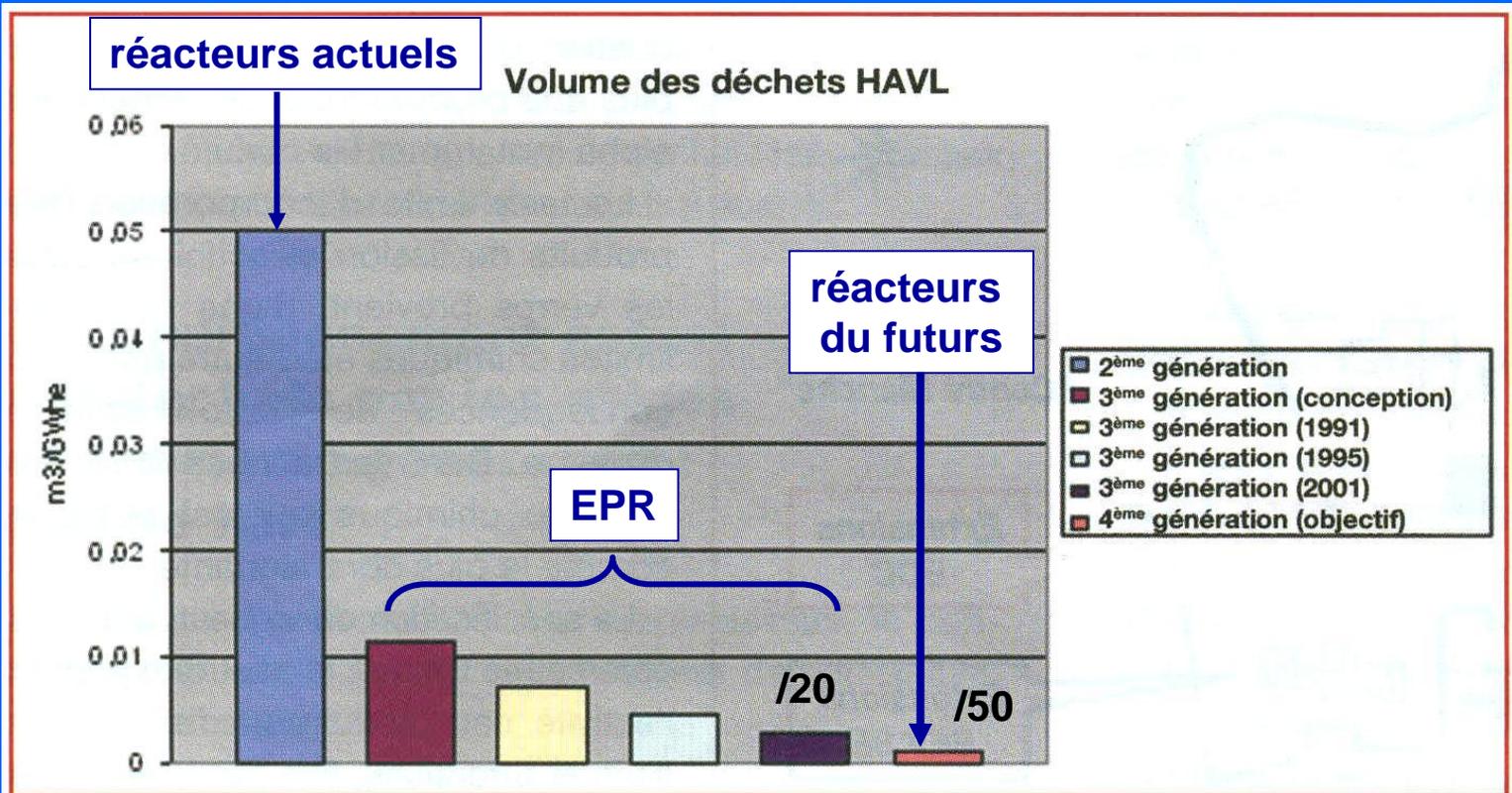
Vitrifiés

- Différents types de colis de déchets



**150 litres – 400kg
3 assemblages combustibles**

L'évolution des réacteurs va vers une forte réduction de la quantité des déchets « haute activité-vie longue »



Graphique des volumes suivant la génération de réacteurs
Réf : MF. Debreuille, JG. Devezeaux – Global 2003

Exemple : Les déchets de catégorie « C » (HA haute activité – HAVL vie longue)

produits de fission et d'activation : Cs^{137} – Sr^{90} – actinides (Am, Cm, Pu...)

On produit 200m³/an (cube de 6 m de côté)

prévision 2020 : 5 000m³ (cube de 17m de côté)

2 ans en piscine REP – 5 à 10 ans à la Hague → retraitement puis stockage définitif

au bout de 10 000 ans : activité proche de celle du minerai

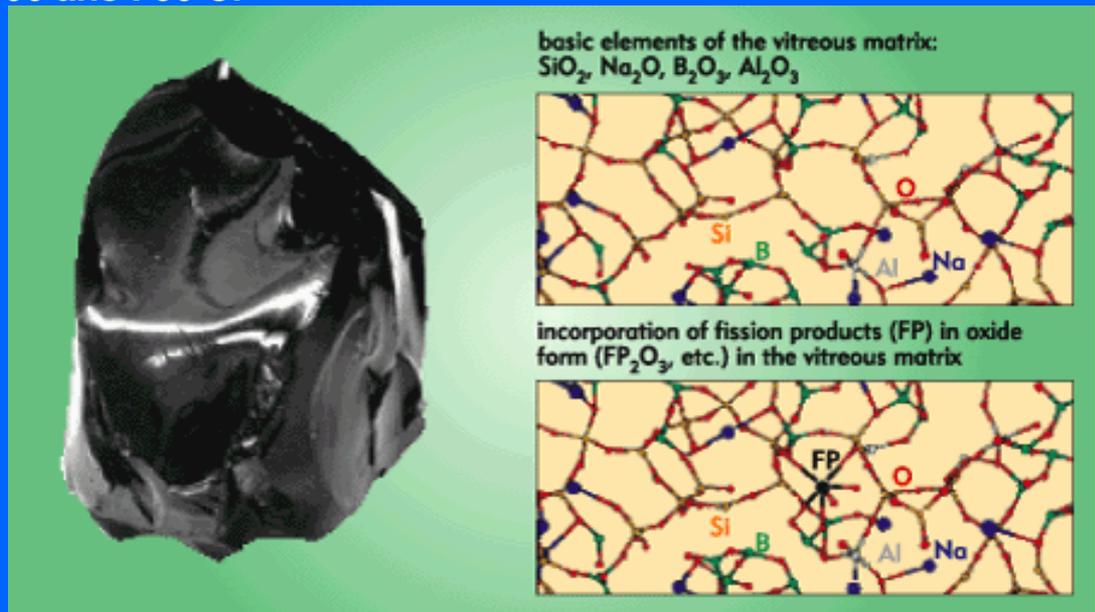
Exemple : le combustible irradié

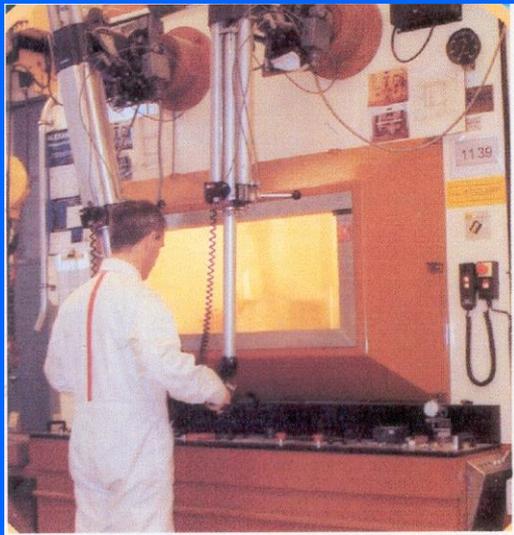
- à l'origine 2500 Ci/kg (10^{14} Bq/kg)
- après 10 ans : 400 Ci
- après 100 ans : 50 Ci

stabilisé par vitrification
(verres nucléaire)

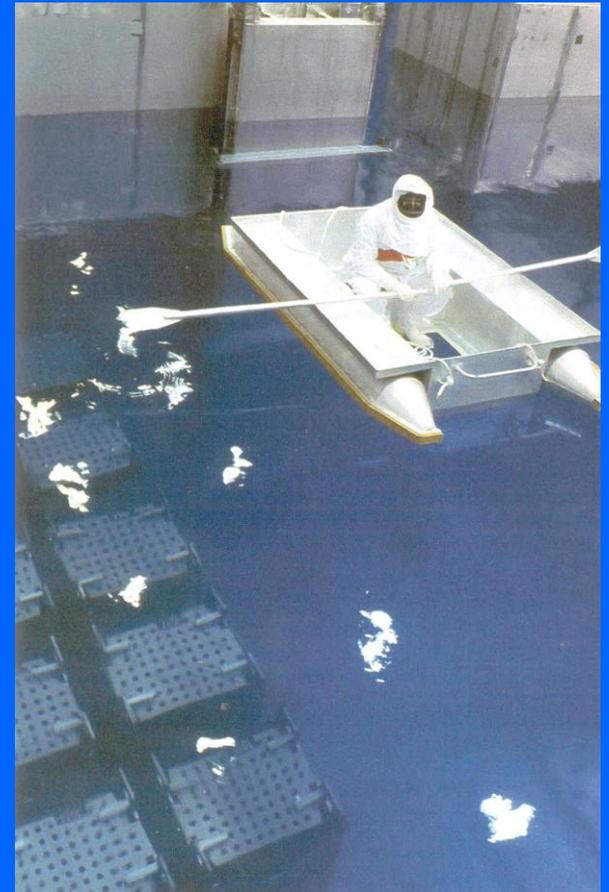
activité confinée :
 10^{10} à 10^{13} Bq/litre

Mis en container inox (TN28)





**Laboratoire « chaud »
(retraitement du combustible)**



**Piscine de stockage
(La Hague)**





Emballage TN28



**chargement de conteneurs
de verres dans un emballage
TN28 (La Hague)**

L'avenir des déchets radioactifs

Loi « Bataille »
30 décembre 1991

Définir 3 axes de recherches pour les 15 ans à venir (1992 – 2006)

AXE 1

Réduire la quantité de déchets
par transmutation
(réduire la durée de vie des radioéléments)

AXE 3

Entreposage de longue
durée en surface ou sub-surface

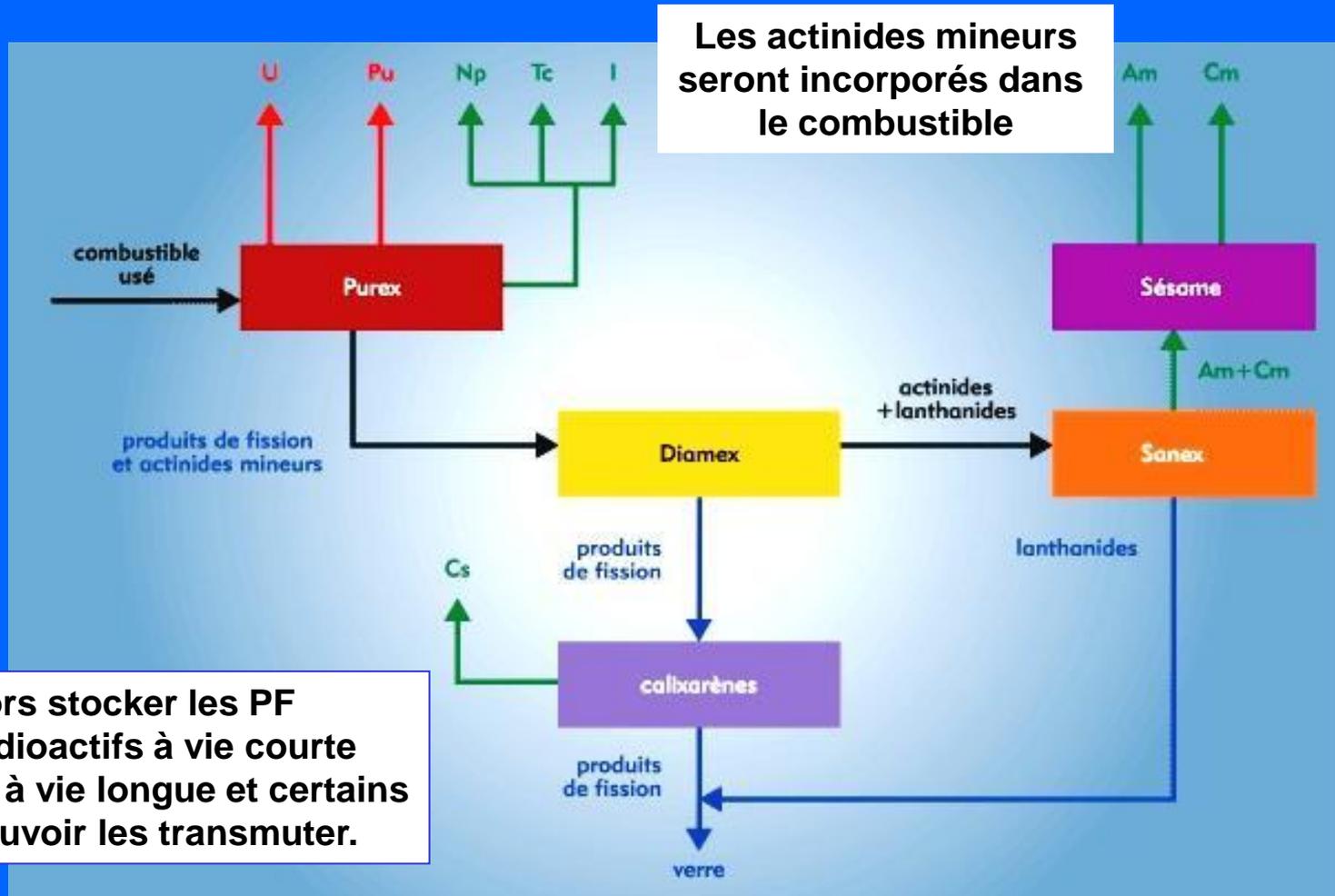
AXE 2

Stockage en site
souterrain profond

Coût de l'étude sur 15 ans : 2,2 milliard d'euros

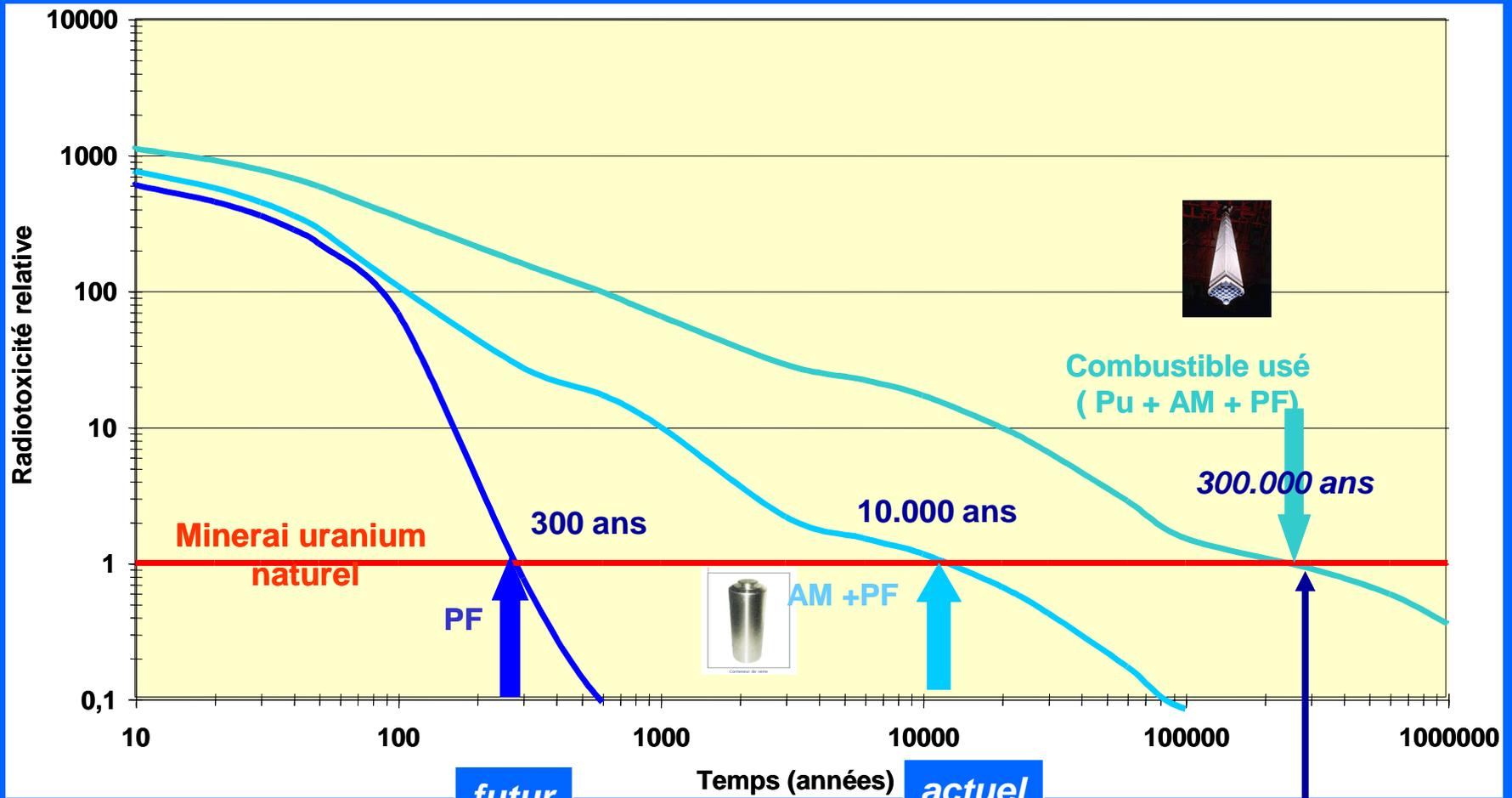
AXE 1 - a) Retraitement poussé

Le procédé actuel (Purex) permet de séparer les éléments fissiles des déchets.
De nouveaux procédés (Diamex, Sanex...) permettront de séparer les produits de fission les lanthanides et les actinides.



On pourra alors stocker les PF hautement radioactifs à vie courte des actinides à vie longue et certains PF, afin de pouvoir les transmuter.

Sans les actinides, la radioactivité des déchets (PF) sera égale à celle du minerai au bout de 300 ans seulement ...



futur

actuel

**Cycle « fermé »
combustible recyclé**

France, Japon, Russie

**Cycle « ouvert »
combustible non recyclé**

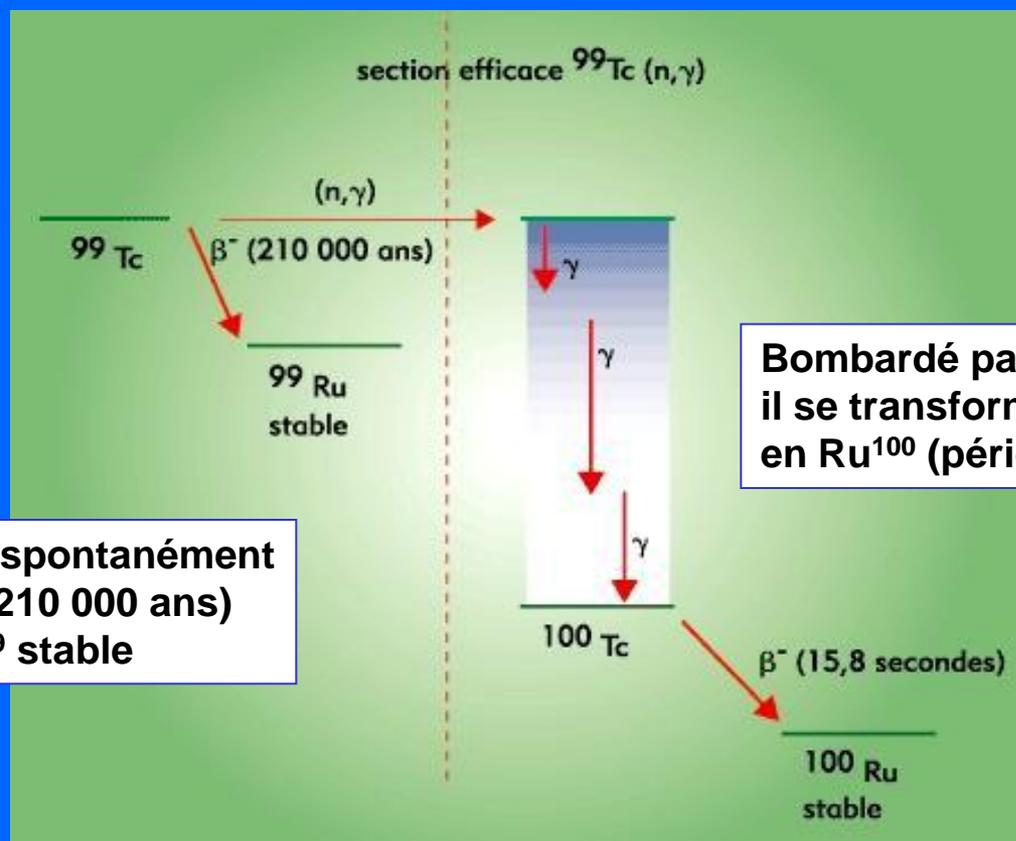
Suède, Finlande, Canada...

