

La gestion des déchets nucléaires ou ... vers un nucléaire durable ?



« Dans la vie, rien n'est à craindre, tout est à comprendre. »

Marie Curie

➤ **ÉCHELLES DE TEMPS MISES EN JEU**

⇒ un problème spécifique et donc des solutions spécifiques

➤ **DE NOMBREUX DOMAINES DE COMPÉTENCES**

- production des déchets → physique nucléaire, physique des réacteurs
- conditionnement → radiochimie, physique des matériaux
- stockage → géologie, chimie

➤ les solutions possibles dépendent de la nature des déchets et donc des choix envisagés pour **LA PRODUCTION D'ÉNERGIE**

➤ un problème de société – intervention du politique

➤ une petite touche d'irrationnel ...

➤ **PLUSIEURS SOLUTIONS POSSIBLES**

- des **recherches sont en cours**
- diversité des solutions en fonction des pays
- contraintes industrielles

ÉNERGIE

- Joule = 1 Newton . mètre
- 1 eV = $1.6 \cdot 10^{-19}$ J
- 1 kWh = 1000W x 1 heure = $3.6 \cdot 10^6$ J
- tep: **T**onne **E**quivalent **P**étrole
1 tep = $42 \cdot 10^9$ J = $11.7 \cdot 10^6$ W.h

PUISSANCE

- Watt: 1 W = 1 J/seconde

ÉNERGIE LIBÉRÉE PAR LA FISSION D'UN NOYAU:

$$200 \text{ millions d'eV} = 200 \cdot 10^6 \times 1.6 \cdot 10^{-19} = 3,2 \cdot 10^{-11} \text{ J}$$

ÉNERGIE LIBÉRÉE PAR 1 MOLÉCULE DE GAZ NATUREL:



1 personne en France consomme (électricité)

$$\approx 1000 \text{ W} = 9000 \text{ kWh/an} = 32 \text{ GJ / an}$$

$$\rightarrow 32 \cdot 10^9 / 3,2 \cdot 10^{-11} / 0.33 \sim 10^{21} \text{ fissions} \sim 1,2 \text{ grammes / an}$$

$$\rightarrow 32 \cdot 10^9 / 1,3 \cdot 10^{-18} / 0.5 \sim 4,1 \cdot 10^{28} \text{ molécules} \sim 2 \text{ tonnes / an}$$

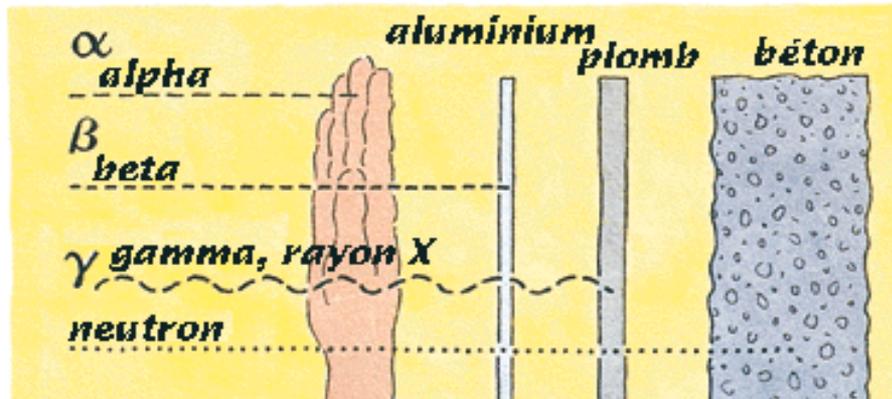
L'énergie nucléaire est une énergie très concentrée

RADIOACTIVITÉ:

Activité: 1 Bq = 1 désintégration/seconde (1 Ci = $3,7 \cdot 10^{10}$ Bq)

Energie: 1 MeV = 10^6 eV = $1,6 \cdot 10^{-13}$ J

Plusieurs types de rayonnements : γ , X, α , β , n différents effets sur l'organisme



PRINCIPAUX MÉCANISMES D'INTERACTION:

perte d'énergie par collisions électroniques puis par réaction nucléaire.

- ionisation
- rupture des liaisons chimiques
- altération des molécules
- déplacements d'atomes
- rupture de réseaux cristallins

Mesurer les effets des rayonnements

EVALUATION DU RISQUE ET EFFETS DES RAYONNEMENTS:

Activité, nature, énergie, quantité des rayonnements

**Dose absorbée dans
le tissu ou l'organisme (1 Gy = 1 J/Kg)**

Effets spécifiques des rayonnements



**Dose équivalente dans
le tissu ou l'organisme (Sv)**

W_R

X, γ , β : 1
n: 5 à 20
 α : 20

1 Sv = 100 rem

Sensibilité des tissus ou des organes



**Dose efficace dans
l'organisme entier (Sv)**

W_T

Poumons: 0,12
Foie: 0,05
Surface des os: 0,01

1 Sv correspond à une probabilité de $5 \cdot 10^{-2}$ d'apparition d'un cancer

RADIOTOXICITÉ: toxicité de nature radioactive que peut subir un organisme qui est exposé, notamment par **ingestion** ou **inhalation**.

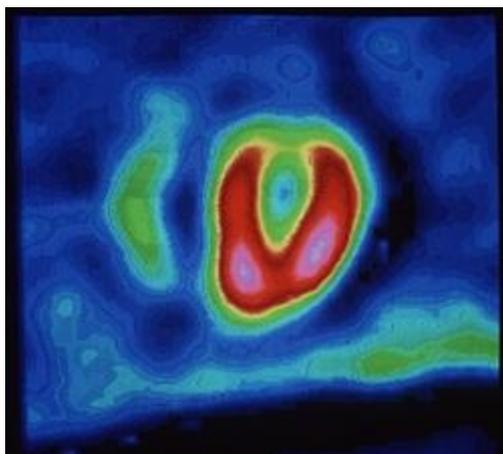
R = Facteur de dose (Sv/Bq) * activité

Quelques ordres de grandeurs

Exemples de radioactivité artificielle :

Scintigraphie thyroïdienne :	37 millions de Bq
Scintigraphie osseuse :	550 millions de Bq
Scintigraphie myocardique :	74 millions de Bq
Combustible utilisé en sortie de réacteur :	10^{19} Bq = 10 milliards de milliards de Bq

Scintigraphie myocardique



Exemples de radioactivité naturelle :

Maison en granite :	4 milliards de becquerels
Homme :	130 Bq/kg (soit environ 10 000 Bq pour un adulte)
Eau de pluie :	0,5 Bq/kg
Eau de mer :	13 Bq/kg
Brique :	800 Bq/kg
Béton :	500 Bq/kg
Artichaut :	300 Bq/kg
Café :	1000 Bq/kg
Lait :	80 Bq/kg



Maison en granite dans la Manche

Exposition artificielle

Exposition naturelle

Autres (essais nucléaires, industries)
1,5%

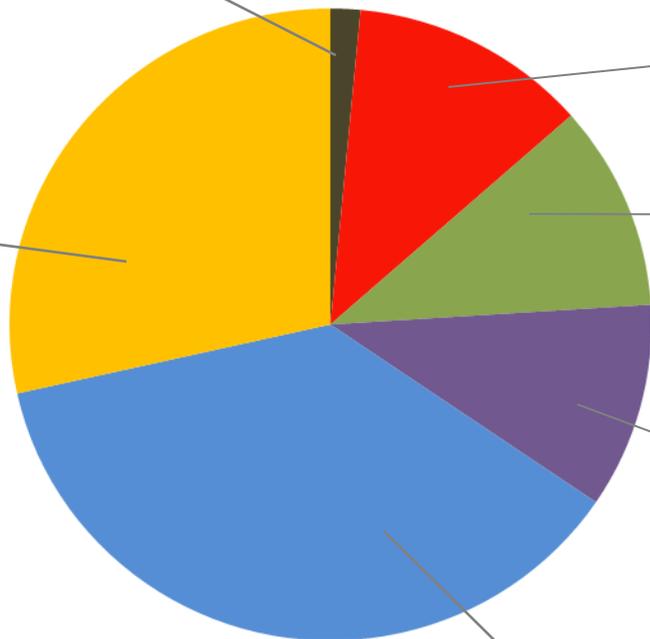
Expositions médicales
28,5%

Rayonnements terrestres
(sols) : 12%

Rayonnements cosmiques: 10,5%

Eaux et aliments: 10,5%

Radon: 37%



Données ANDRA

 **ASN** (AUTORITÉ DE SURETÉ NUCLÉAIRE)

Assure au nom de l'Etat le contrôle technique et réglementaire de la sûreté et de la radioprotection



CLI (COMITÉ LOCAL D'INFORMATION) : «contrôle » de la société civile

 **IRSN** (INSTITUT DE RADIOPROTECTION ET DE SURETÉ NUCLÉAIRE)

Expert technique de l'ASN

 **AREVA**

la mine, fabrication et retraitement du combustible, concepteur et fabricant des centrales nucléaires

 **CEA**
Soutien à AREVA
R&D

 **EDF**
Exploitant des centrales nucléaires

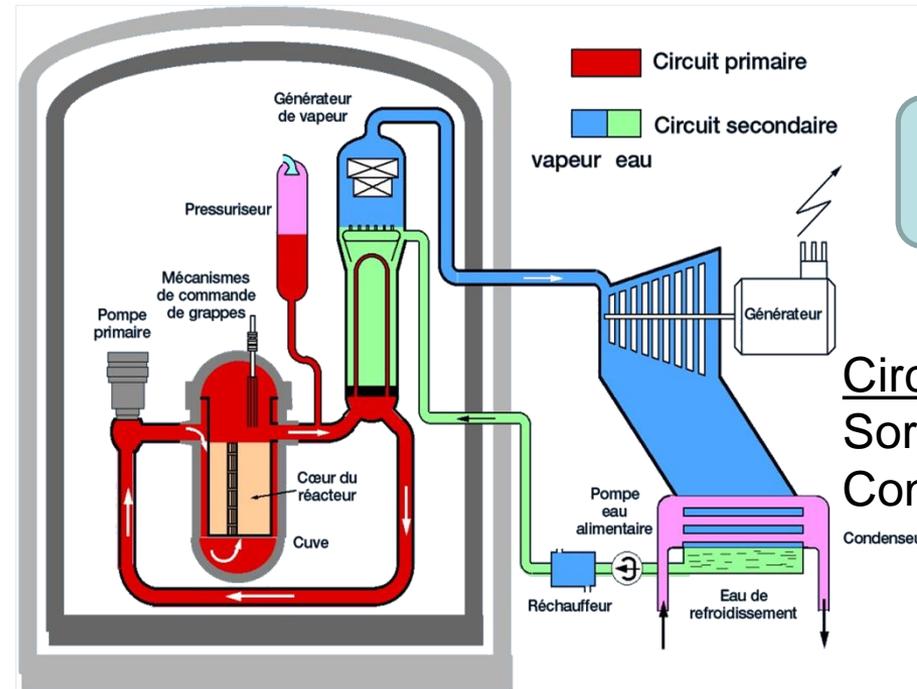
 **CNRS (ET UNIVERSITÉS)**
R&D → programme NEEDS

 **ANDRA** (AGENCE NATIONALE POUR LA GESTION DES DÉCHETS RADIOACTIFS)
Gestion des déchets radioactifs

 **LES MINISTÈRES**
Industrie, Environnement,
Santé, Recherche



Principe général d'un réacteur (REP)