AXE 1 – b) Transmutation (« incinération »)

Le but est de transmuter certains radioéléments à vie longue en éléments à vie courte ou stable par bombardement avec des neutrons rapides soit dans des RNR, soit dans des réacteurs hybrides.

exemple : Tc^{99}

PF très actif



Bombardé par des neutrons, il se transforme en Tc^{100} , puis en Ru^{100} (période 15,8 secondes)

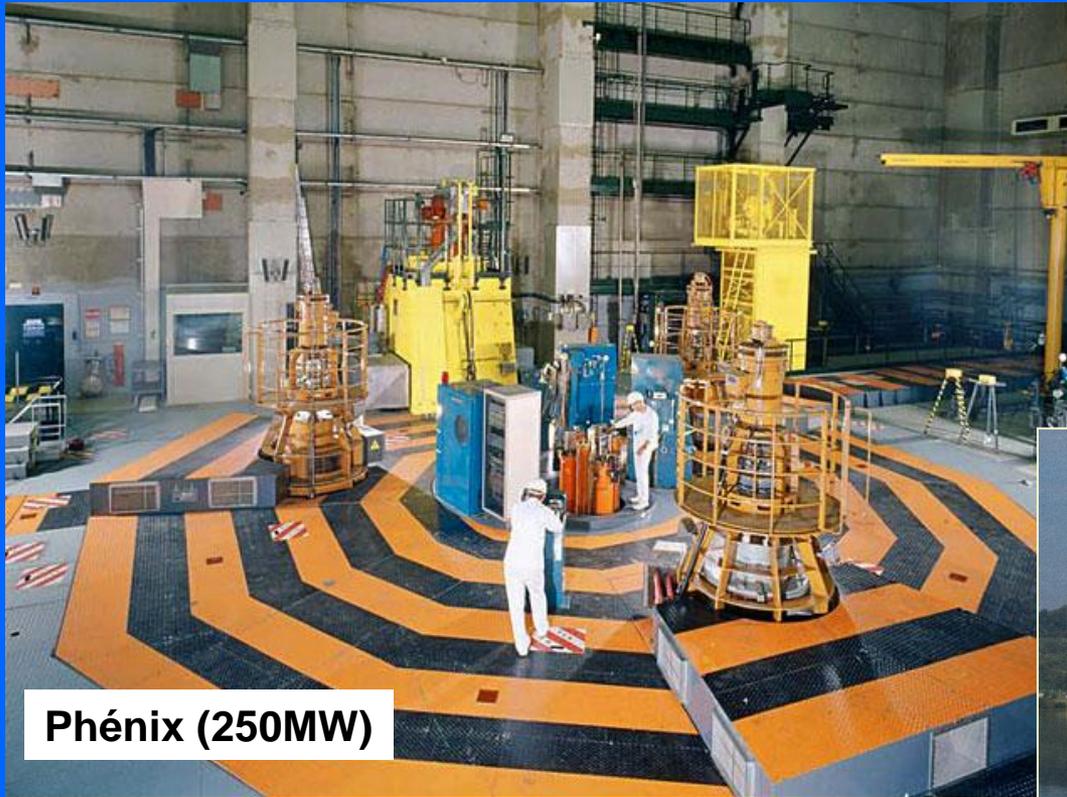
se transforme spontanément (période de 210 000 ans) en Ru^{99} stable

Les possibilités d'incinération des principaux actinides (Np, Am, Cm) est en cours

Moyens :

1) les RNR (neutrons rapides)

- filière refroidie au Na (Superphénix) : abandonnée provisoirement
(les études ont été reprises dans Phenix)
- certains les réacteurs de la génération IV (2050)
 - RGCR, VHTR (réacteur à gaz haute température)
 - réacteurs à sels fondus



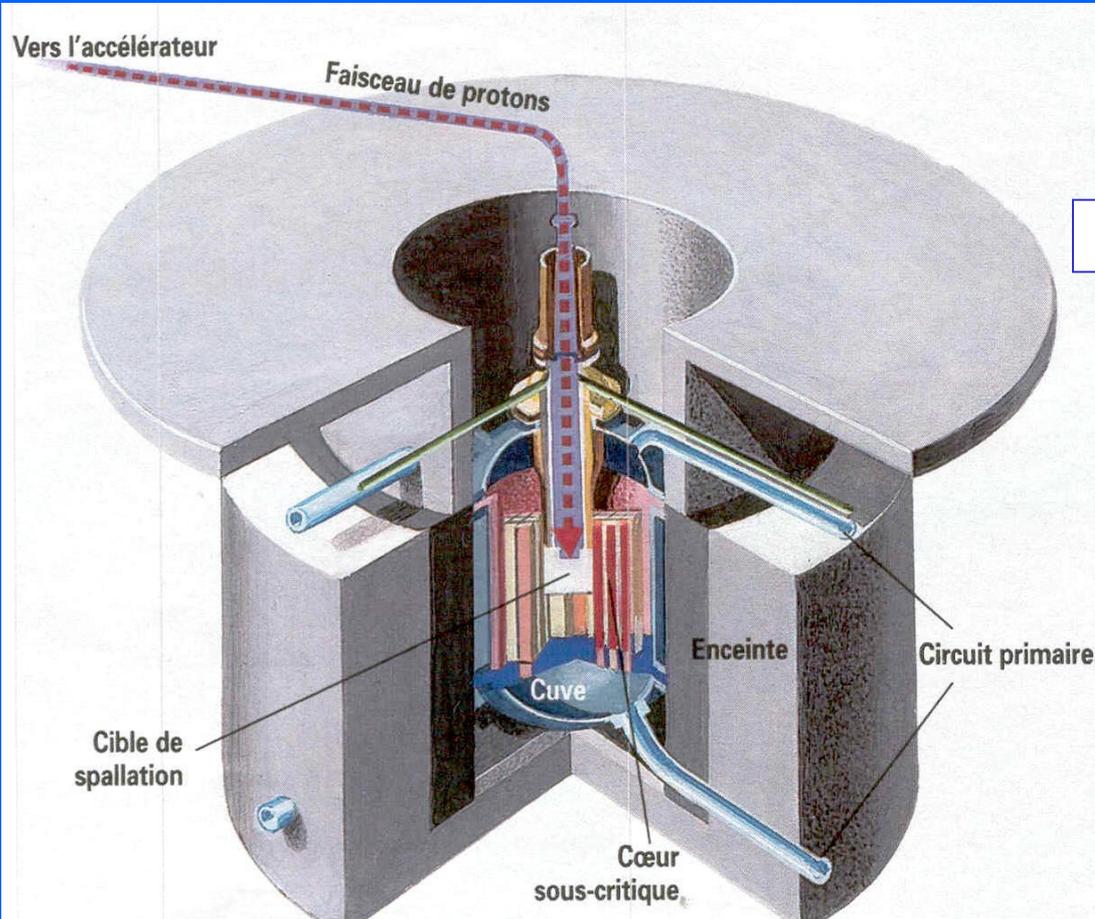
Phénix (250MW)



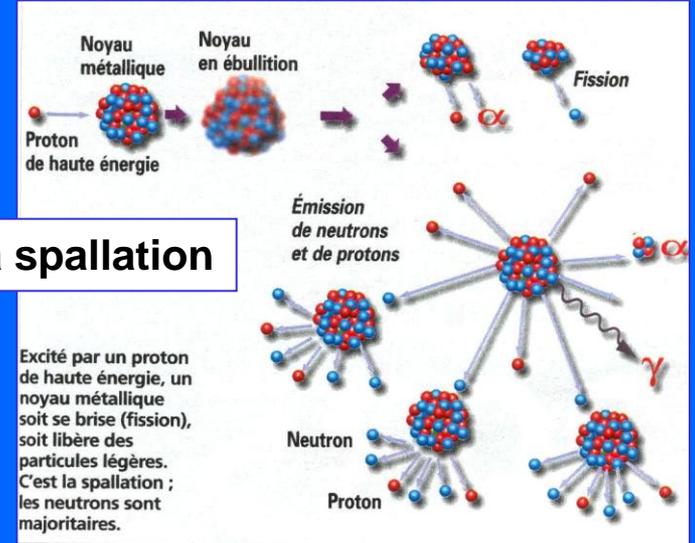
doit être arrêté en 2009 et ensuite ?
Japon, Russie ?

2) Les réacteurs hybrides sous critique

La réaction nucléaire est obtenue par un flux de neutrons engendré par spallation à partir d'un faisceau de protons)



La spallation



Un prototype (« Guinevere ») vient d'être mis en service à Mol en Belgique (CEA, CNRS, MOL).

En attendant MYRRHA, prévu pour 2023.

Avantages :

- le réacteur s'arrête spontanément en cas d'arrêt du faisceau protonique
- spectre neutronique rapide favorable à la transmutation
- ! la mise au point d'un accélérateur puissant et fonctionnant en continu

AXE 2 - stockage profond

But : stockage sur de très longue durée
sans interactions avec la biosphère

sites géologiques possibles :

- site argileux
- site granitique

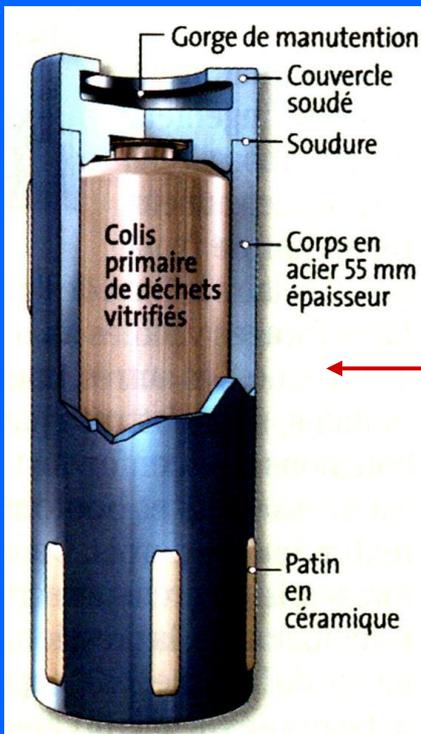
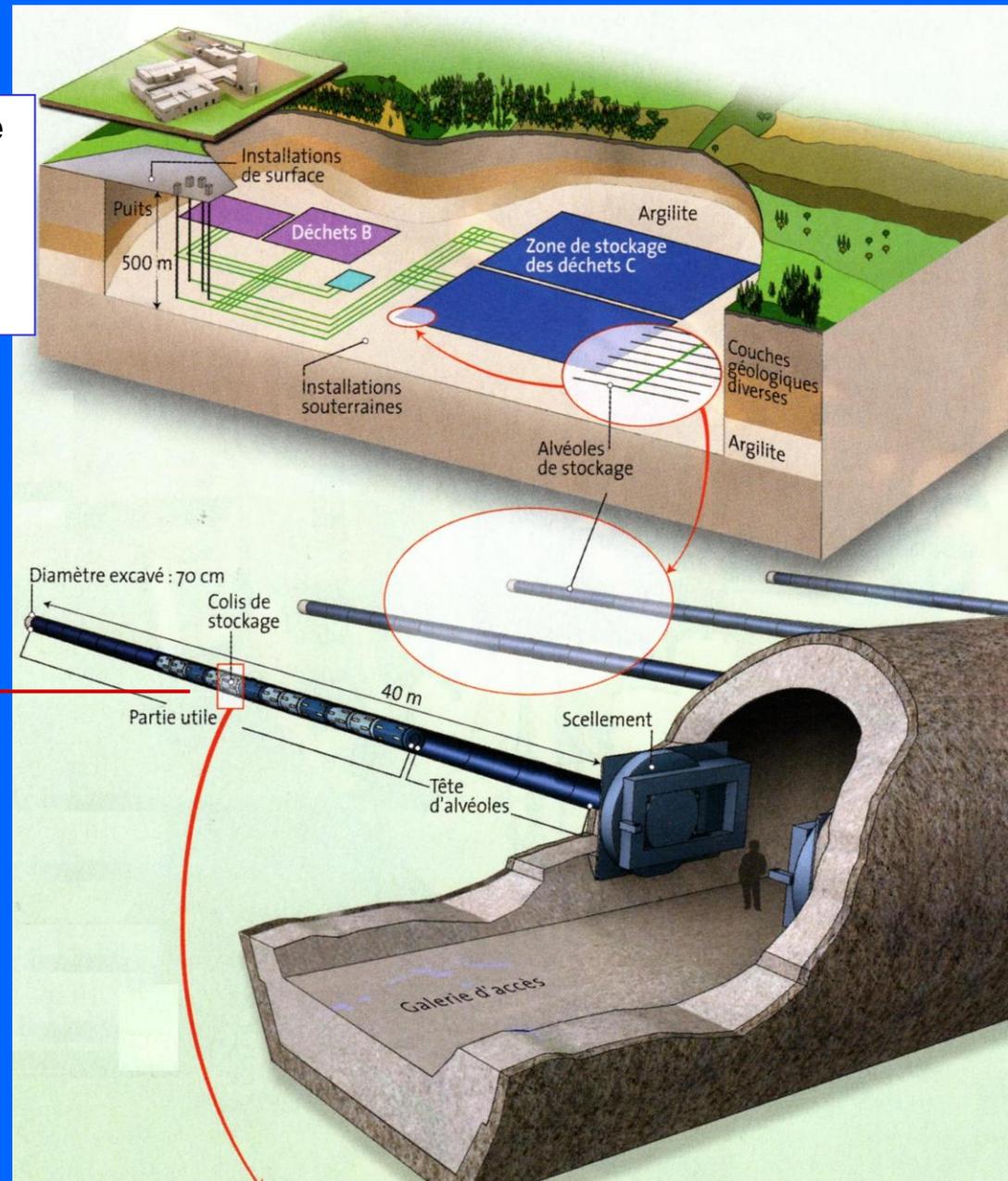
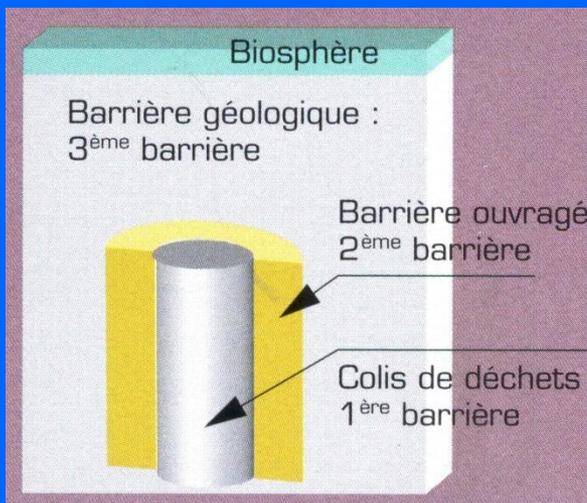


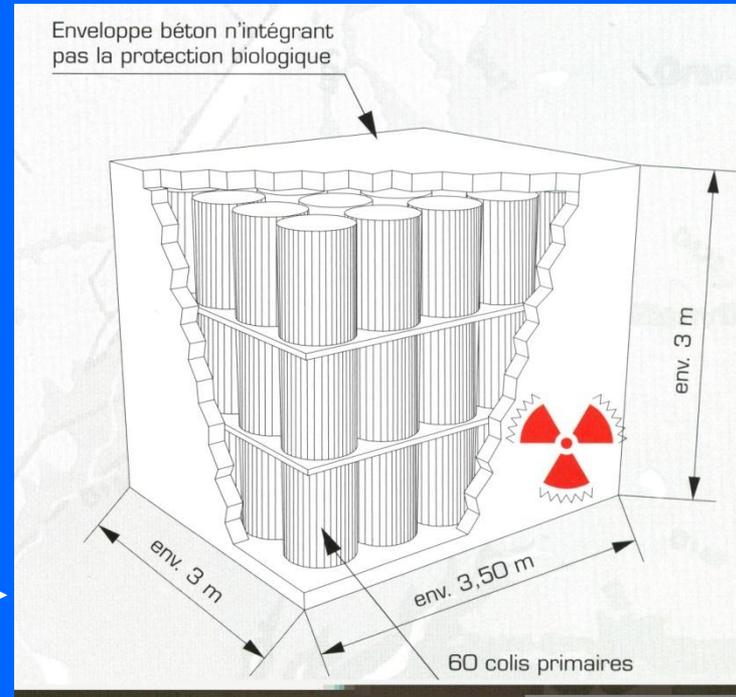
Schéma général d'un site de stockage profond





L'isolation entre les déchets radioactifs et la biosphère est assurée par 3 barrières :

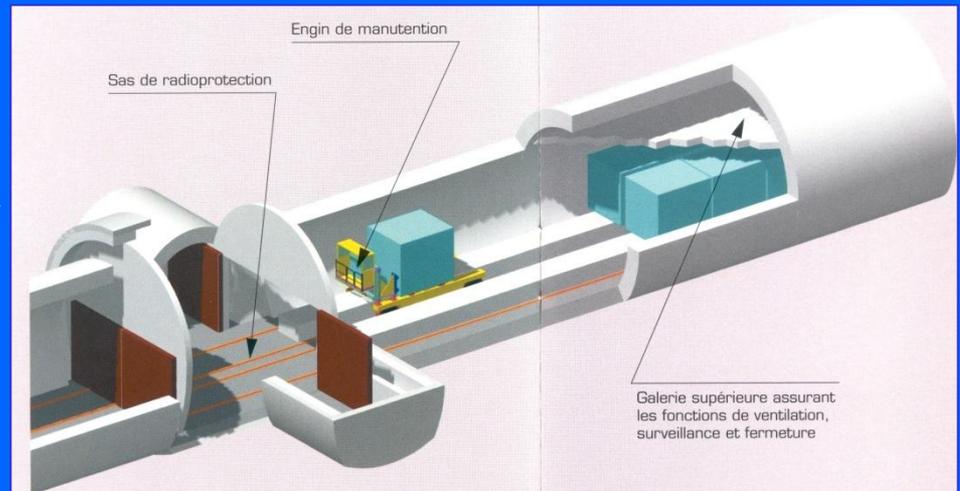
- le colis de déchets

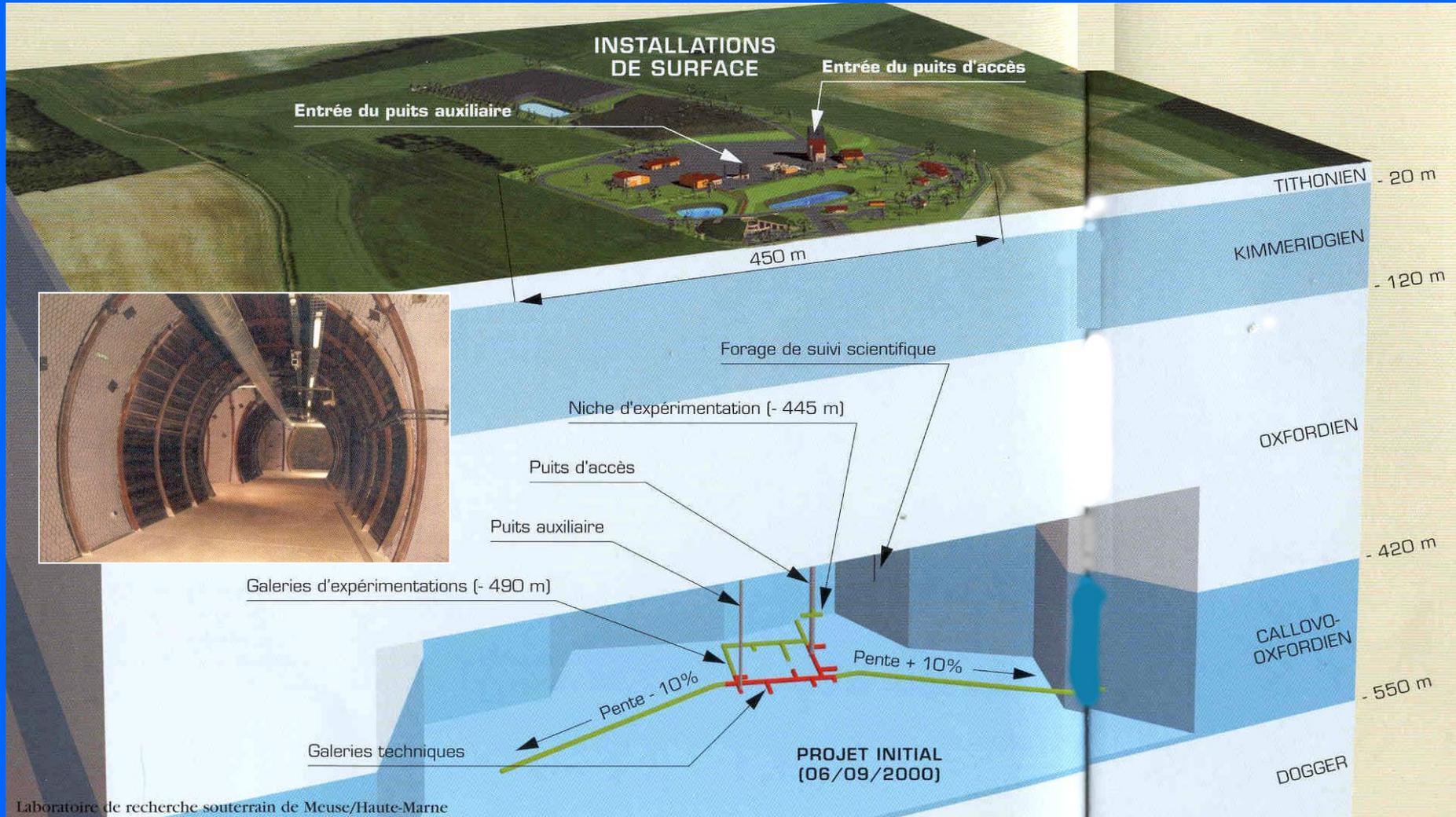


- la barrière ouvragée (galeries)