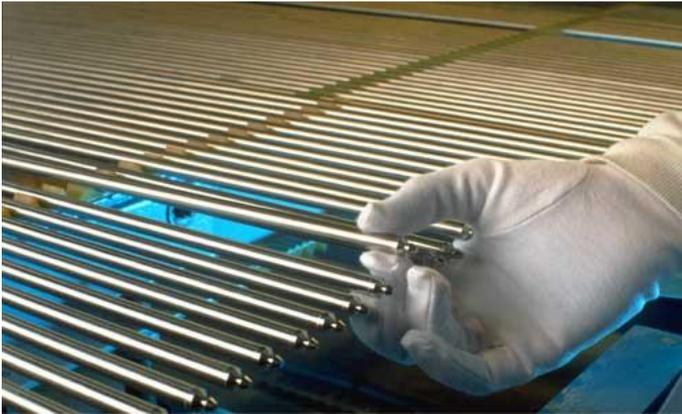
Circuit primaire
 Entrée cœur $T \sim 280^\circ\text{C}$
 Sortie cœur $T \sim 320^\circ\text{C}$

Combustible $T \sim 1500^\circ\text{C}$

Circuit secondaire
 Sortie GV $T \sim 280^\circ\text{C}$
 Condenseur $T \sim 20\text{-}30^\circ\text{C}$

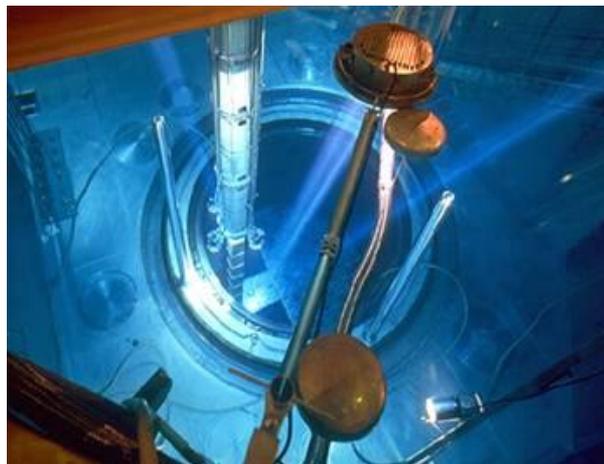
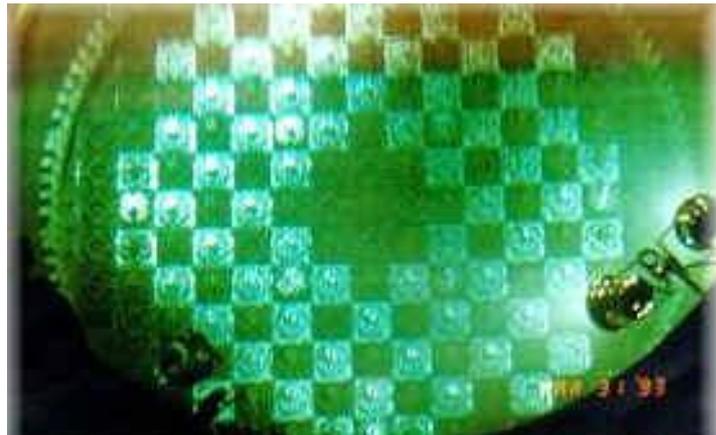
Production d'énergie
 thermique par fission
 dans le **cœur** du réacteur

le caloporteur:
transfert de l'énergie thermique
 vers cycle à vapeur

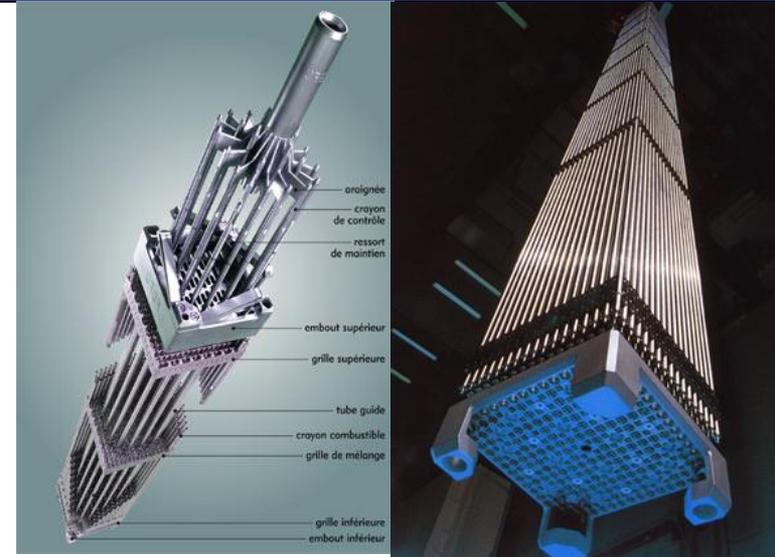


Crayons combustibles
Diamètre = 0.82 cm

Cœur:
120 à 250 assemblages



Chargement/déchargement
des assemblages



Assemblage:
17 x 17; 264 crayons
Longueur : 4 m

Noyau A_ZX de N impair : formation d'une nouvelle paire de neutrons dans ${}^{A+1}_ZX$
 → libération de l'énergie d'appariement (~ 1.5 MeV)

ex: $E_l({}^{236}\text{U}) = 6.5$ MeV et $B_f({}^{236}\text{U}) = 5$ MeV ${}^{235}\text{U} + n \rightarrow {}^{236}\text{U} \rightarrow$ fission :

réaction exoénergétique

La fission est favorisée même pour des neutrons très lent

Noyau Fissile : ${}^{239}\text{Th}$, ${}^{233,235}\text{U}$, ${}^{238}\text{Np}$, ${}^{239,241}\text{Pu}$, ${}^{242}\text{Am}$