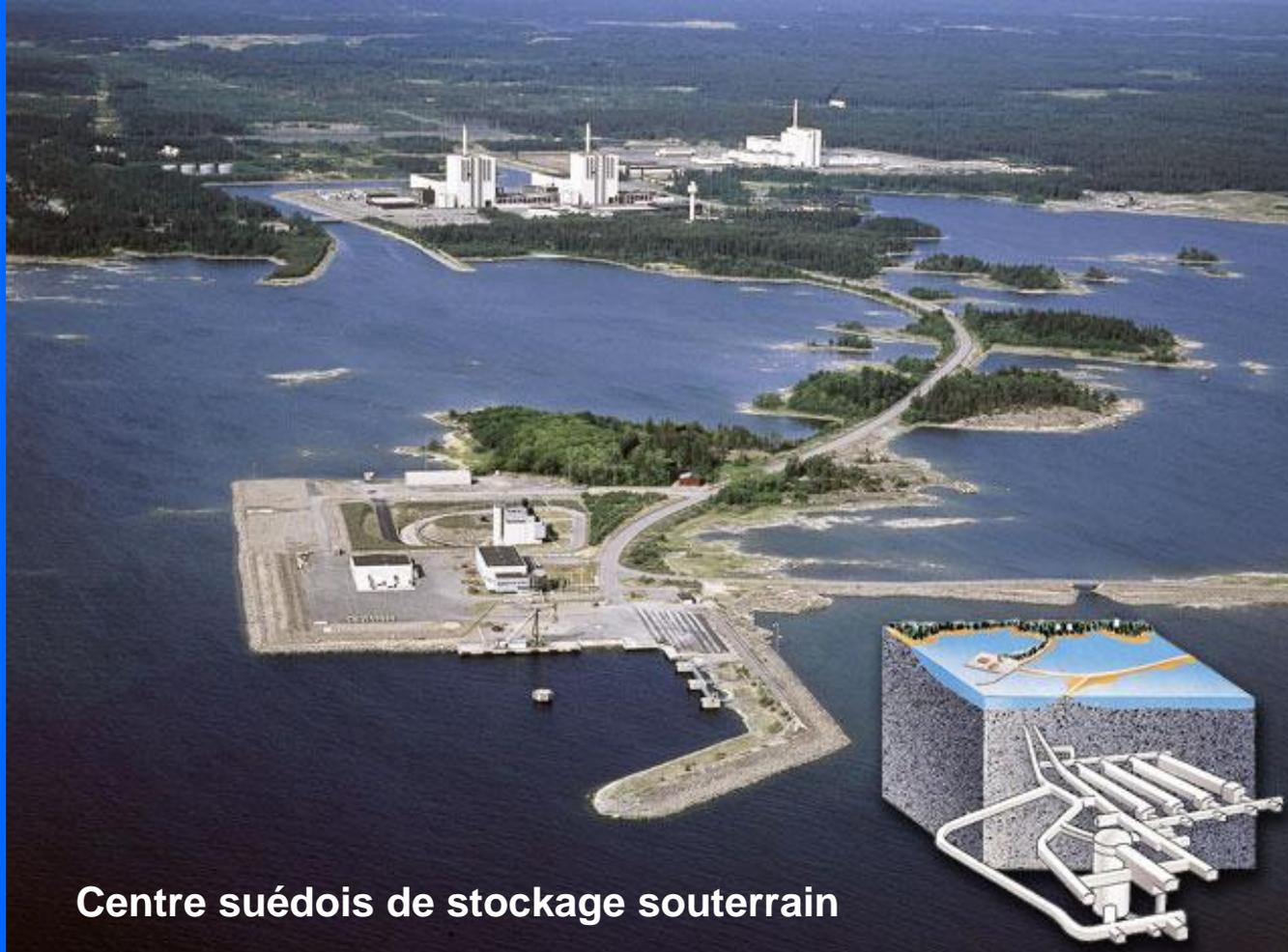
alvéole de déchets B

- la barrière géologique (étanche)
(argileuse ou granitique)





Le laboratoire de recherches de Bure



Centre suédois de stockage souterrain

De son côté, la Finlande a commencé en 2004 la construction de son centre de stockage souterrain près du site nucléaire d'Olkilouto à 500m de profondeur dans le bouclier cristallin scandinave.

Mise en service prévue : 2020

Durée d'exploitation : 100 à 120 ans

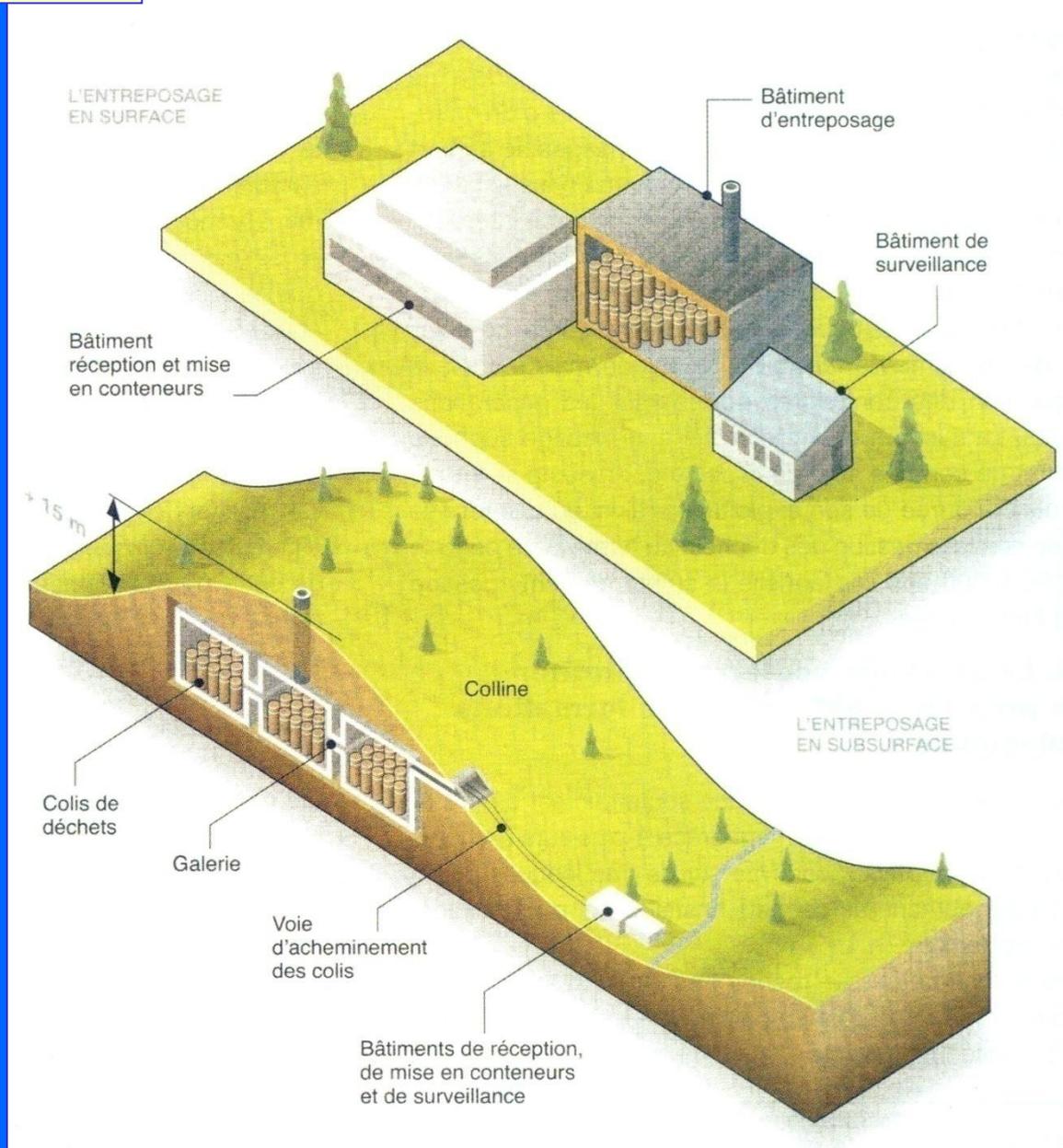
Y seront stockés les barres de combustible usagé dans des containers en Cu entourés d'une couche d'argile.

AXE 3 - Stockage en sub-surface

destiné au combustible
usé non retraité

Étude réalisée par le CEA

Construite au flanc de colline,
à 50m de profondeur dans un
massif de roche dur, au dessus
de la nappe phréatique, avec
drainage des eaux par gravité.
L'accès se fait à l'horizontal.



Conclusions du Rapport « Bataille – Berraux » de mars 2005 :

Les 3 axes sont complémentaires :

- **L'entreposage en surface de longue durée est nécessaire pour réduire l'activité des déchets HA**
- **L'entreposage profond dans des sites géologiques est sûr et incontournable**
- **La diminution des durée de vie de certains radioéléments par transmutation est une solution réaliste et indispensable**

Calendrier envisagé :

2013 – choix de site de stockage profond

2016 – mise en service d'un site de stockage longue durée en surface

2025 – mise en service d'une site de stockage profond

2040 – transmutation à l'échelle industrielle des actinides

Le nucléaire du futur...

Les générations III et IV

GENERATION III : a) - l'EPR

*Conçu par AREVA-SIEMENS-EDF
et les principaux électriciens allemands*

(European Pressurized Reactor)

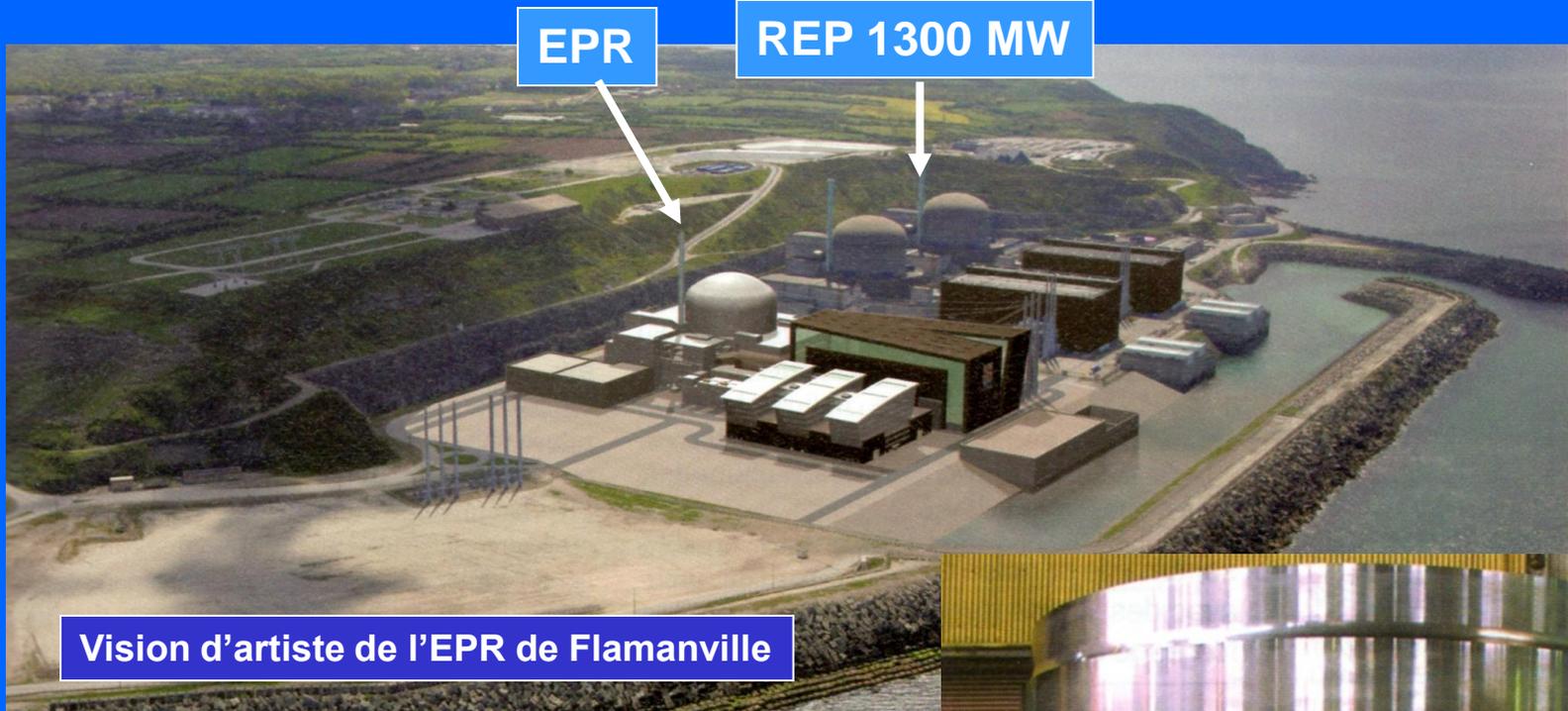


- 1 – Cuve
- 2 – générateurs de vapeur
- 3 – pressuriseur
- 4 – pompes primaires
- 5 – enceinte en béton (1,3 m)
- 6 – coque extérieure (1,3m)
- 7 – réservoir à corium
- 8 - salle de commandes
- 9 – bâtiment électrique
- 10 – salle des machines

Coût du réacteur : 5 milliards d'€

Autres réacteurs de 3^{ème} génération :

- SWR (Areva - Mitsubishi)
- AP1000, AP600 Westinghouse-Toshiba)
- ABWR2 (GE – Hitachi)
- ACR (Canada)
- AES92 (Russie)



EPR

REP 1300 MW

Vision d'artiste de l'EPR de Flamanville



Vision d'artiste de l'EPR d'Olkiluoto

EPR



virole porte-tubulures de l'EPR



Virole porte-tubulure de la cuve destinée au réacteur Flamanville 3 d'EDF, le premier EPR devant être construit sur le sol français.

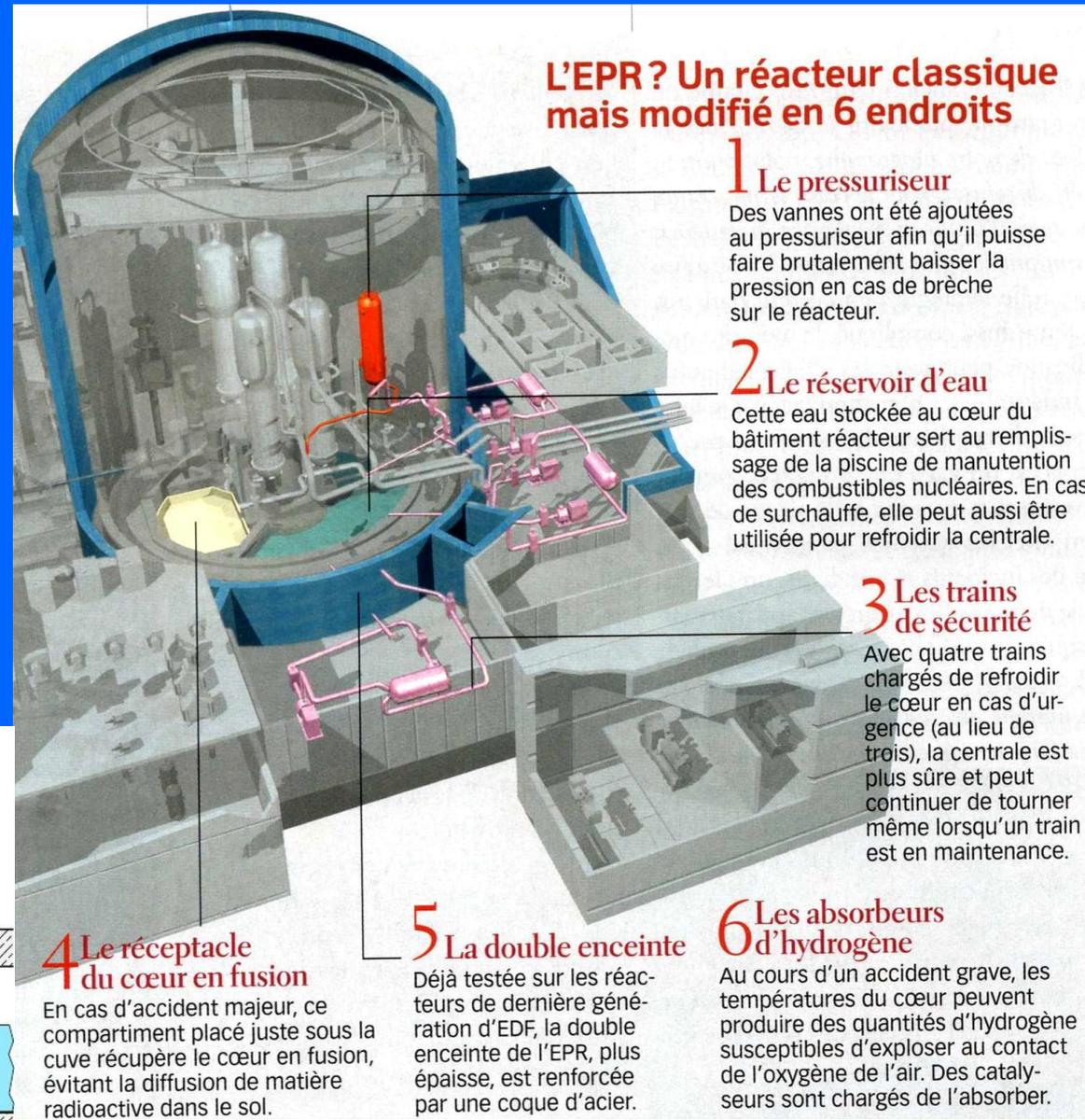
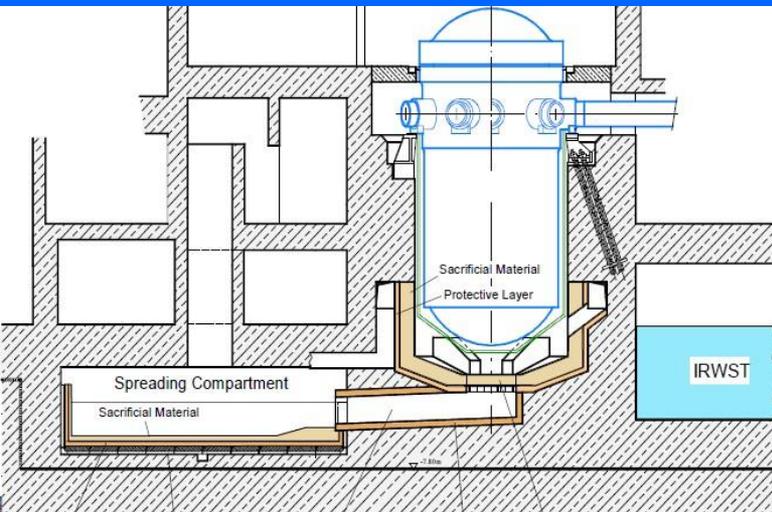


Cuve de Flamanville



Chantier EPR de Flamanville

Par rapport aux EPR de 2^{ème} génération, l'EPR se distingue par 6 améliorations...



L'EPR ? Un réacteur classique mais modifié en 6 endroits

1 Le pressuriseur

Des vannes ont été ajoutées au pressuriseur afin qu'il puisse faire brutalement baisser la pression en cas de brèche sur le réacteur.

2 Le réservoir d'eau

Cette eau stockée au cœur du bâtiment réacteur sert au remplissage de la piscine de manutention des combustibles nucléaires. En cas de surchauffe, elle peut aussi être utilisée pour refroidir la centrale.

3 Les trains de sécurité

Avec quatre trains chargés de refroidir le cœur en cas d'urgence (au lieu de trois), la centrale est plus sûre et peut continuer de tourner même lorsqu'un train est en maintenance.

4 Le réceptacle du cœur en fusion

En cas d'accident majeur, ce compartiment placé juste sous la cuve récupère le cœur en fusion, évitant la diffusion de matière radioactive dans le sol.

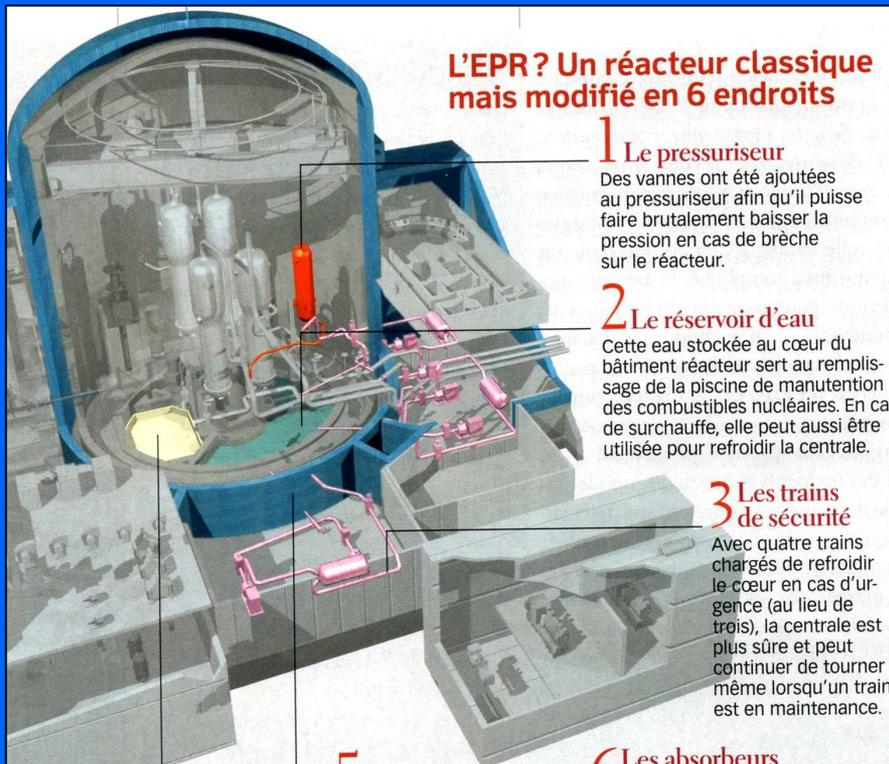
5 La double enceinte

Déjà testée sur les réacteurs de dernière génération d'EDF, la double enceinte de l'EPR, plus épaisse, est renforcée par une coque d'acier.

6 Les absorbeurs d'hydrogène

Au cours d'un accident grave, les températures du cœur peuvent produire des quantités d'hydrogène susceptibles d'exploser au contact de l'oxygène de l'air. Des catalyseurs sont chargés de l'absorber.

L'EPR? Un réacteur classique mais modifié en 6 endroits



1 Le pressuriseur
Des vannes ont été ajoutées au pressuriseur afin qu'il puisse faire brutalement baisser la pression en cas de brèche sur le réacteur.

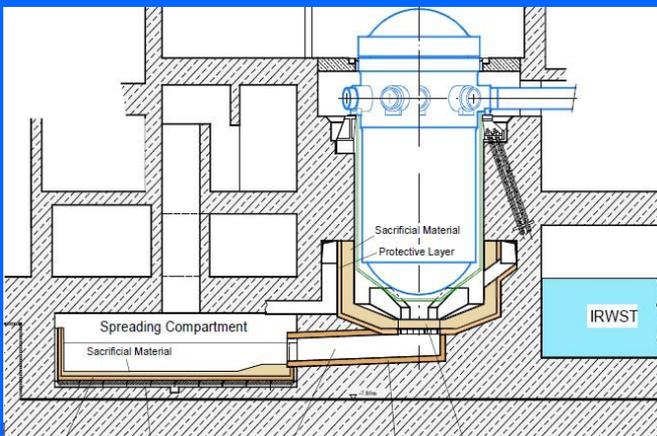
2 Le réservoir d'eau
Cette eau stockée au cœur du bâtiment réacteur sert au remplissage de la piscine de manutention des combustibles nucléaires. En cas de surchauffe, elle peut aussi être utilisée pour refroidir la centrale.

3 Les trains de sécurité
Avec quatre trains chargés de refroidir le cœur en cas d'urgence (au lieu de trois), la centrale est plus sûre et peut continuer de tourner même lorsqu'un train est en maintenance.

4 Le réceptacle du cœur en fusion
En cas d'accident majeur, ce compartiment placé juste sous la cuve récupère le cœur en fusion, évitant la diffusion de matière radioactive dans le sol.

5 La double enceinte
Déjà testée sur les réacteurs de dernière génération d'EDF, la double enceinte de l'EPR, plus épaisse, est renforcée par une coque d'acier.

6 Les absorbeurs d'hydrogène
Au cours d'un accident grave, les températures du cœur peuvent produire des quantités d'hydrogène susceptibles d'exploser au contact de l'oxygène de l'air. Des catalyseurs sont chargés de l'absorber.



Par rapport aux EPR de 2^{ème} génération, l'EPR se distingue par 6 améliorations...

Plus

1 - quatre bâtiments auxiliaires protégés et pouvant assurer le fonctionnement indépendamment des 3 autres

2 - un radier en béton de 6 m d'épaisseur résistant à des séismes importants

	<u>EPR</u>	<u>N4</u>
Puissance thermique (MW)	4250 à 4500	4250
Puissance électrique (MW)	1500 à 1600	1450
Rendement	36%	34%
Taux de combustion (GWj/t)	60	45
Résistance sismique (accél. horizontale supportée)	0,25g	0,15g
Durée de vie annoncée (ans)	60	40

Comparaison EPR – N4

- enrichissement du combustible : 5% (au lieu de 3 – 4 %)
- taux de combustion : 60 000 MWj/tonne au lieu de 45 000 MWj/tonne
(ce qui permet une combustion de 6,5%)

⇒ gain en combustible : 25% (avec recyclage du Pu)

Utilisation du MOX : jusqu'à 50% (au lieu de 33%)
l'utilisation de 100% de MOX est à l'étude

Rendement global : 36% au lieu de 34%

Conséquences :

- pour produire 400 TWh/an il faudra 750 tonnes d'U au lieu de 1150
- réduction de 35% des déchets de structure (gainage)

réduction des déchets : PF : - 6% (- 20% avec recyclage du Pu)
actinides : -15% (- 33% avec recyclage du Pu)

Désavantages de l'EPR par rapport à ses concurrents :

- Puissance trop élevée pour certains pays (1600MW)
- Complexité liée à la conception franco-allemande
- Investissement lourd (>5 milliards d'euros)

EPR en construction : 4 [Olkiluoto (Finlande), Flamanville (France), Chine (2)]
EPR en commande : 6 (2 GB, 2 Chine, 2 Inde)
EPR envisagés (?) : France, Finlande, USA, Pologne...

b) – l'ATMEA 1

1.000 à 1.150 MW

**réacteur franco-japonais
d'Areva et de
Mitsubishi Heavy Industries (MHI)**

coentreprise créée en novembre 2007

A reçu en février 2012 l'accord de l'ASN



Réacteur à eau pressurisée à 3 boucles, l'ATMEA1 est conçu avec un cœur à faible densité de puissance capable d'opérer en cycles de 12 à 24 mois.

Le cœur pourrait être chargé jusqu'en totalité en combustible MOX.

Il est conçu pour faire du suivi de charge (fonctionnement à puissance réduite) sur une plage de 30 % à 100 % de la puissance nominale.

Le taux de disponibilité théorique est de plus de 92 % sur la durée de vie du réacteur, conçu pour 60 ans. Le rendement thermique serait de 37 %.

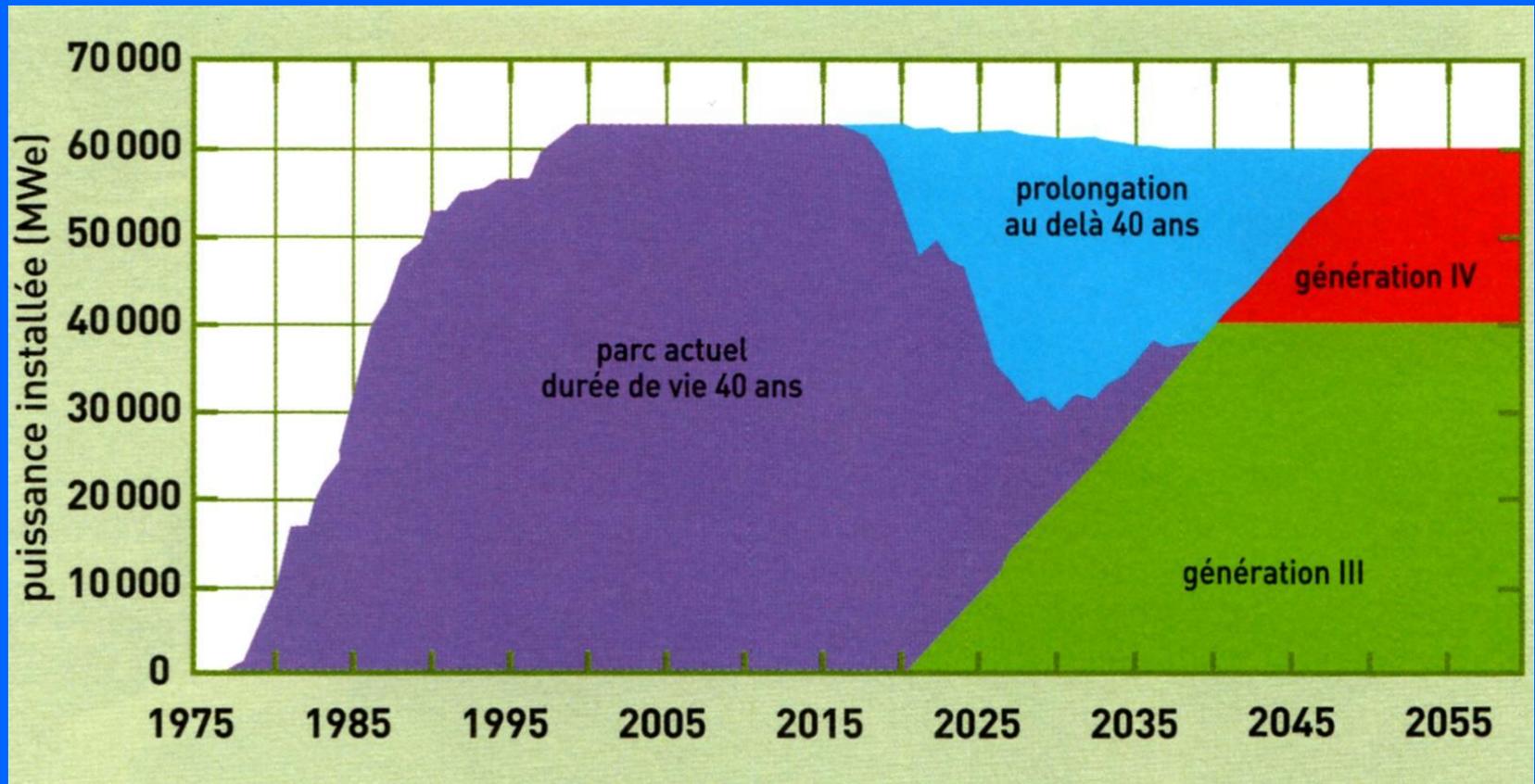
Le réacteur est doté d'un récupérateur de corium (comme sur l'EPR)

Il est conçu pour résister au crash d'un avion commercial de grande taille et adaptable aux zones de forte sismicité

Coût estimé : 3,5 milliards d'euros

4 réacteurs Atmea1 devront équiper la future centrale nucléaire turque de Sinop (4500MW) (mises en service entre 2023 et 2028). La construction sera assurée par Areva et l'exploitation pour 20% par GDF Suez (50% par la Turquie et 30% par Mitsubishi/Itochu) En Jordanie il est en concurrence avec le VVER Russe l'Argentine, le Canada sont également intéressés

L'avenir du nucléaire : Les réacteurs nucléaires de génération IV



Génération 4 : appelée à prendre la relève à partir de 2030 :

- les derniers réacteurs de la génération 2 (palier N4) s'arrêteront en 2050
- mise en service progressive de la génération 3 (EPR) à partir de 2020

En 2001, 10 pays se sont associés pour étudier différentes filières de nouveaux réacteurs nucléaires



La Chine et la Russie ont rejoint depuis le club

6 filières ont été retenues :

- VHTR (Very high temperature reactor system) - Réacteur à très haute température (1000°C/1200°C) refroidi à l'hélium, dédié à la production d'hydrogène ou à la co-génération hydrogène/électricité ;
- GFR (Gas-cooled fast reactor system) - Réacteur rapide à caloporteur hélium ;
- SFR (Sodium-cooled fast reactor system) - Réacteur rapide à caloporteur sodium ;
- LFR (Lead-cooled fast reactor system) - Réacteur rapide à caloporteur alliage de plomb ;
- SCWR (Supercritical water-cooled reactor system) - Réacteur à eau supercritique ;
- MSR (Molten salt reactor system) - Réacteur à sels fondus.

Sur les 6 projets :

- 4 sont des réacteurs à neutrons rapides (surgénérateurs)
SFR (Na), GFR (gaz), LFR (Pb), SCWR (supercritique)
- 2 sont à usages particuliers :
VHTR , MSR (sels fondus)

La France est impliquée dans 5 filières sur 6 mais privilégie les réacteurs rapides à Na et le réacteur rapide à gaz.

I – Les réacteurs à neutrons rapides

Intérêts des Réacteurs à neutrons rapides (RNR)

Réserves d'uranium : 16 à 23 Mt

Consommation actuelle : 60 000 t/an

soit une disponibilité de 400 ans

Si l'usage du nucléaire devait augmenter... risque de pénurie

Solution : les RNR

$^{238}\text{U} \Rightarrow ^{239}\text{Pu}$ fissile

100 neutrons

• 20% Pu^{239}
• 80% U^{238}

33 fissions (X3)

50 captures fertiles

17 captures stériles

1) investissement >20%

La rentabilité dépend du prix de l'uranium

2) Utilisation du stock d'U appauvri

1kg U enrichi 4% = 5 kg d'U appauvri

Le stock actuel d'U appauvri = 7000 t/an

un total de 250.000 tonnes

soit plusieurs milliers d'années de fonctionnement d'un RNR

**! La quantité de ^{239}Pu nécessaire à la mise en route d'un RNR-Na est de 7 à 14 tonnes
Le Pu contenu dans le MOX usagé stocké à la Hague serait suffisant pour 10 réacteurs**

réacteurs en fonctionnement	puissance (MWth)	puissance (MWe)	date de divergence
BOR-60 (Russie)	55	12	1968
Phénix (France)	563	250	1973
Joyo (Japon)	50-75/100	-	1977
BN-600 (Russie)	1 470	600	1980
FBTR (Inde)	40	13,2	1985
Monju (Japon)	714	280	1994
réacteurs en construction			
CEFR (Chine)	65	25	2009
PFBR (Inde)	1 250	500	2010
BN-800 (Russie)	2 100	880	2012

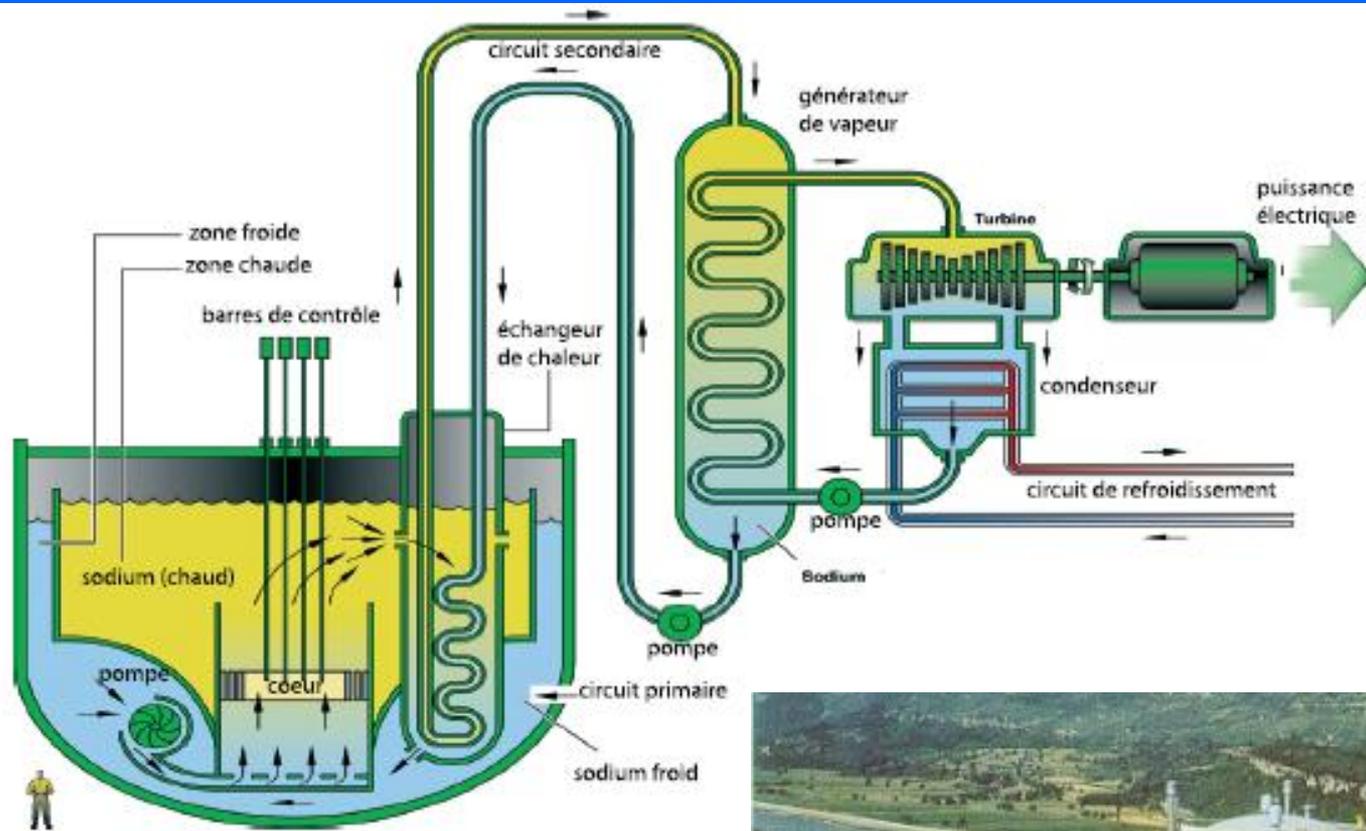
RNR en service dans le monde et en construction

Chantier du PFBR indien

(PFBR : prototype fast breeder reactor)



1 – Les RNR refroidis au Na (SFR ou RNR-Na)



150 à 1200 MW

Superphénix :
3500 tonnes Na
 $T_{\text{entrée}} : 395^{\circ}\text{C}$
 $T_{\text{sortie}} : 545^{\circ}\text{C}$
rendement : 42%

**SuperPhenix
(Crest – Malville)**

RNR 1200 MW

Arrêté en 1998



Pourquoi le sodium ?