Noyau A_ZX de N pair : L'absorption d'un neutron conduit à un noyau ${}^{A+1}_ZX$
 moins fortement lié → fission = réaction à seuil

ex: $E_l({}^{239}\text{U}) = 4.8$ MeV et $B_f({}^{239}\text{U}) = 6$ MeV \Rightarrow fission si $E_n > 1.2$ MeV

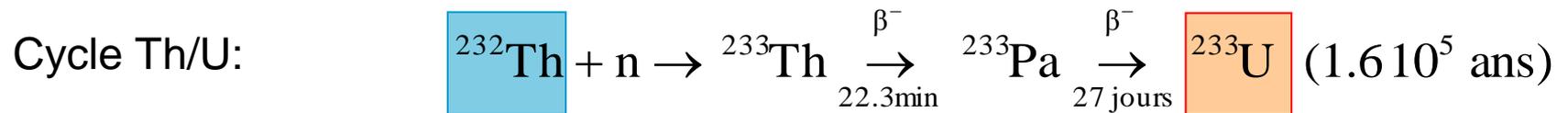
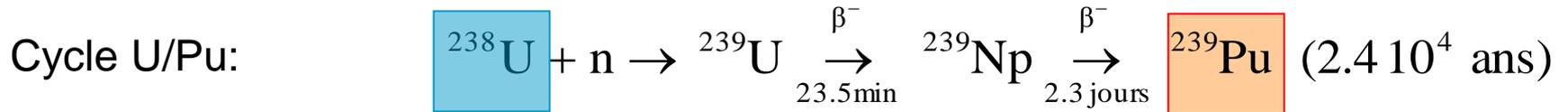
$n +$ noyau pair = noyau fissile de longue durée de vie (pour un réacteur):

Noyau Fertile : ${}^{232}\text{Th}$, ${}^{238}\text{U}$, ${}^{242}\text{Pu}$

 \rightarrow ${}^{236}\text{U}$ non fertile car ${}^{236}\text{U} + n \rightarrow {}^{237}\text{U}$ (β 6.7j) \rightarrow ${}^{237}\text{Np}$ (non fissile)

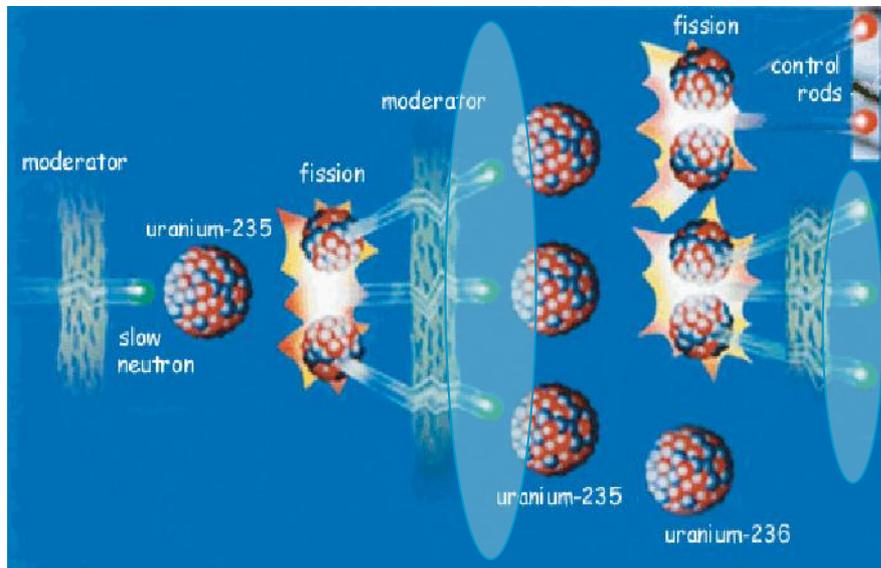
noyau **fissile**: nombre IMPAIR de neutrons
 noyau **fertile**: nombre PAIR de neutrons

Un seul noyau fissile dans la nature : ^{235}U



Noyau fertile

Noyau fissile



Génération 1

Facteur de multiplication **k**

= nb nouvelles fissions induites par fission

= nb de neutrons produits par neutron absorbé

$$k = \frac{N_{fissions}(i+1)}{N_{fissions}(i)}$$

$$1 \rightarrow k \rightarrow k^2 \rightarrow \dots$$

Génération 2

- masse d' ^{235}U est suffisamment grande pour « compenser » les pertes, la réaction en chaîne s'établit spontanément → MASSE CRITIQUE
- Certains fragments de fission sont produits excités ; ils se désexcitent par émission β puis d'un neutron → LES NEUTRONS RETARDÉS

N_{total} produit par un neutron initial = $1+k+k^2+k^3+ \dots$

➤ $k < 1$: la série converge vers $\frac{1}{1-k}$ → SYSTÈME SOUS-CRITIQUE

le système s'arrête tout seul après quelques générations (ADS)