Le sodium a des sections efficaces de capture et de diffusion des neutrons très faibles, donc idéal pour les spectres rapides

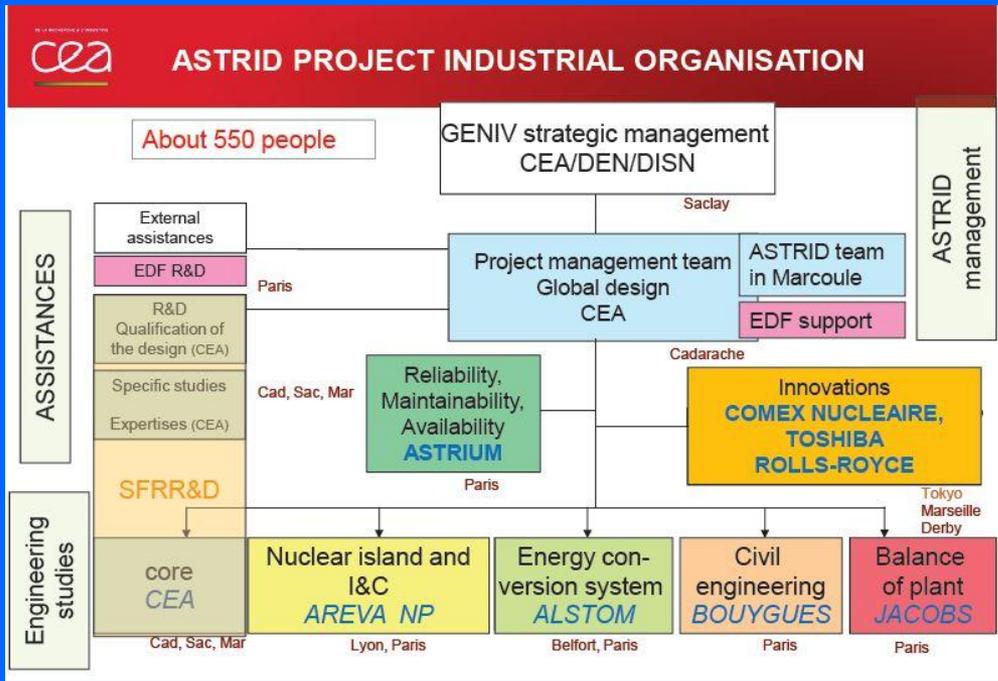
En outre :

- 1 – ses températures de fusion (98°C) et d'ébullition (883°C) permettent au-delà de 500°C de l'utiliser à la pression atmosphérique,**
- 2 – Il a une très bonne conductivité thermique et donc des coefficients d'échange de chaleur excellents,**
- 3 – sa viscosité à 500°C est comparable à celle de l'eau, donc puissance de pompage faible,**
- 4 – il est très peu corrosif vis-à-vis des aciers**

Mais :

- 1 – Il réagit violemment au contact de l'air et de l'eau**
- 2 – il s'active sous bombardement neutronique et émet des β et γ :**
 ^{24}Na période : 15h, ^{23}Na période : 3 ans
- 3 – A l'arrêt il faut maintenir le Na à 200°C pour éviter la solidification**

Projet ASTRID (CEA) : prototype industriel de réacteur de 4^{ème} génération au Na



réacteur isogénérateur

(produit autant de combustible qu'il en consomme)

But :

- valoriser les ressources en uranium
- utiliser le stocke de Pu
- transmuter (« incinérer ») les actinides mineurs (Am et éventuellement Np et Cm)
- produire de l'électricité et de la chaleur

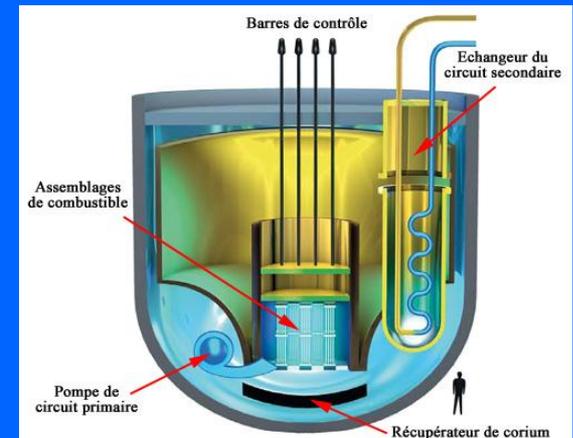
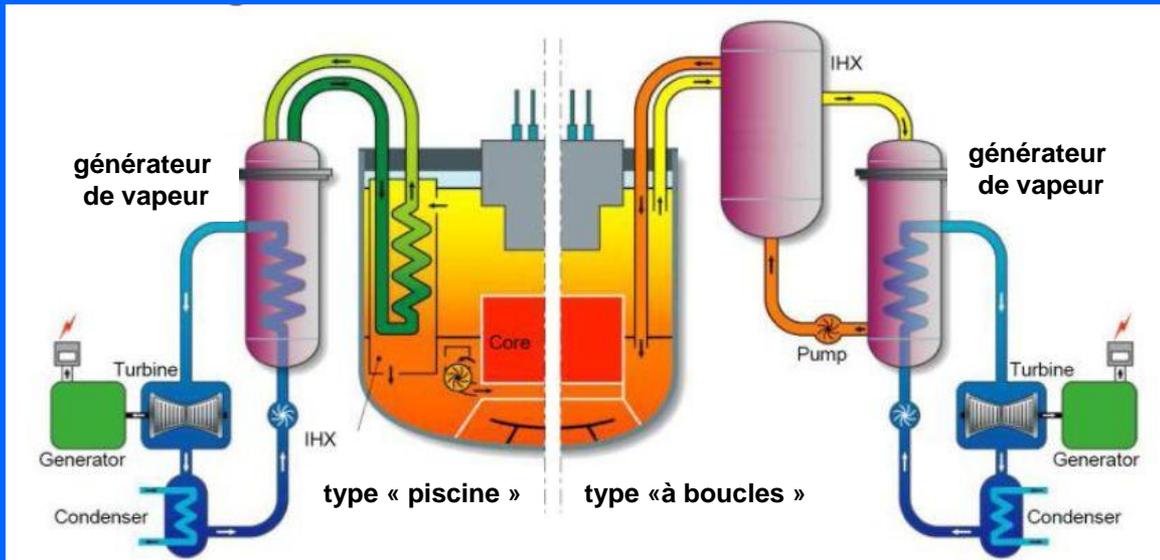
réacteur à neutrons rapides
refroidi au sodium

1500 MW_{th} – 600 MW_e

- début du projet : 2010
- étude de conception : → 2017
- prise de décision : 2017
- mise en service : 2023

Marcoule ?

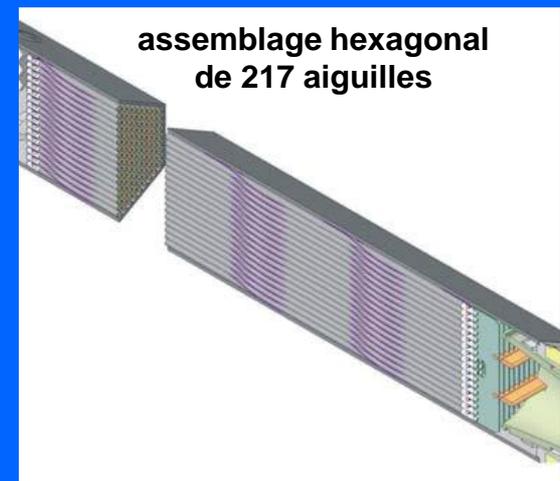




Deux conceptions possibles de réacteur :
« piscine » ou « à boucles »

**Combustible : ^{238}U +20% ^{239}Pu (sous forme d'oxyde)
Ultérieurement du combustible « carbure », « nitrure »
ou « alliage métallique » (U-Pu-10%Zr) pourra être
envisagé par la suite...**

**Pour le gainage, un acier austénitique du type 15/15Ti
amélioré (nuance AIM1) pour la résistance au gonflement.
Les aiguilles combustibles sont réunis dans des
assemblages hexagonaux réalisés en EM10 9Cr-1Mo**



Circulation des 2 flux de Na
dans le cœur

Echangeur
d'évacuation de
la puissance
résiduelle

Circuit Na
secondaire 400°C
550°C

Echangeur
intermédiaire

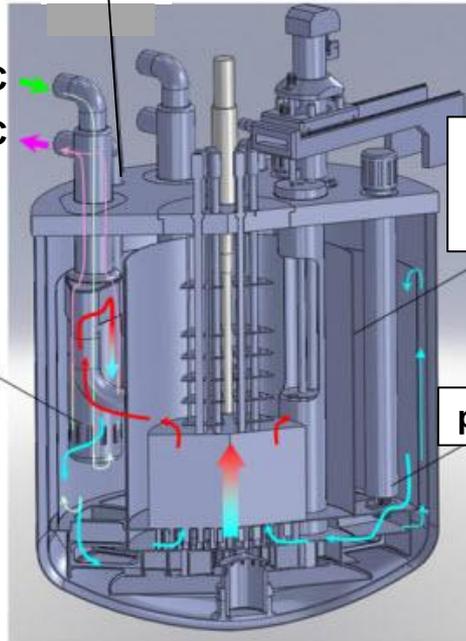
Cuve
interne
cylindrique

pompe

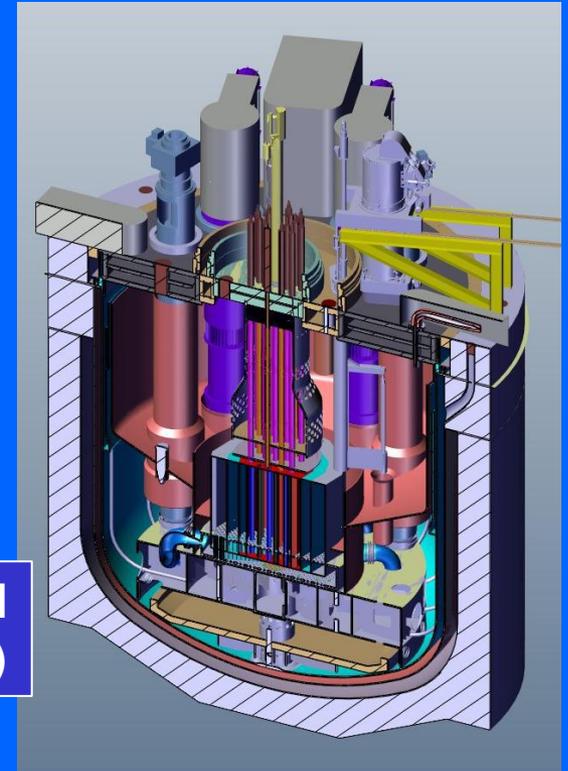
Chemin hydraulique du circuit primaire

Chemin hydraulique du déversoir

Chemin hydraulique du circuit secondaire
dans l'échangeur intermédiaire



Cuve d'Astrid
(type piscine)



Nouveaux concepts : - cœur hétérogène à réactivité maîtrisée
(cœur « à faible vidange » pour éviter l'ébullition du Na)
- récupérateur de corium

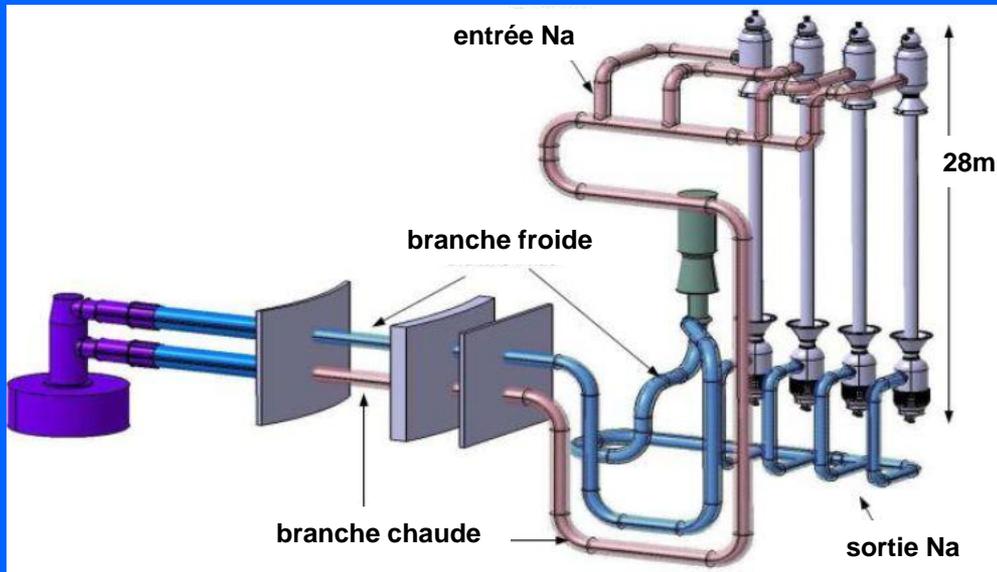
But : éviter la fusion du cœur
(risque d'accident grave $< 10^{-7}/\text{an}$)

Conversion d'énergie

I - Système classique : (Phénix, SuperPhénix)

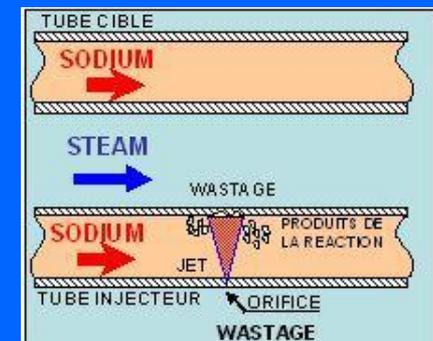
1^{er} échangeur Na-Na

2^{ème} échangeur Na-eau/vapeur

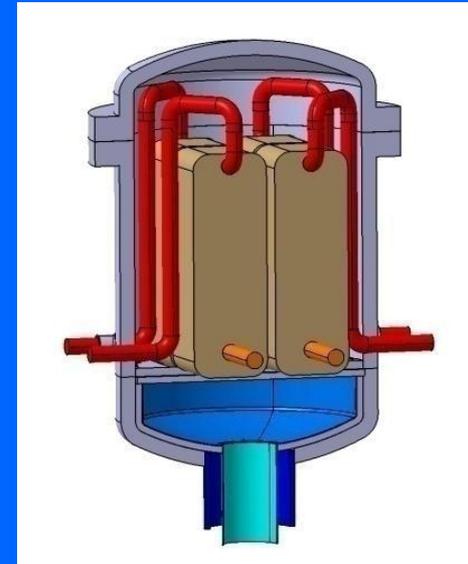
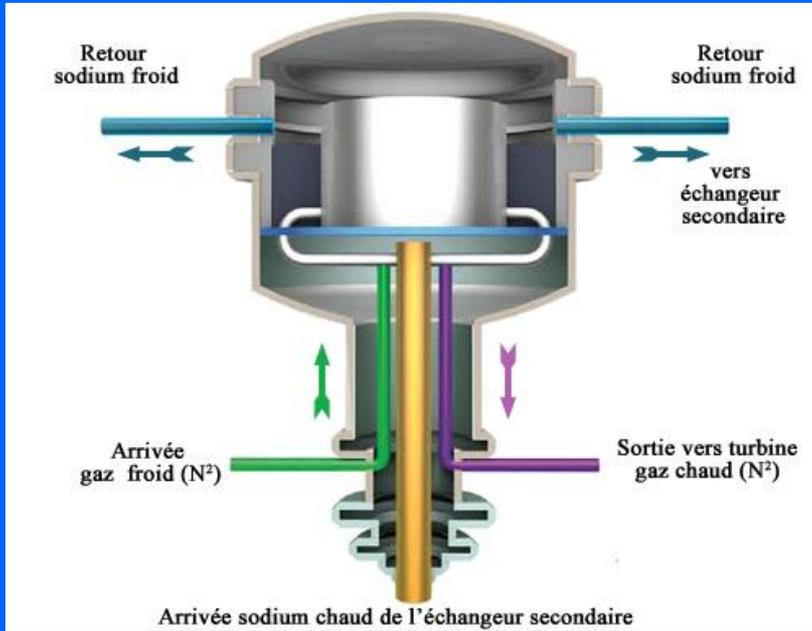


Risque : contact Na-eau , réaction violente...

Modification :
le Na circule dans des tubes à l'intérieur du GV
ce qui limite les risques d'explosion

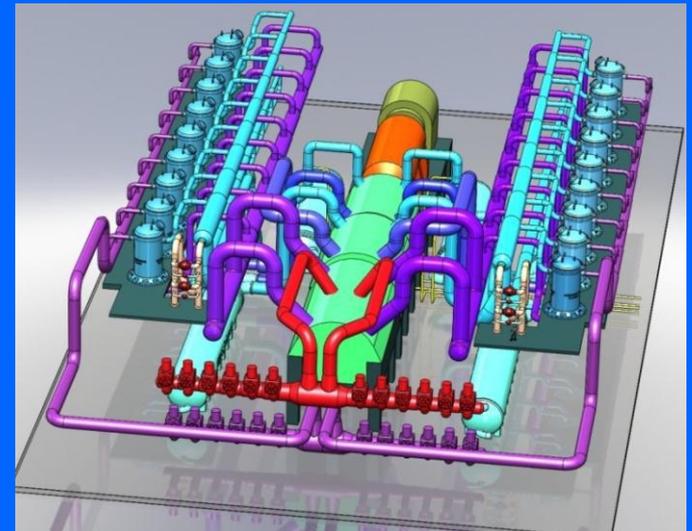


II - Autre solution :
1^{er} échangeur Na-Na
2^{ème} échangeur Na-N₂



**L'azote sous pression (180 bars)
est directement utilisé dans les
turbines**

Le rendement peut atteindre 38%
Faisabilité à démontrer



Alimentation des turbines

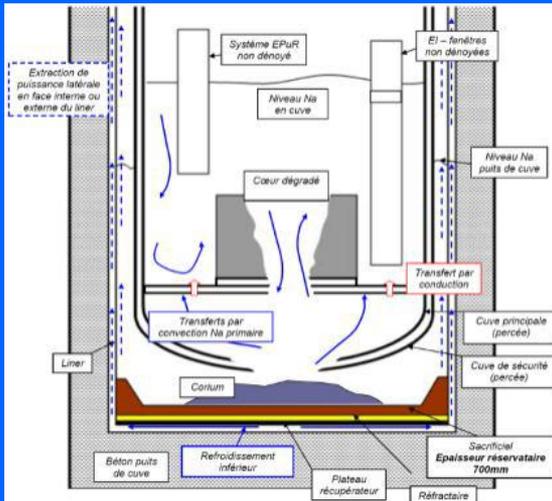
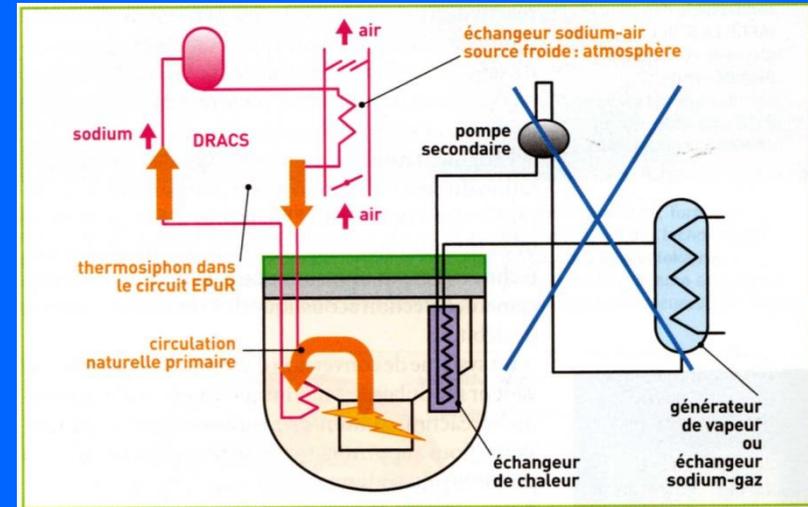
Sécurité

1 – Evacuation autonome de la puissance résiduelle (EPuR)

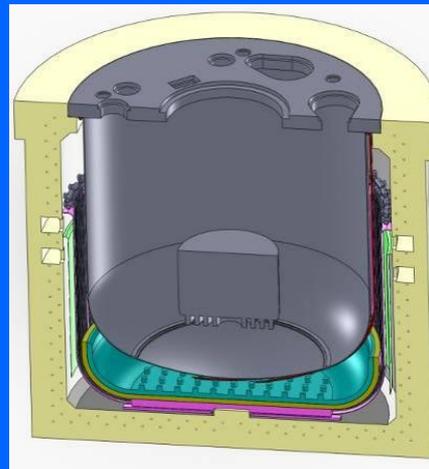
En cas de perte normale de la puissance résiduelle (perte des pompes primaires...) la circulation naturelle s'installe et elle est renforcée par un circuit EPuR de type DRACS (direct reactor auxiliary cooling system) par une circulation naturelle passive avec l'air comme source froide.