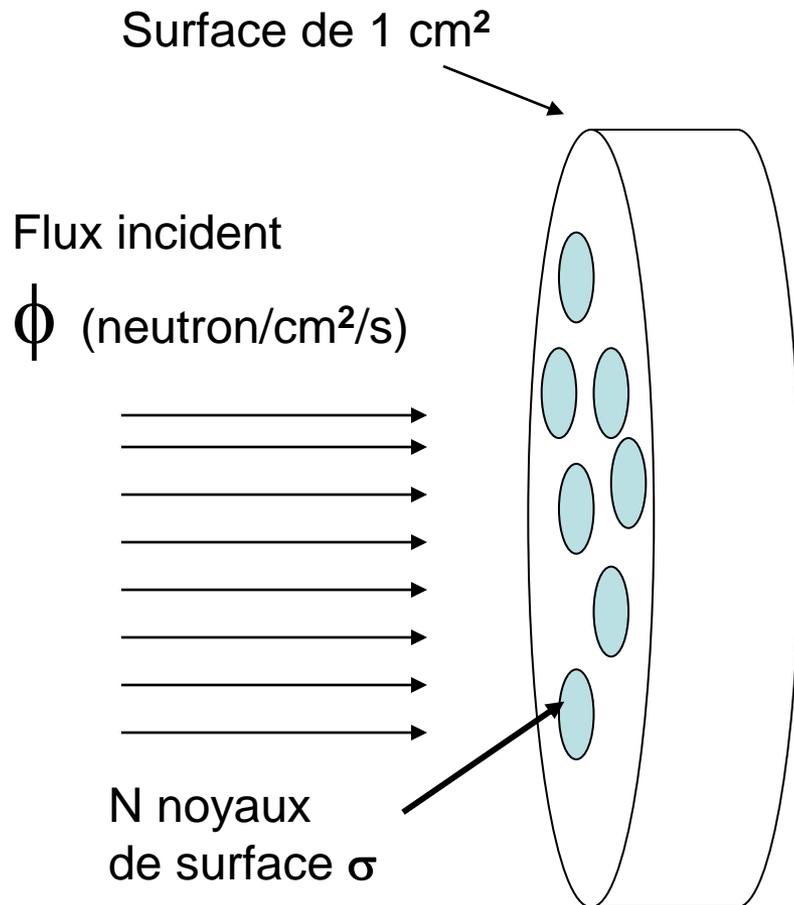
➤ $k = 1$: la réaction s'entretient d'elle-même → SYSTÈME CRITIQUE

➤ $k > 1$: le système diverge exponentiellement → SYSTÈME SUR-CRITIQUE

Evolution de la puissance ~ évolution n^{bre} fission ~ évolution n^{bre} de neutrons
 \Rightarrow après n générations, $P \sim k^n$

➤ temps moyen entre 2 générations de neutrons dans un REP $\tau \sim 2,5 \cdot 10^{-5}$ s
 1 seconde = 40 000 générations $k = 1,0001 \Rightarrow P_{(t=1s)} = 55 P_{(t=0)}$!!!

➤ présences des neutrons retardés: $\langle T \rangle$ entre 2 générations = 0,1 s
 $k = 1,0001 \Rightarrow P_{(t=1s)} = 1,001 P_{(t=0)}$



- Nb réactions par seconde $\propto N \sigma \phi$
- σ : SECTION EFFICACE
- Unité usuelle : barn = 10⁻²⁴ cm²
1 b = 100 fm²

σ dépend
 du noyau
 de la réaction
 de l'énergie du neutron

La section efficace n'est pas une probabilité !

LE COMBUSTIBLE

- Seulement **0.7%** de noyau fissile (^{235}U)
 - 99.3%** de noyau absorbant (^{238}U)
- Compétition en fission ^{235}U et capture ^{238}U

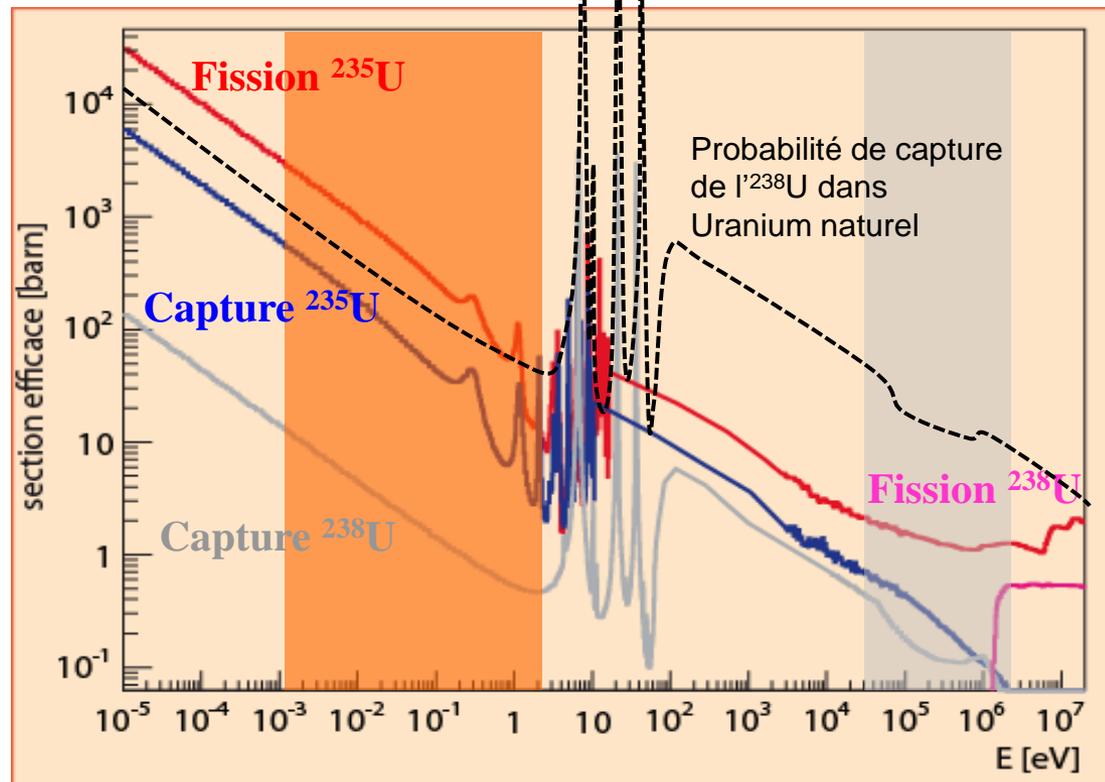
⇒ **Maximiser** la probabilité d'induire une **fission** plutôt qu'une absorption

⇒ **Modérateur** = noyaux légers (diffusion) et peu absorbants

- Graphite** : UNGG (France)
- Eau lourde D_2O** : CANDU (Canada)

n thermique ($T \sim 20^\circ\text{C}$)
Ralentissement domine

n rapide
Absorption domine



Mais eau légère H_2O trop absorbante
→ **U enrichi en ^{235}U (3 à 4%)**

Un réacteur naturel ...

^{238}U : $T_{1/2} = 4.5 \cdot 10^9$ ans (α)

^{235}U : $T_{1/2} = 7.1 \cdot 10^8$ ans (α)

- Il a 2 milliards d'année, l'uranium naturel comportait 3.44% d' ^{235}U
- Masse critique suffisante et bonne modération (eau)
- Régulation (densité de l'eau)



Naturellement, une réaction en chaîne s'est maintenue pendant des milliers d'années

$P_{\text{moyen}} \sim 100\text{kW}$

LOI DE PROGRAMME 2006 – 739 DU 28/06/2006 (ARTICLE 5)

RELATIVE À LA GESTION DURABLE DES MATIÈRES ET DÉCHETS RADIOACTIFS

« Une **SUBSTANCE RADIOACTIVE** est une substance qui contient des radionucléides, naturels ou artificiels, dont l'activité ou la concentration justifie un contrôle de radioprotection.

« Une **MATIÈRE RADIOACTIVE** est une substance radioactive pour laquelle une utilisation ultérieure est prévue ou envisagée, le cas échéant après traitement.

« Les **DÉCHETS RADIOACTIFS** sont des substances radioactives pour lesquelles aucune utilisation ultérieure n'est prévue ou envisagée.

Ne sont pas considérés comme déchets en France:

- le Pu
- les combustibles usés (qui contient du Pu !)
- l'Uranium appauvri

Les principaux éléments produits

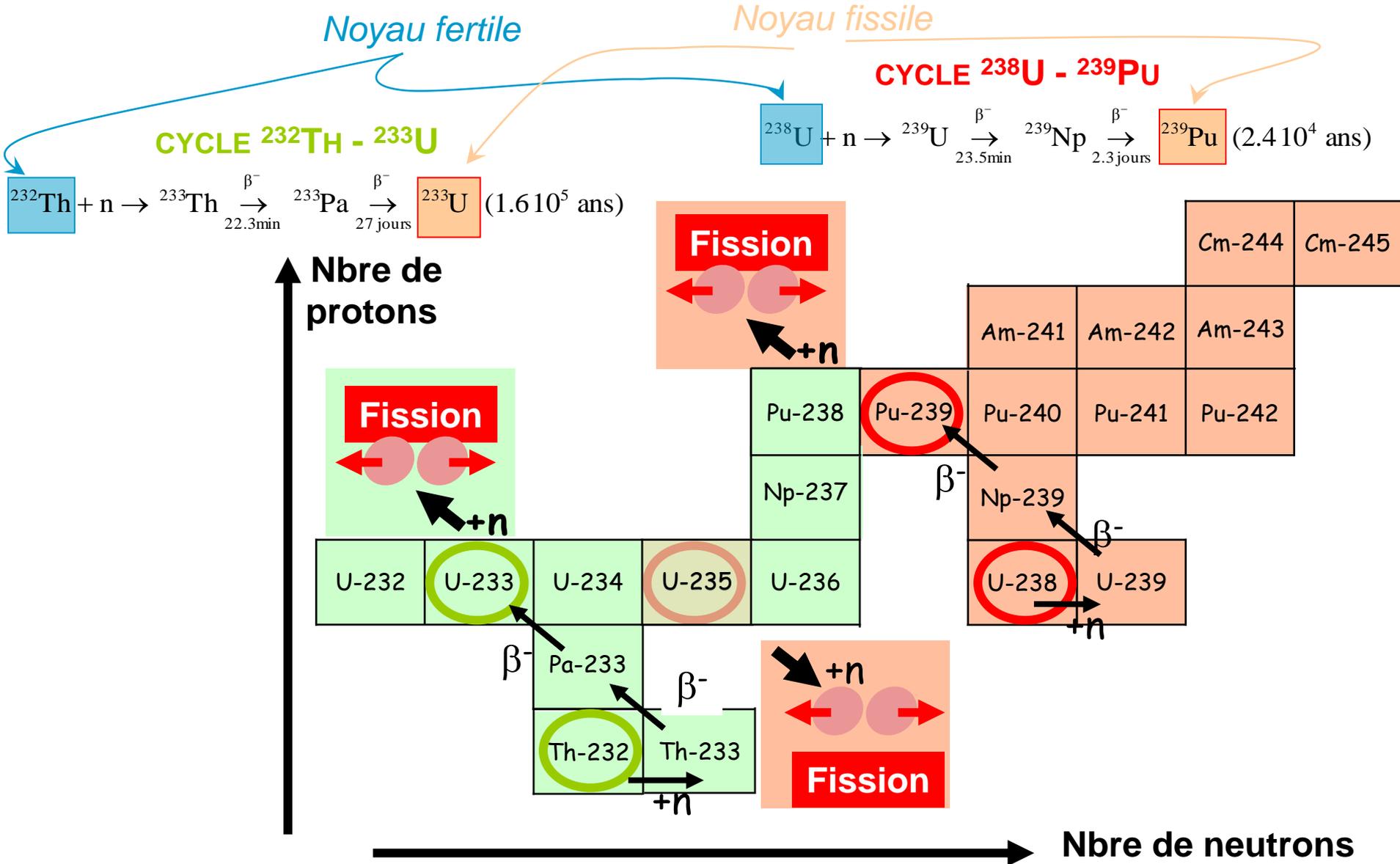
58 REP – 400TWh/an – 1200 t CU →

95% U résiduel
1% Pu et transuraniens
0,1% transuraniens
4% produits de fission

1 H																	2 He
3 Li	4 Be											5 B	6 C	7 N	8 O	9 F	10 Ne
11 Na	12 Mg											13 Al	14 Si	15 P	16 S	17 Cl	18 Ar
19 K	20 Ca	21 Sc	22 Ti	23 V	24 Cr	25 Mn	26 Fe	27 Co	28 Ni	29 Cu	30 Zn	31 Ga	32 Ge	33 As	34 Se	35 Br	36 Kr
37 Rb	38 Sr	39 Y	40 Zr	41 Nb	42 Mo	43 Tc	44 Ru	45 Rh	46 Pd	47 Ag	48 Cd	49 In	50 Sn	51 Sb	52 Te	53 I	54 Xe
55 Cs	56 Ba	Ln	72 Hf	73 Ta	74 W	75 Re	76 Os	77 Ir	78 Pt	79 Au	80 Hg	81 Tl	82 Pb	83 Bi	84 Po	85 At	86 Rn
87 Fr	88 Ra	An	104 Rf	105 Db	106 Sg	107 Bh	108 Hs	109 Mt	110 Uun								