2 - Le récupérateur « corium »

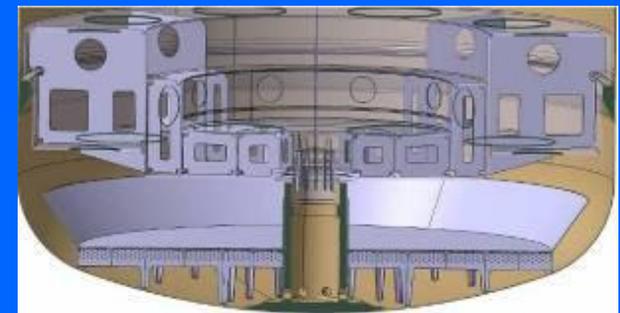
Plusieurs concepts sont envisagés



réceptacle externe

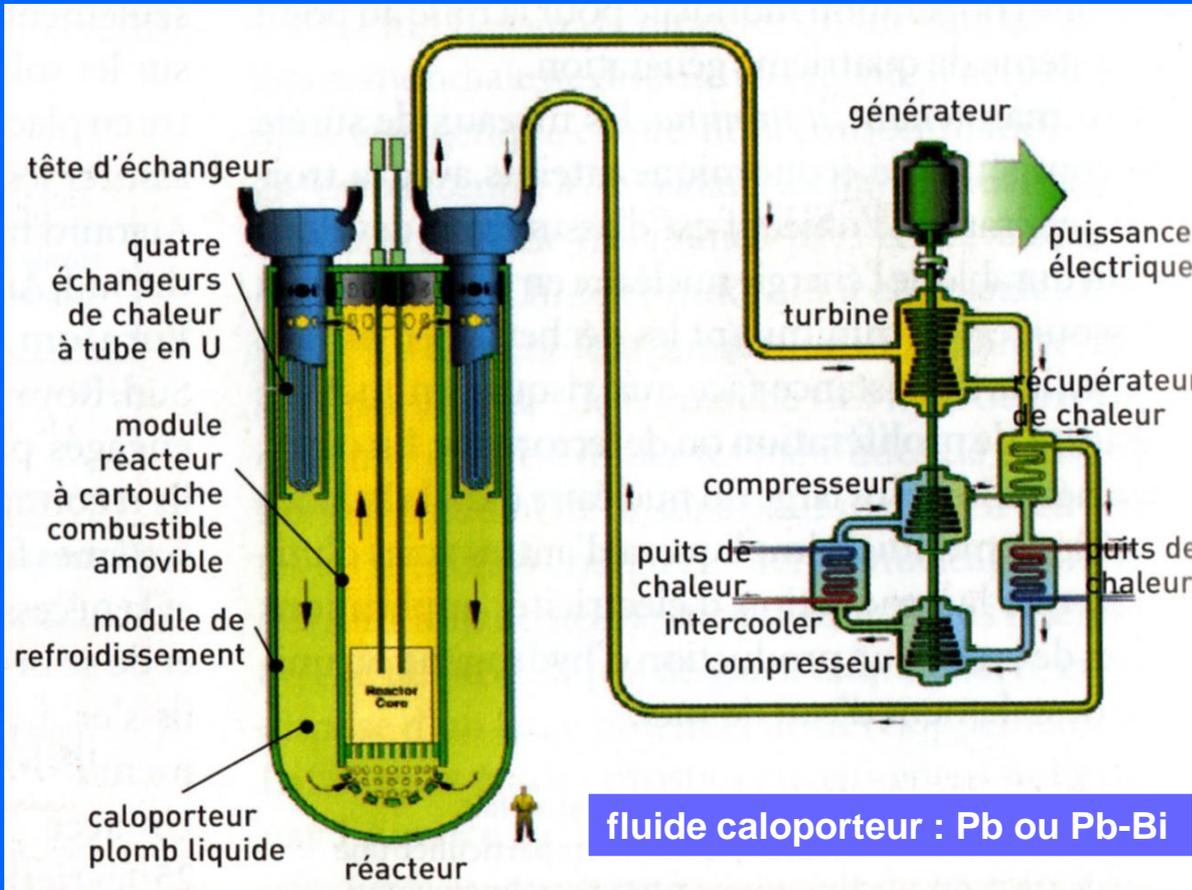


réceptacle entre 2 cuves



réceptacle interne

2 – Les RNR refroidis au Pb (LFR ou RNR-Pb)



Les sous marins nucléaires russes (alpha) sont équipés de réacteurs au plomb

Pb pur ou alliage Pb-Bi

327°C T_{fusion} 123°C

Plusieurs concepts :

« battery » : 50-100 MW
(projet US SSTAR de 20 MW)

« modulaire » : 300-400 MW

« Puissant » : 1200 MW

Etudes menées en Italie, Belgique et Allemagne

cycle fermé avec recyclage complet des actinides

cycle ouvert : pas de recyclage du combustible

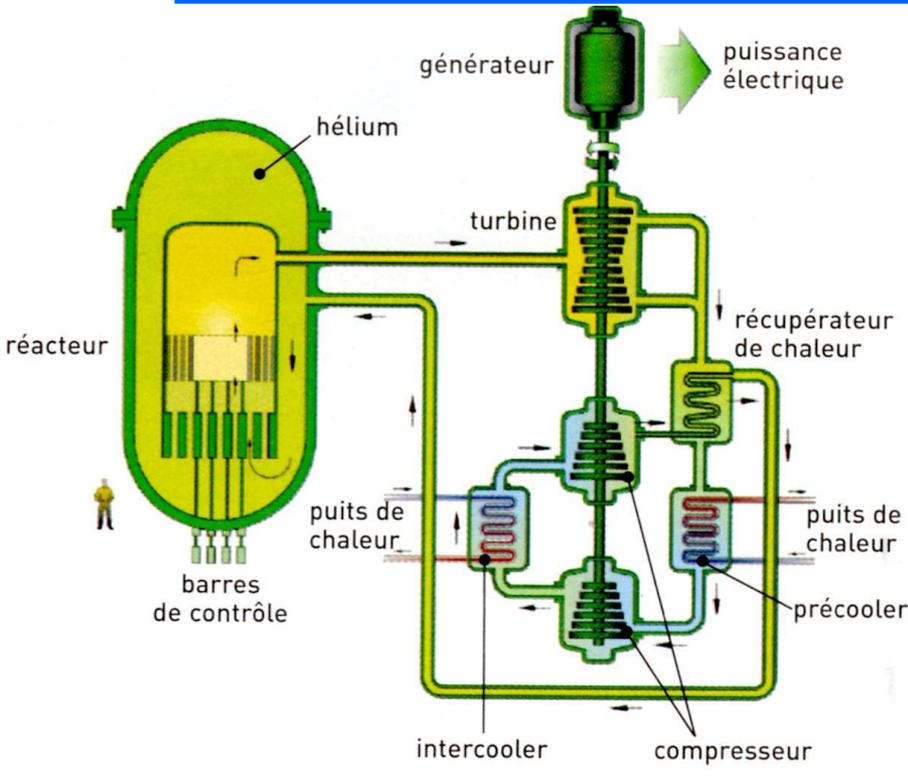
cycle fermé : recyclage

Projet Myrrha (100MW_{th})

Projets BREST (Russie)

**Le Pb est compatible avec l'eau et l'air
problème : risque de corrosion par les métaux liquides**

3 – Les réacteurs à haute température à gaz (GFR ou RNR-G)



refroidis à He sous pression
 (7MPa, 70 bars)
 850°C

600 à 2400 MW_{th}
 (300 à 1200 MWe)

rendement élevé : 48%

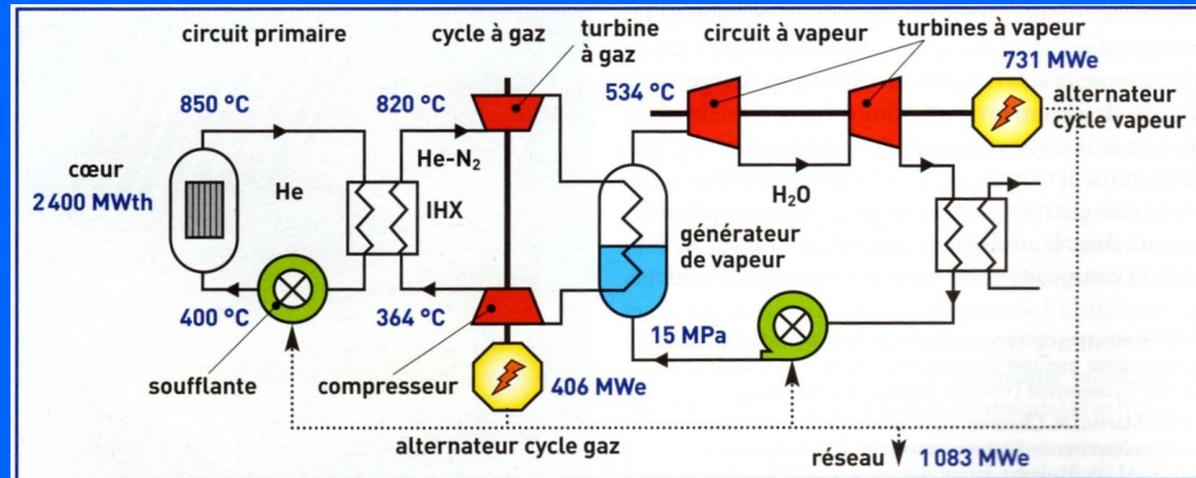
recyclage du combustible sur place

RNR-Gaz 2400 MWt
Concept de référence



**Conversion d'énergie
 intégrant un cycle
 combiné**

*réduire les pertes
 d'exergie...*



CEA : Projet de réacteur de recherche rapide au gaz (Allegro) (<math><100 \text{ MW}_{th}</math>)

En collaboration avec la république Tchèque, la Slovaquie et la Hongrie (puis la Pologne en 2012)

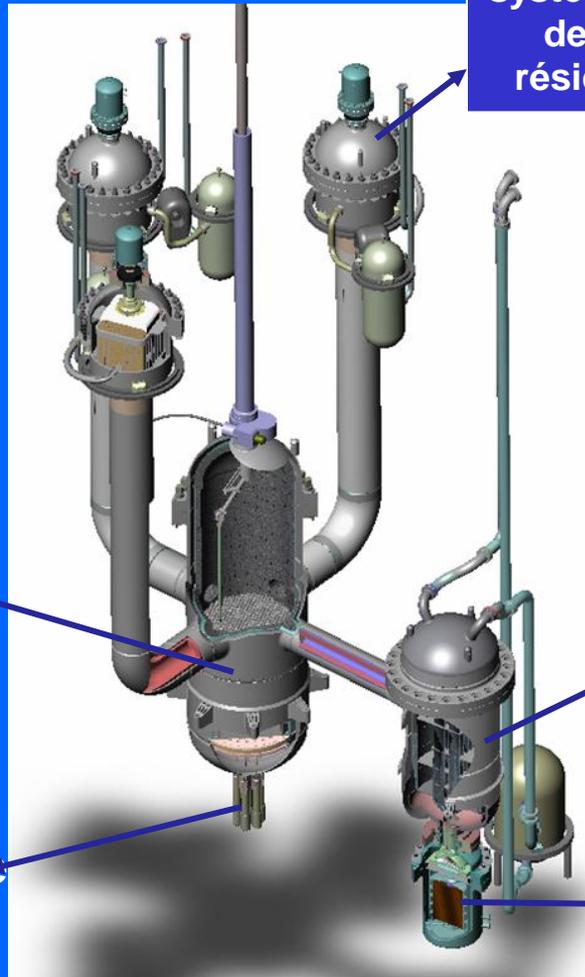
Doté dans un 1^{er} temps d'un cœur MOX (25% Pu) puis ultérieurement d'un cœur céramique (U, Pu)C + gaine SiC



**Cuve primaire
du réacteur**

diamètre 3,2 m
hauteur : 14 m
épaisseur : 100mm

barres de contrôle

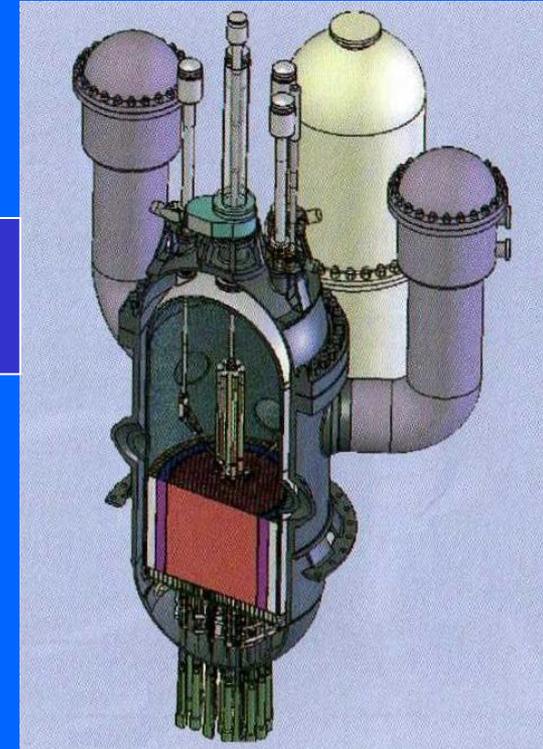


**système d'évacuation
de la puissance
résiduelle Epur (3)**

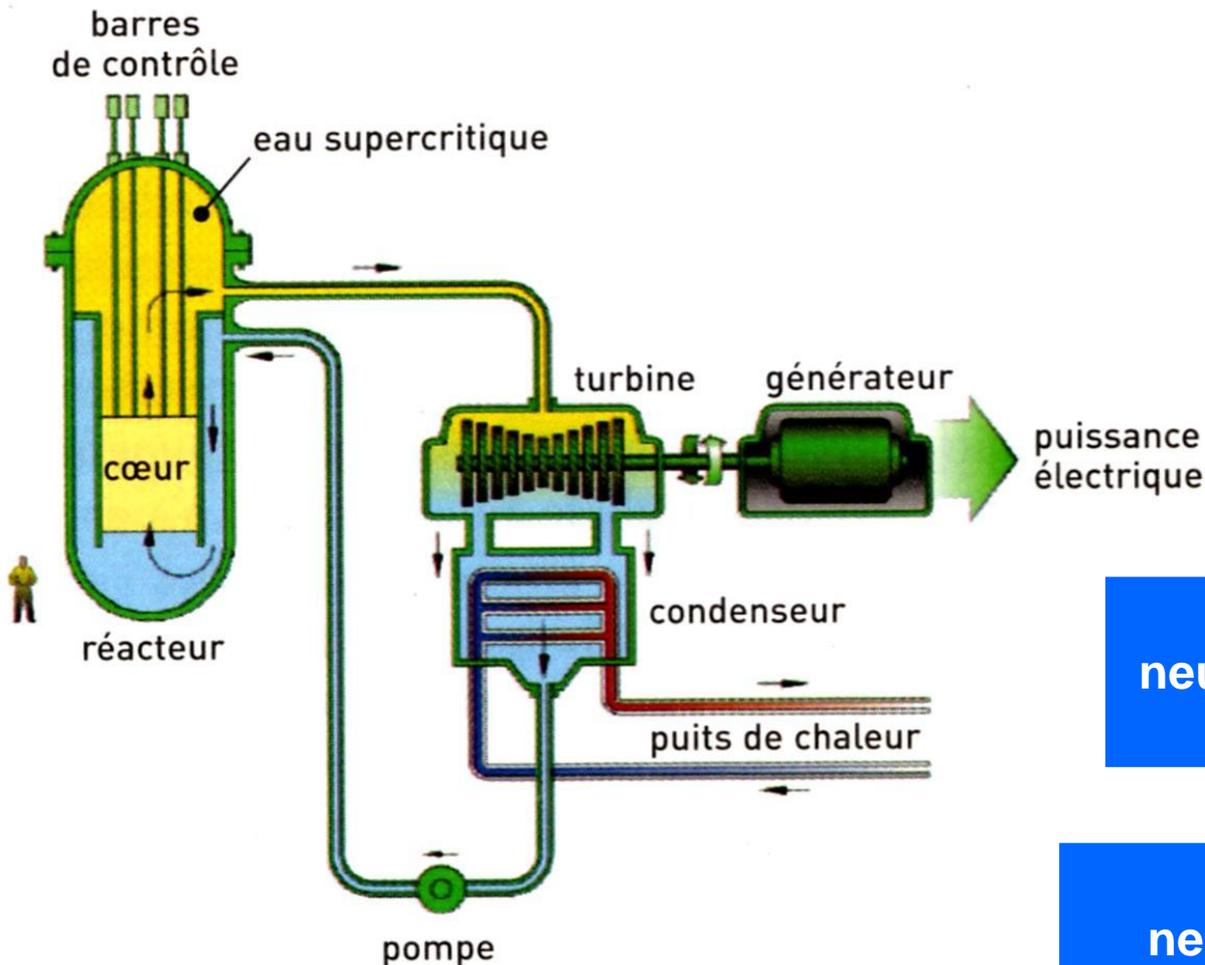
**échangeurs
hélium-eau (2)**

*Un échangeur He-He
est envisagé*

soufflante



4 – Les réacteurs à eau supercritique (SCWR ou RESC)



refroidi à l'eau
supercritique
25 MPa soit 260 bars
550°C

rendement : 44%

1700 MWe

1ère étape :
neutrons thermiques avec
cycle ouvert

2ème étape :
neutrons rapides avec
cycle fermé pour recyclage
des actinides

Cycle ouvert : on ne recycle pas
Cycle fermé: on recycle

II – Les autres filières de réacteurs

1 – Les réacteurs à sels fondus (MSR ou RSF)

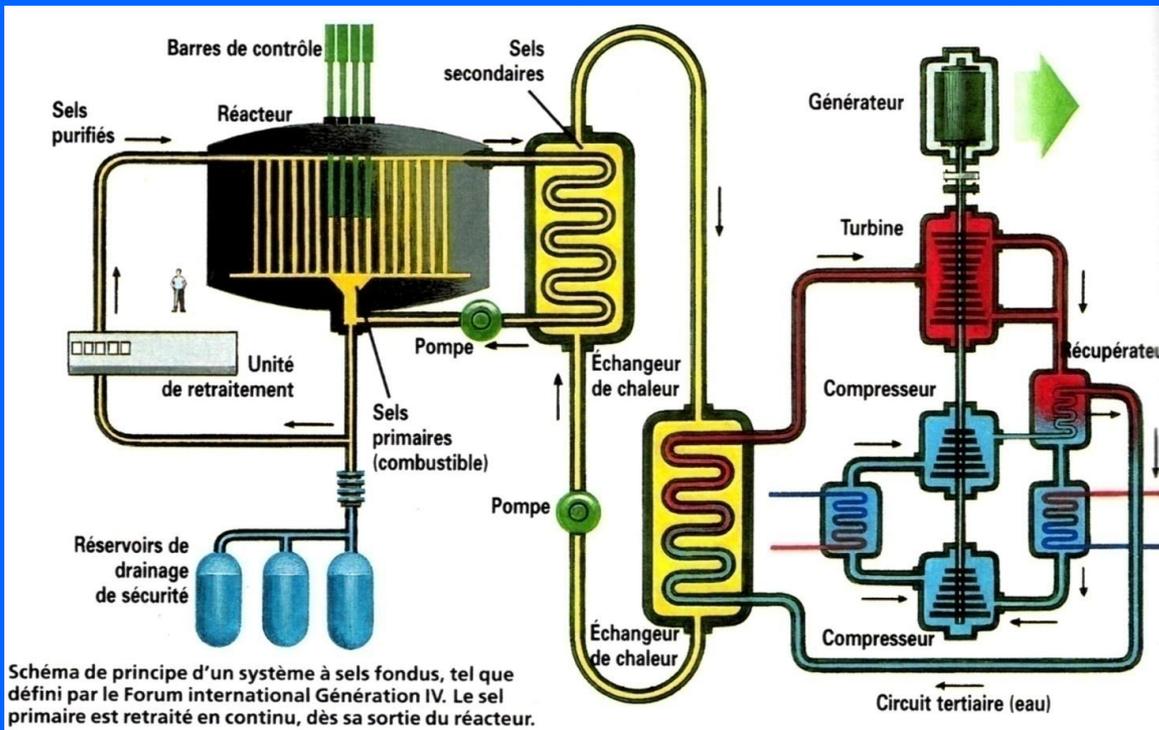


Schéma de principe d'un système à sels fondus, tel que défini par le Forum international Génération IV. Le sel primaire est retraité en continu, dès sa sortie du réacteur.

Concept très sûr et polyvalent (surgénération, incinération etc...)

Cette technologie intéresse fortement la Chine (qui prévoit la construction de plusieurs réacteurs) et l'Inde (qui étudie l'alimentation des Candu en Th)

Des études sont également menées en France (CNRS, Grenoble, GEDEPEON...)

Cœur liquide et cycle fermé par traitement pyrochimique

3000 MW_{th}
Combustible/caloporteur (18m³, 150 tonnes) :
75,5%LiF + 25,5%(U, Th, actinides)F₄
Modérateur : graphite (300 tonnes)

Ce type de réacteur peut être utilisé pour l'emploi du Th :

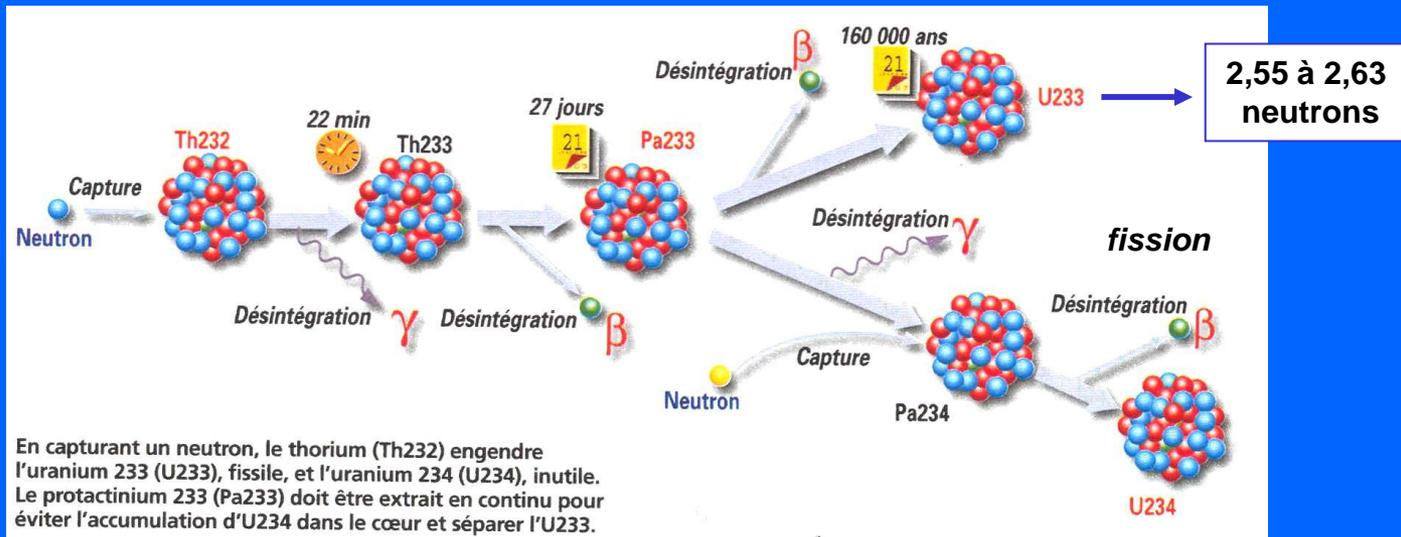
^{232}Th (fertile)



^{233}U (fissile)

Intérêt du thorium...