lanthanides	57 La	58 Ce	59 Pr	60 Nd	61 Pm	62 Sm	63 Eu	64 Gd	65 Tb	66 Dy	67 Ho	68 Er	69 Tm	70 Yb	71 Lu
actinides	89 Ac	90 Th	91 Pa	92 U	93 Np	94 Pu	95 Am	96 Cm	97 Bk	98 Cf	99 Es	100 Fm	101 Md	102 No	103 Lr

- noyaux lourds
- produits d'activation
- produits de fission
- produits de fission et d'activation
- radionucléides à vie longue



Production – les quantités (I)

Bilan REP-Uox 1 Gwe.an ;
enrichissement : 3.7% en ^{235}U
45 GWj/t; 4 ans en réacteur
Conversion Q/E=34%

Isotope ($T_{1/2}$ (an))	Facteur de dose ($\mu\text{Sv/Bq}$)	Entrée (kg/an)	Sortie (Kg/an)	Bilan (Kg/an)
<i>U</i>		23870	22456	- 1414
^{234}U (2.45 10^5)	0.049	8	4	- 4
^{235}U (7.08 10^8)	0.047	883	169	- 714
^{236}U (2.34 10^7)		0	114	114
^{238}U (4.47 10^9)	0.045	22979	22169	- 810
^{237}Np (1.14 10^6)	0.11	0	14	14
<i>Pu</i>		0	274	274
^{238}Pu (87.7)	0.23	0	6	6
^{239}Pu (24 119)	0.25	0	142	142
^{240}Pu (6 569)	0.25	0	66	66
^{241}Pu (14.4)	0.0048	0	41	41
^{242}Pu (3.7 10^5)	0.24	0	19	19
$^{241,243}\text{Am}$	0.20	0	6	6
$^{244,245}\text{Cm}$	0.10 à 0.30	0	3	3

Bilan massique global:

24t d'U enrichi
chargé pour « brûler »
1.116 t noyaux lourds !

Bilan REP-Uox 1 Gwe.an ;
enrichissement : 3.7% en ^{235}U
45 GWj/t; 4 ans en réacteur
Conversion Q/E=34%

... Mais il y a des restes

Bilan global:

Uranium:

^{235}U (à 0.75%!) (URT)
+ réenrichissement = URE

Plutonium:

^{239}Pu et ^{241}Pu fissiles !
Séparation chimique
+ Recyclage

→ MOX

Isotope ($T_{1/2}$ (an))	Facteur de dose ($\mu\text{Sv/Bq}$)	Entrée (kg/an)	Sortie (Kg/an)	Bilan (Kg/an)
<i>U</i>		23870	22457	- 1414
^{234}U ($2.45 \cdot 10^5$)	0.049	8	4	- 4
^{235}U ($7.08 \cdot 10^8$)	0.047	883	169	- 714
^{236}U ($2.34 \cdot 10^7$)		0	114	114
^{238}U ($4.47 \cdot 10^9$)	0.045	22979	22169	- 810
^{237}Np ($1.14 \cdot 10^6$)	0.11	0	14	14
<i>Pu</i>		0	274	274
^{238}Pu (87.7)	0.23	0	6	6
^{239}Pu (24 119)	0.25	0	142	142
^{240}Pu (6 569)	0.25	0	66	66
^{241}Pu (14.4)	0.0048	0	41	41
^{242}Pu ($3.7 \cdot 10^5$)	0.24	0	19	19
$^{241,243}\text{Am}$	0.20	0	6	6
$^{244,245}\text{Cm}$	0.10 à 0.30	0	3	3