- 1 – le thorium (^{232}Th) est beaucoup plus abondant que l'uranium (3 à 10 fois)
- 2 – fertile, sous bombardement neutronique, se transforme en ^{233}U fissile :

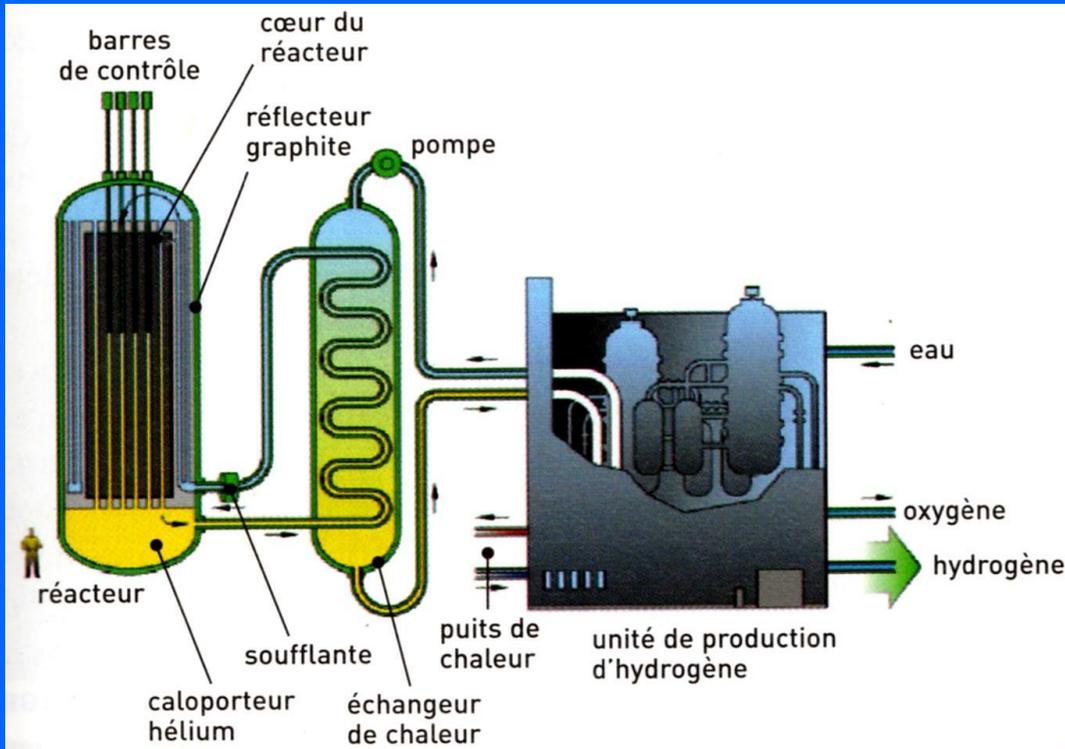


! L' ^{233}U produit doit être extrait en permanence pour éviter qu'il ne transforme en ^{234}U non fissile...

3 – on peut envisager des surgénérateurs $^{233}\text{U} - ^{232}\text{Th}$:

- il ne faudrait que 2 à 3 tonnes d' ^{233}U pour amorcer
- la surgénération ne nécessite pas obligatoirement des neutrons rapides, des thermiques peuvent suffire...
- La quantité de déchets est encore plus faible que dans le cycle U-Pu (et les actinides peuvent être incinérés directement)
- très haut rendement
- mais fort émetteur γ

2 – Les réacteurs à très hautes températures VHTR ou RTHT



neutrons thermiques

He sous pression

600 MW_{th}

température : 900 à 1100°C

Cycle ouvert

Son but :

fournir une source de chaleur élevée et économique

- *production d'hydrogène*
- *dessalement de l'eau de mer...*

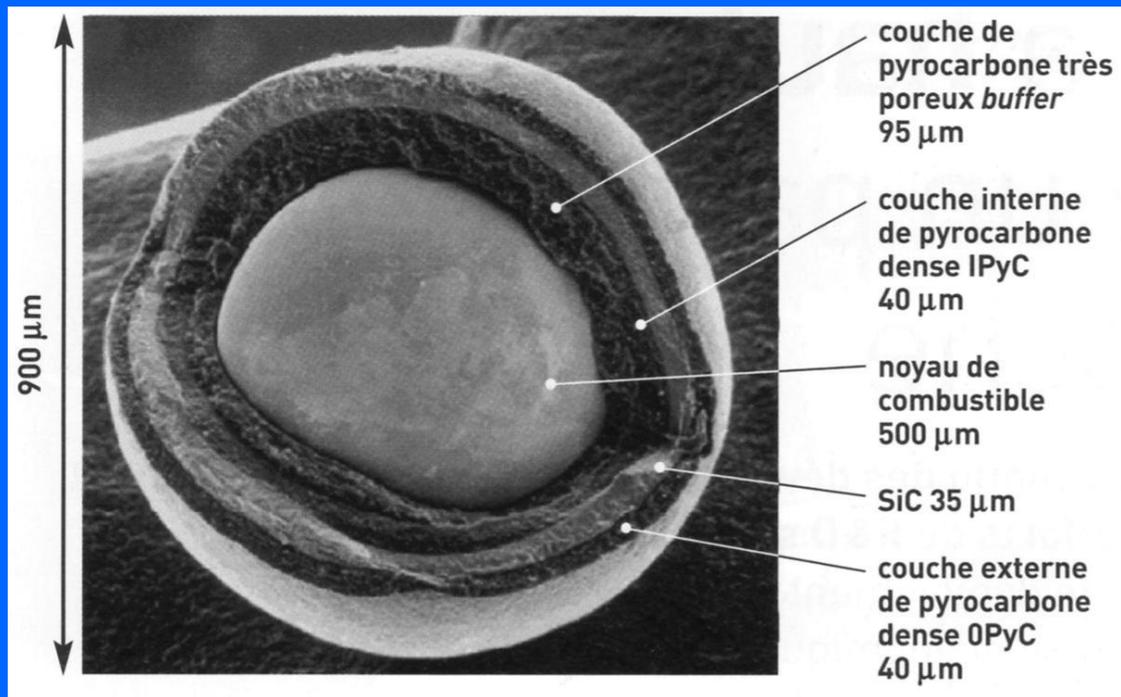
La Chine a lancé les travaux de construction du réacteur de démonstration haute température Shandong Shidaowan HTR-PM :

Ce type de réacteur a été initialement développé en Allemagne.

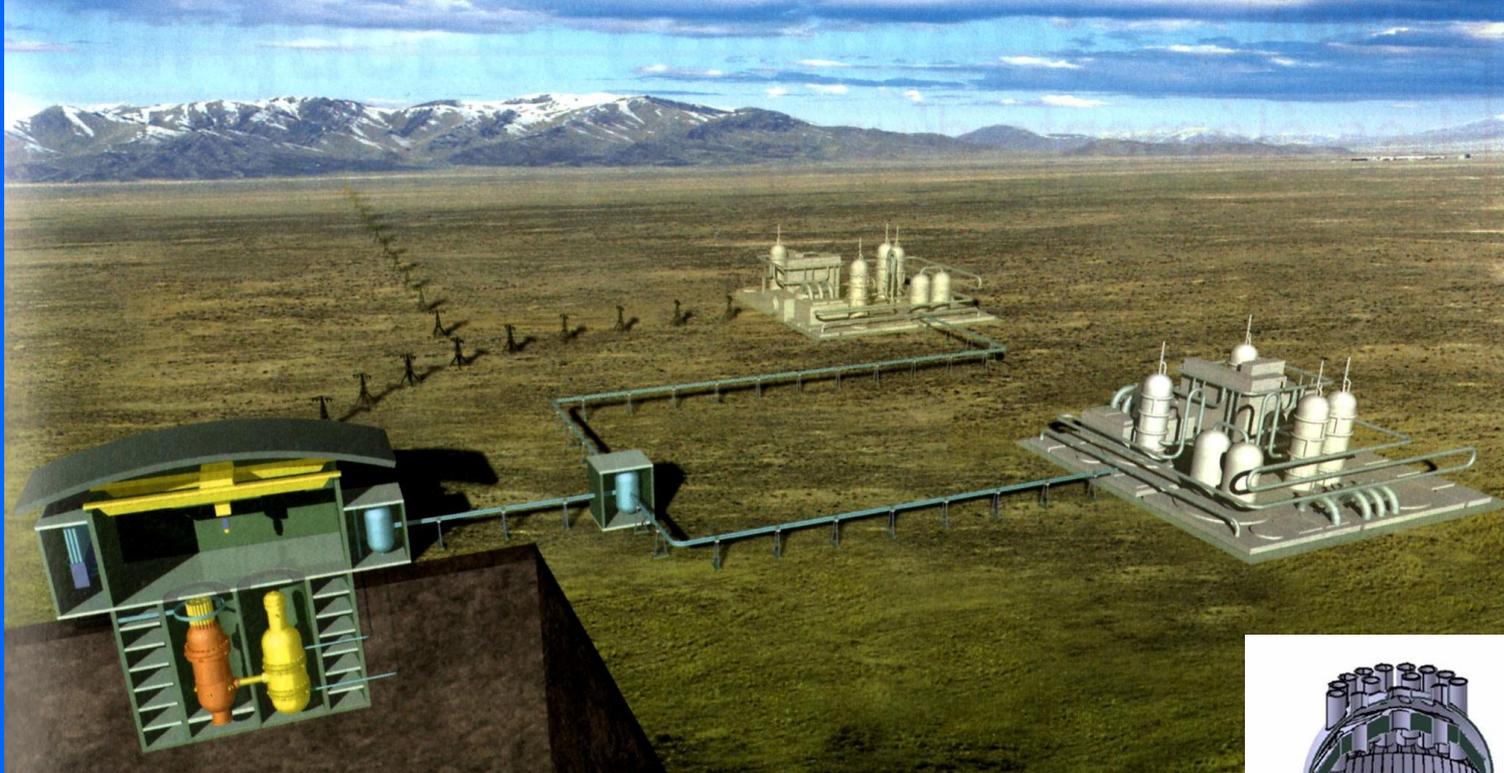
Le HTR-PM est un réacteur modulaire à lit de boulets à haute température refroidi par gaz, utilisé en tant que réacteur de démonstration en vue de la construction d'autres tranches de ce type.



Combustible sous forme
de boulets de 1mm de
diamètre, enrobé de
carbures



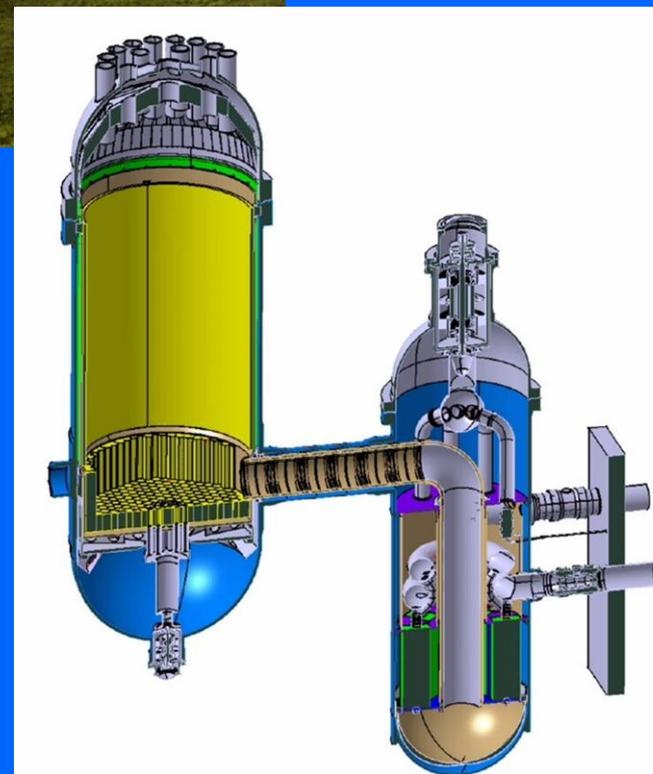
Billes de combustible HTR TRISO
élaborées au CEA



Projet américain NGNP (Next Generation Nuclear Plant) étudié par l'Idaho National Laboratory pour le couplage VHTR et production d'hydrogène.

Il semblait que le développement de ces réacteurs était fortement ralenti !... mais

Projet ANTARES
du CEA
(600 MWt, 850°C)



NGNP Industry Alliance opte pour le concept de réacteur à haute température d'Areva

24 février 2012

L'américain Next Generation Nuclear Plant Industry Alliance LLC (NGNP Industry Alliance) a sélectionné le concept de réacteur à haute température refroidi au gaz (HTGR) proposé par le groupe français Areva, dans le cadre de son projet de développement de réacteurs de quatrième génération.

NGNP Industry Alliance a la conviction que ce système est le mieux adapté aux centrales nucléaires du futur.

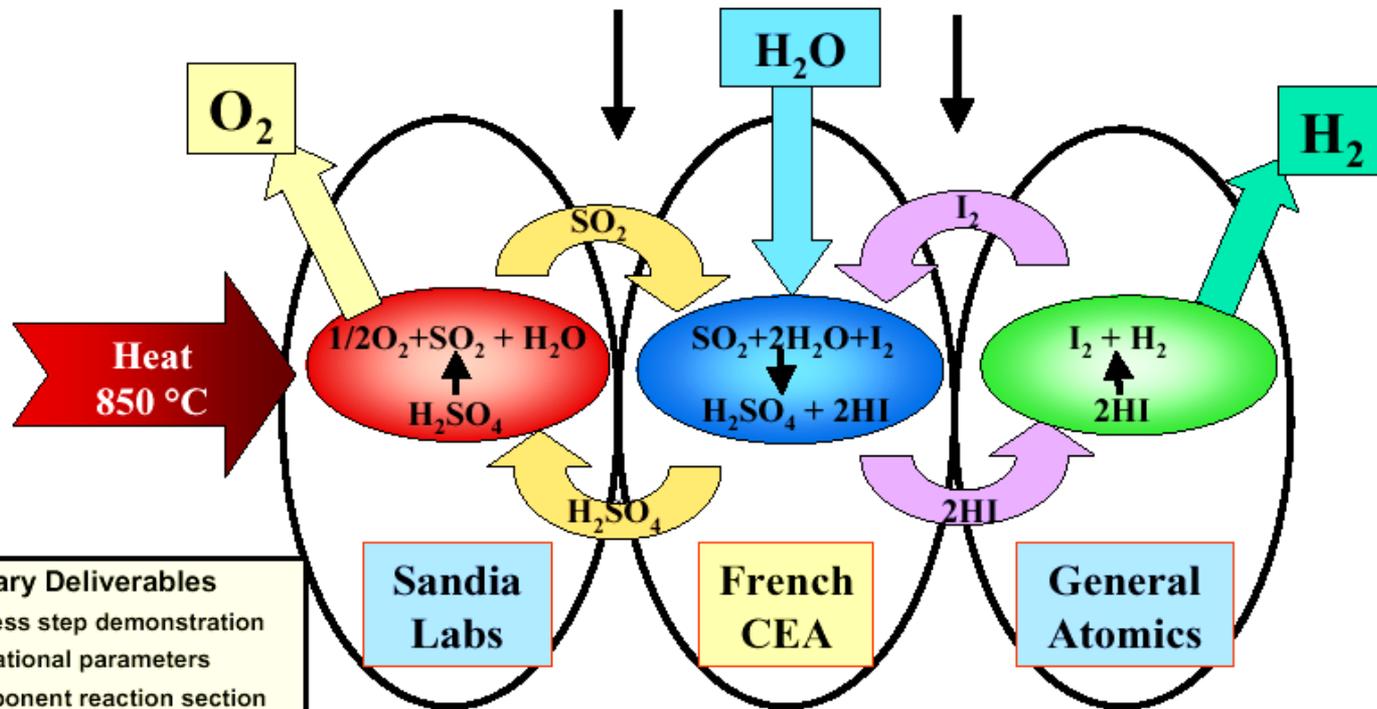
NGNP Industry Alliance s'est appuyé sur le potentiel technologique et la conception modulaire du réacteur à haute température refroidi au gaz (HTGR) proposé par le groupe Areva pour faire son choix.

Ce système pourrait en effet être utilisé dans de nombreux secteurs de marché tels que la production d'électricité, la pétrochimie ou encore la fabrication de combustibles synthétiques.

INERI Demonstration of the Sulfur–Iodine Cycle

Interface Issues

- Species, Concentrations, Recycle Flows, Pressure, Temperature, Control, Configuration



Primary Deliverables

- Process step demonstration
- Operational parameters
- Component reaction section design
- Interface requirements
- High T materials data
- Thermodynamic data (VLE)

Production d'hydrogène par décomposition thermique de l'eau dans le cadre du cycle soufre-iode

Conclusions

Depuis les premiers réacteurs nucléaires civils (1951), des centaines de réacteurs représentant des milliers d'années d'expérience, ont démontré la fiabilité de cette technique...

Elle offre une production électrique abondante, disponible, peu chère et très peu polluante (la production de déchets radioactifs est faible, 10g/an/habitant, et parfaitement maîtrisée).

Les nouvelles conceptions de réacteurs (4^{ème} génération) devraient permettre une utilisation encore plus sûre et plus efficace de cette énergie.

Compte tenu des deux paramètres fondamentaux de la production électrique :

- *l'énergie électrique ne se stocke pas ou très difficilement*
- *la production électrique doit être optimisée en permanence en fonction de la consommation*

L'énergie nucléaire comme producteur de base, couplée à la production hydraulique et thermique à flamme (gaz, charbon, fuel) en production de semi-base et de pointe ne pourra pas être remplacée aisément sans une augmentation considérable des coûts de production et une pollution importante.

63GW
430 TWh

Combustible	Consommation annuelle	Prix	Facture totale (M€)
Uranium	8000 tonnes	50 €/kg	400
Gaz	800 TWh	25 €/MWh	20 000
Charbon	200 millions de tonnes	100 €/tonne	20 000

Complément : Le démantèlement des centrales nucléaires

Le démantèlement (« déconstruction ») se fait en 3 étapes :

- Niveau I : Mise à l'arrêt définitif (MAD) fermeture sous surveillance
déchargement du combustible et vidange des canalisations
- Niveau II – Démantèlement des bâtiments annexes (hors réacteur)
- Niveau III – Démantèlement du bâtiment réacteur et libération totale du site

Durée : environ 30 à 40 ans

Option démantèlement immédiat : travaux pendant 40 ans

Option démantèlement différé : attente de 30 ans puis travaux 10 ans

Toutefois la durée totale pourra être allongée pour des raisons de sécurité (100 ans)

déchets radioactifs :

Pour l'ensemble du parc français

déchets TFA	: 1 à 2 millions de m ³
déchets A	: 350 000 m ³
déchets B	: 4 000 m ³
déchets C	: négligeable

Coût du démantèlement :

Le coût du programme électronucléaire français (58 réacteurs, 68 GW) de 2^{ème} génération a été entre 1979 et 2002 de 120 Mds €

Coût estimé du démantèlement :

- aux USA : 300 M\$ par réacteur (environ 220 M€)
- en France : de l'ordre de 250 €/kWe (selon EDF) → 220 à 300 M€/réacteur
soit environ 15% du coût de l'investissement

Soit un montant estimé d'environ 20 à 39 Mds€ selon les sources

Le coût du démantèlement est inclus dans le prix de vente de l'électricité (environ 5%).

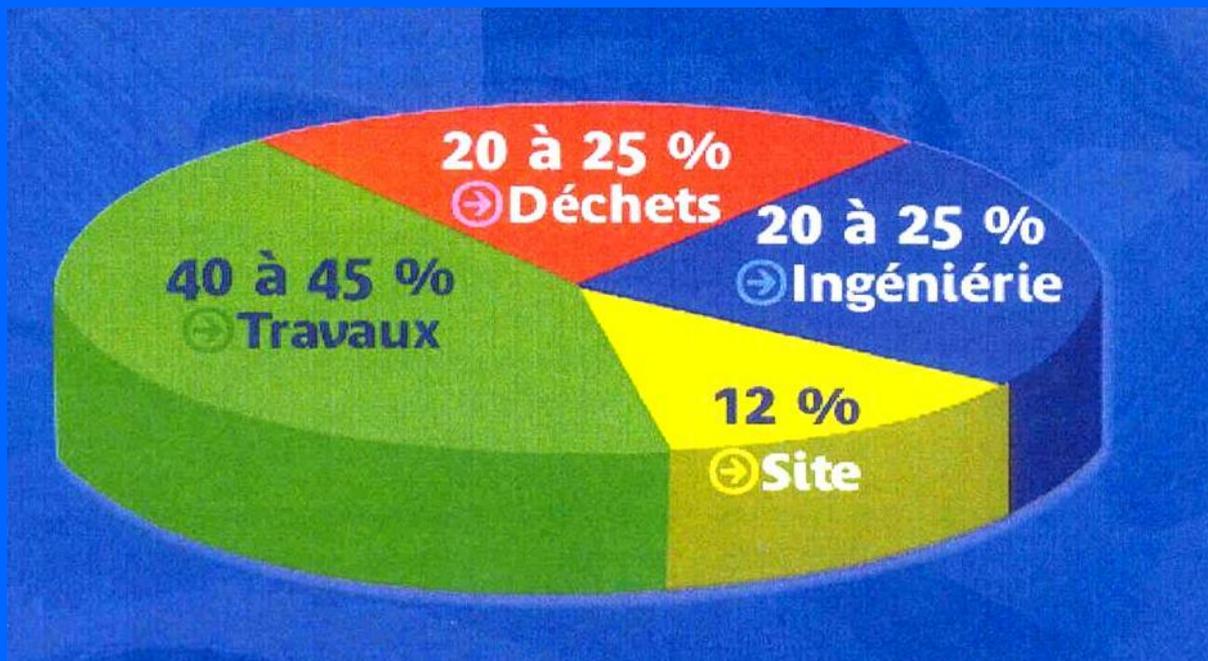
EDF disposait fin 2005 d'une provision de plus de 13 Mds€ pour le démantèlement et de 17 Mds€ pour le stockage des déchets.

Coût du stockage des déchets : 20% du coût du démantèlement (50 €/kWe)

Coût ANDRA

**TFA : 270 €/m³
A : 2 400 €/m³
B : 5 000 €/m³
C : 45 000 €/m³**

Répartition des coûts de démantèlement en cours



3 milliards d'euros

Plusieurs démantèlements sont en cours :

1- Les réacteurs EDF de 1ère génération :

- réacteur à eau lourde de Brennilis (Bretagne)
- réacteur EPR de Chooz (Ardennes)
- les 7 réacteurs « graphite-gaz » UNGG

2 – Superphénix (Creys-Malville)

3 – des réacteurs expérimentaux du CEA

4 – L'usine Pu du CEA Marcoule

5 – divers laboratoires du CEA...

Le coût pour EDF est de 3 Mds€

Réacteurs en cours
de démantèlement :



Conclusions :

**« Les techniques du démantèlement sont maîtrisées.
Le coût du démantèlement n'est pas très élevé.
Le volume des déchets de démantèlement n'est pas exorbitant.
Le financement des démantèlements est prévu. Rien ne sera laissé aux
générations futures. »**

Robert LALLEMENT(*) – Démantèlement des installations nucléaires : les voies de la maîtrise industrielle
RGN n° 5, Octobre-Novembre 2004
à télécharger sur le site www.sfen.fr

() ancien directeur de la gestion des déchets et de l'assainissement au CEA*

En résumé...

1 – Les énergies renouvelables autre que l'hydraulique ne sont et ne seront que des sources énergétiques d'appoint car :

- investissements coûteux
- production aléatoire et faibles rendements

2 – Les sources d'énergie capables de faire face aux demandes futures sont :

- le thermique à flamme essentiellement
- l'énergie nucléaire dans une plus faible mesure
- l'énergie hydraulique

3 – Problèmes à résoudre :

- thermique classique : émission de gaz à effet de serre et pollution
- thermique nucléaire : gestion des déchets radioactifs

4 – Gestion et avenir des ressources énergétiques :

- pétrole environ 30 à 40 ans (?)
- gaz naturel : environ 80 ans (hydrate de carbone ?)
- charbon : 100 à 150 ans
- uranium : ? *selon les filières choisies* (thorium ?)

estimations approximatives et très aléatoires !

Quel avenir prévisible pour la production d'énergie?

- court terme : 2010 - 2030

- *réacteurs nucléaires de 3ème génération (EPR)*
- *centrales thermiques ultra-supercritiques et à cycles combinés*
- *développement d'énergies renouvelables (éolien, géothermie)*

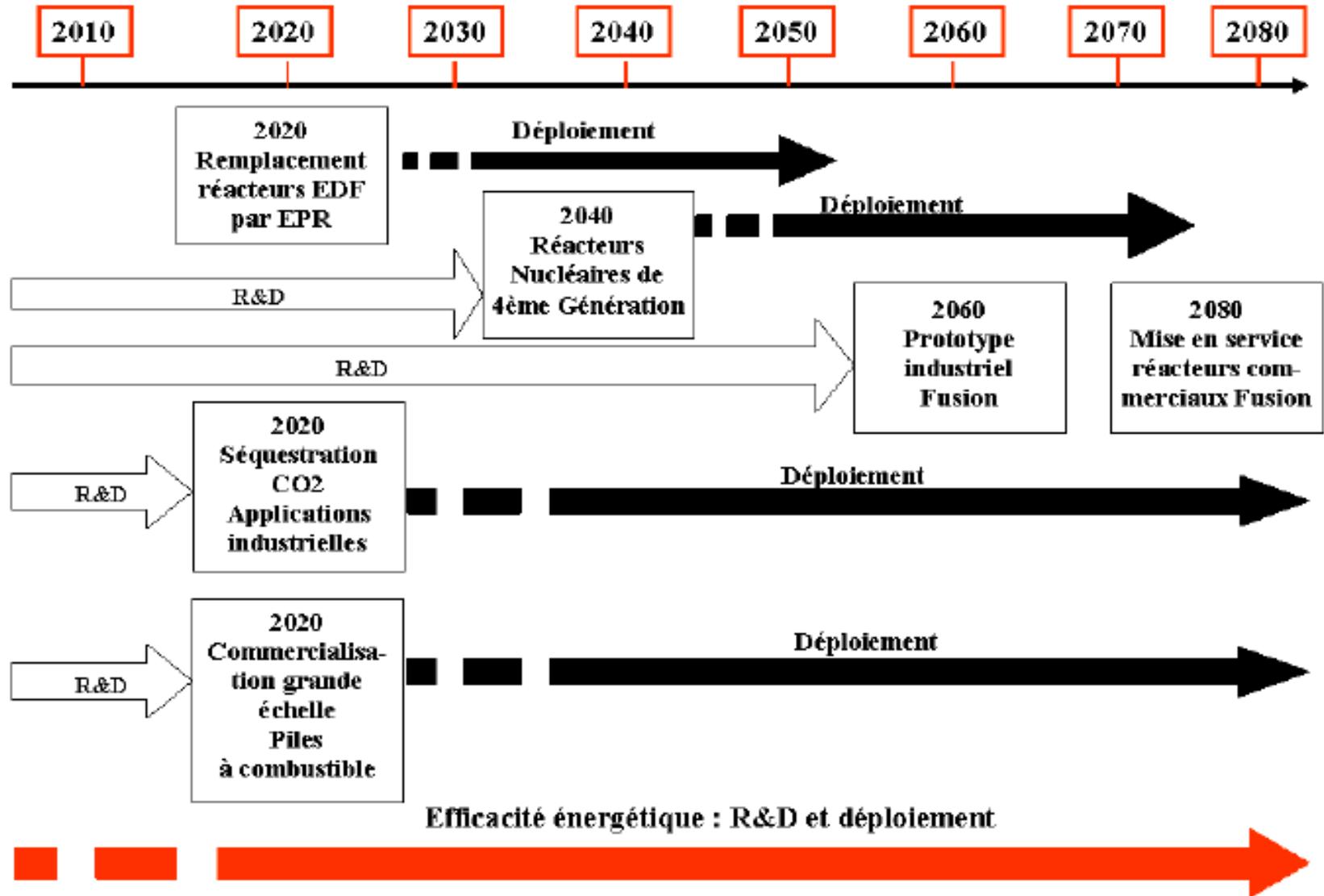
- moyen terme : 2030 - 2080

- *réacteurs nucléaires de 4ème génération*
- *capture et stockage du CO₂*
- *production d'hydrogène ?*

- long terme : 2080 - ...

fusion thermonucléaire, hydrogène...

Vision du futur énergétique



Annexe : Description de 2 accidents nucléaires

28 mars 1979 : Three Mile Island

26 avril 1986 : Tchernobyl



I – Three Mile Island

1 - Défaillance de l'alimentation en eau du générateur de vapeur (pompe)

2 – Suite à un test du système de secours du refroidisseur des GV, on a oublié de rouvrir une vanne ; il faudra 8 mn pour s'en rendre compte et l'ouvrir manuellement !

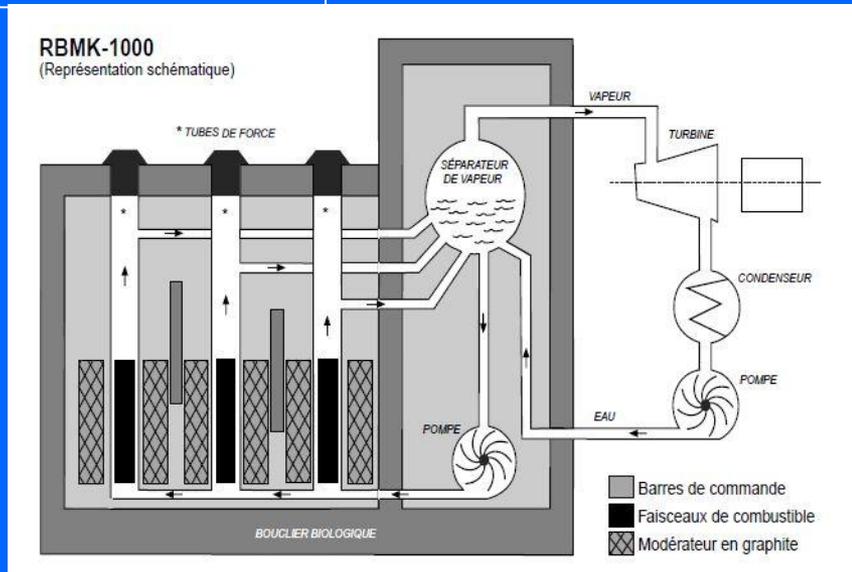
3 – Pendant ce temps, la pression dans le circuit primaire a augmenté, entraînant l'ouverture de la soupape d'évacuation. Une fois la pression revenue normale, la soupape aurait dû se fermer mais resta ouverte (avec indication de fermeture !)

4 – Le circuit primaire se vida sans que les opérateurs s'en rendent compte immédiatement, entraînant la fusion partielle du cœur.

Causes :

- erreurs humaines
- mauvaises interprétations des indications
- manque d'entrainement face à un problème

Tchernobyl



Réacteur de la filière RBMK

(*Reactor Bolshoi Moshchnosti Kalani*)

(*réacteur de forte puissance à canaux*)

1000 à 1500 MW

- Uranium enrichi
- modérateur graphite
- tubes de force
- eau légère

Dérivés de réacteurs militaires destinés à la production de Pu militaire, ces réacteurs ne possèdent pas d'enceinte de confinement.

Ils présentent un « coefficient de vide » positif, contrairement aux réacteurs PWR

↓
à bas régime, formation de bulles de vapeur

positif :

- la puissance augmente
- le réacteur s'emballe

↓
négatif :

- la puissance diminue
- le réacteur s'arrête

28 avril 1986

But de l'expérience : tester en cas de rupture du réseau les possibilités de relancer le réacteur à partir de l'énergie cinétique de l'alternateur.

Pour cela il fallait travailler à faible puissance en coupant des sécurités.

De 3000 MW_{th} on est descendu à 1000 puis 500 MW_{th}

**Il y a eu production de Xe qui a empoisonné le réacteur limitant la puissance à 200MW
Les opérateurs ont réagi en remontant les barres de contrôle au-delà des limites autorisées, passant outre les signaux d'arrêt d'urgence.**

Ils ont ensuite fermés les vannes d'alimentation faisant augmenter la pression.

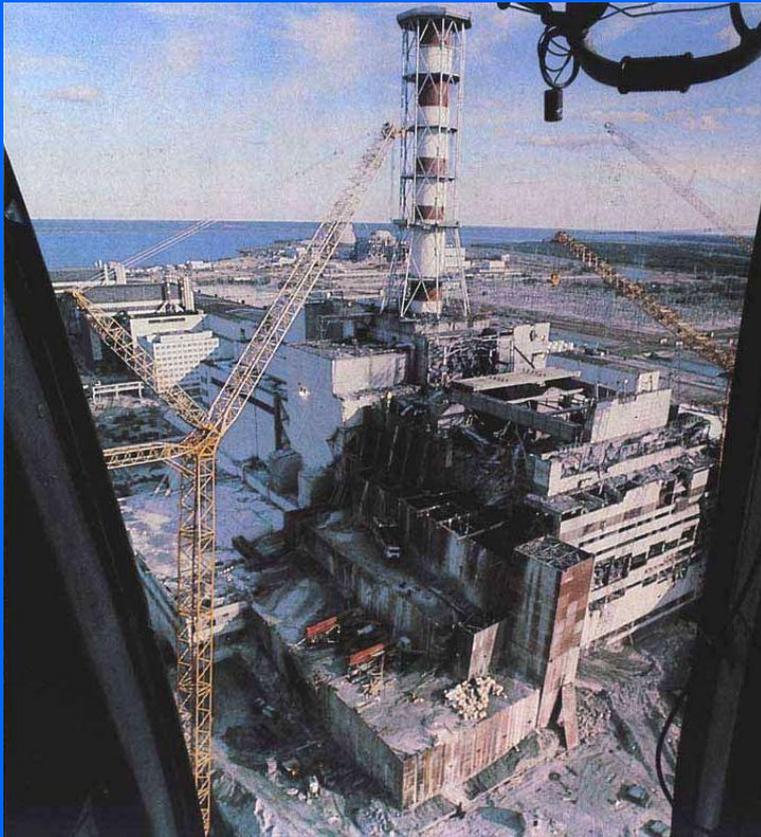
Le réacteur commençant à s'emballer, ils ont tenté d'abaisser les barres de contrôle mais trop lentes et déjà déformés ça n'a pas marché !



Par radiolyse de l'eau il y a eu dégagement d' O₂ et H₂, puis explosion.

En 5 secondes la puissance a été multipliée par 100 !

Le graphite a pris feu, et le cœur a fondu, dégageant dans l'atmosphère de grandes quantités de produits radioactifs...



Conséquences :

- les 42 premiers intervenants ont été soumis à de fortes irradiations (0,4 à 1,6 Sv) et sont rapidement décédés.

Les autres intervenants ont eu des temps d'intervention très courts, limitant l'irradiation à des doses acceptables.

Pour la population locale, l'irradiation a été faible :

0,03 Sv à 10km

0,01 Sv à 30km

Il est difficile de savoir combien il y a eu de cas de cancers de la thyroïde chez les enfants, puisqu'avant 1986 il n'y avait pas d'information.

On note une augmentation entre 1986 et 1995 avec un pic en 1995 de 55 cas.

Au total, il y aurait eu 350 cas en Biélorussie, 259 en Ukraine et 55 en Russie avec 3 décès possibles...

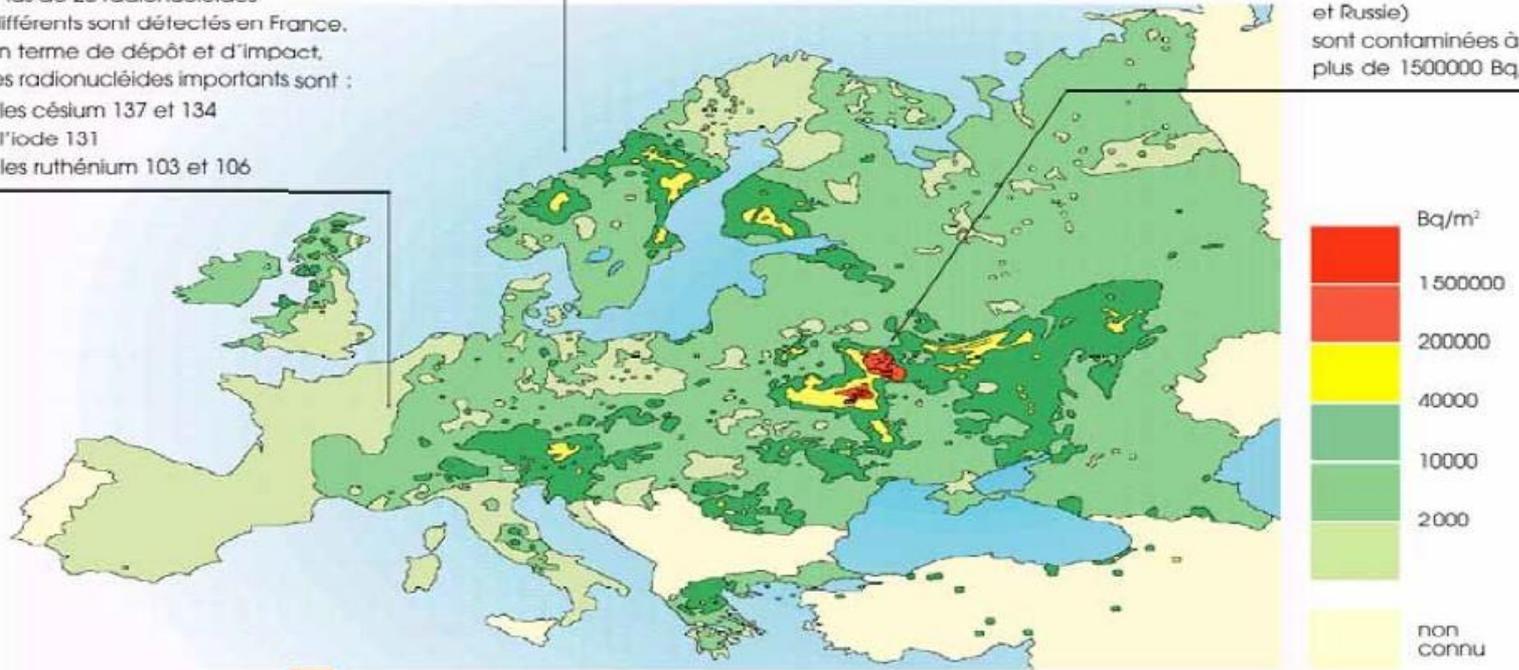
Dans le reste de l'Europe, la pollution en I^{131} et Cs^{135} a été très faible et n'a eu aucune conséquence sanitaire (si on excepte les 100.000 avortements inutiles recensés)

Les masses d'air contaminées progressent vers l'ouest et le nord au moment où des pluies abondantes s'abattent sur certaines régions, comme en Autriche et en Scandinavie, où certains sols sont contaminés à plus de 500000 Bq/m².

La zone des 30 km autour de Tchernobyl et les régions très arrosées lors du passage du premier panache (en Bélarus, Ukraine et Russie) sont contaminées à plus de 1500000 Bq/m².

Plus de 20 radionucléides différents sont détectés en France. En terme de dépôt et d'impact, les radionucléides importants sont :

- les césium 137 et 134
- l'iode 131
- les ruthénium 103 et 106



Le césium 137 est choisi comme étalon pour caractériser l'intensité des dépôts en Europe

- Relâchement dans l'atmosphère de ²³⁹Pu

- Essais nucléaires aériens : 4,2 tonnes
- Accident de Windscale : 0,6 kg
- Accident de Tchernobyl : 12 kg

- Radioactivité (1 curie = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq)

- émission par les volcans : 50 000 curies de ²¹⁰Po
- injection annuelle de radon dans l'atmosphère : 1,7 milliard de curies
- Bilan 1976 (après décroissance) des essais aériens : 16 millions de curies en ⁹⁰Sr
- Tchernobyl : 140 000 curies de ⁹⁰Sr

Conséquences de Tchernobyl

Quelques adresses internet (choix arbitraire et *non-politiquement correct* !)

Energie éolienne :

<http://www.suivi-eolien.com> *site de l'ADEME (agence française pour les économies d'énergie)*

<http://www.suivi-eolien-verite.com> *en réponse au site de l'ADEME*

<http://environnementdurable.net>

Energie nucléaire :

<http://www.ecolo.org> *association des écologistes pour le nucléaire (AEPN)*

L'hydrogène

<http://www.storhy.net> (projet européen de stockage)

<http://www.nerghy.eu> (recherche sur la pile à combustible)

<http://www.afh2.org> (association française de l'hydrogène)

Evolution climatique

<http://www.ipcc.ch/> *site officiel sur les changements climatiques (GIEC)*

<http://climat-sceptique.over-blog.com/>

<http://www.pensee-unique.fr>