**1 REP : Uox = 23 tonnes annuelles
burn-up de 33 GWJ/t**

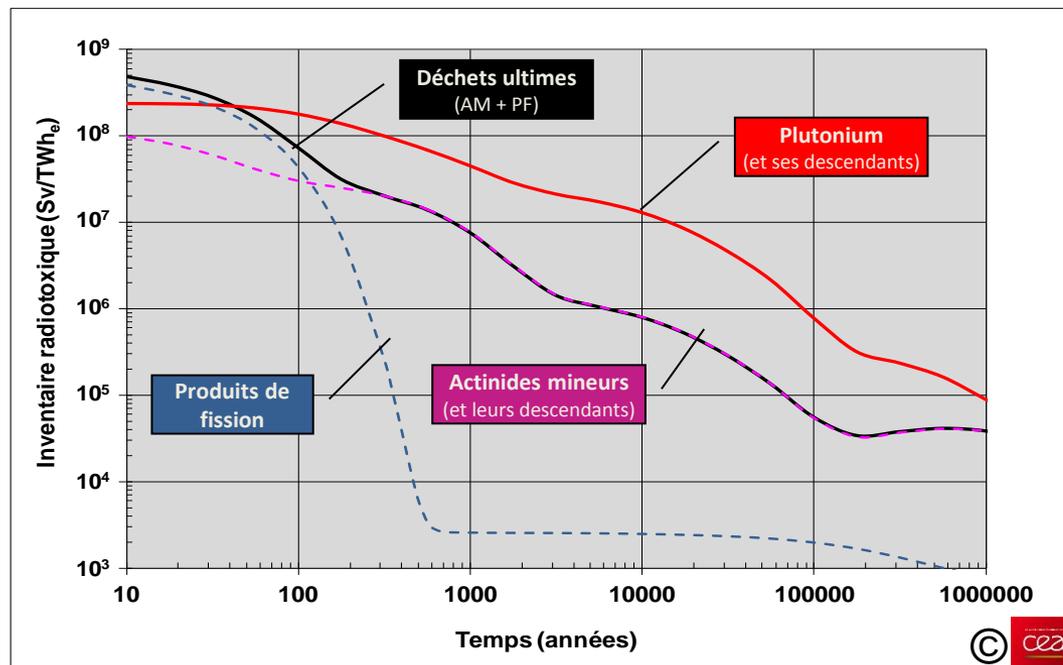
Isotope ($T_{1/2}$ (an))	Facteur de dose ($\mu\text{Sv/Bq}$)	1 t d'U
PF VC + VM ≤ 30 ans		31.1 kg
^{90}Sr (28)	0.028	0.1
^{137}Cs (30)	0.013	0.1
PF VL		3
^{93}Zr ($1.5 \cdot 10^6$)	0.0011	0.71
^{90}Tc ($2.1 \cdot 10^5$)	0.000022	0.81
^{129}I ($1.57 \cdot 10^7$)	0.11	0.17
^{135}Cs ($2.1 \cdot 10^6$)	0.003	1.13
Total PF		34.1 kg

Vies courtes et moyennes:

La majorité des VC et VM
devient stables après 10 ans

Radiotoxicité:

Effets moins importants que
ceux des actinides mineurs



Evolution dans le temps de l'inventaire de radiotoxicité des différents composants d'un combustible usé (UOX 45 GWj/t)

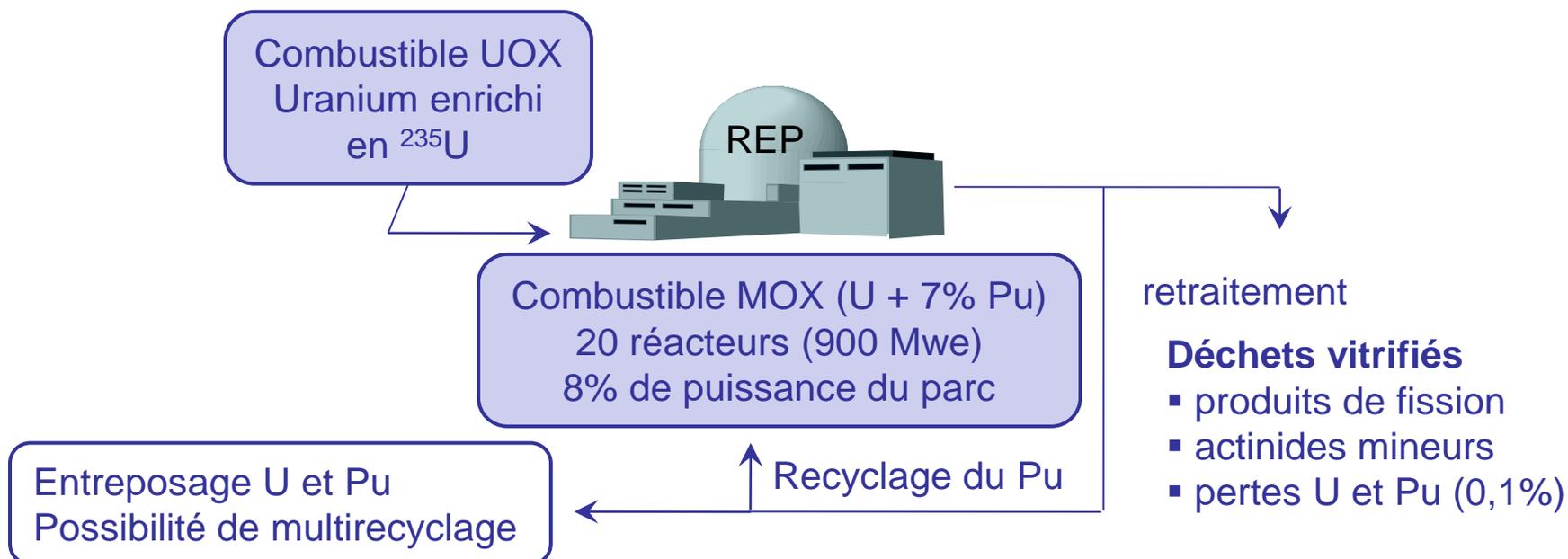


Le Pu, **qui n'est pas un déchet**, domine la radiotoxicité de l'inventaire

RADIOTOXICITÉ: toxicité de nature radioactive que peut subir un organisme qui est exposé, notamment par **ingestion** ou **inhalation**.

Le cycle actuel en France:

- Monorecyclage du Pu
- Retraitement/entreposage UOX usés
- Entreposage MOX usés
- Stockage /entreposage des déchets



Combustible U enrichi (UOX) irradié

Uranium

Plutonium

Produits de fission
Actinides mineurs

Structures
(coques et embouts)



Recyclage en
comb. URE :30%
Entreposage : 70%

Recyclage en
comb. MOX
 U_{app} / Pu

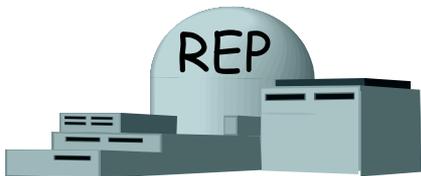
Vitrification

Déchets
haute activité
vie longue
HA-VL

Compactage

Déchets
moyenne activité
vie longue
MA-VL

Assemblage MOX
U 93% + Pu 7%



3 ans
en réacteur

Assemblages MOX
irradiés

Entreposage

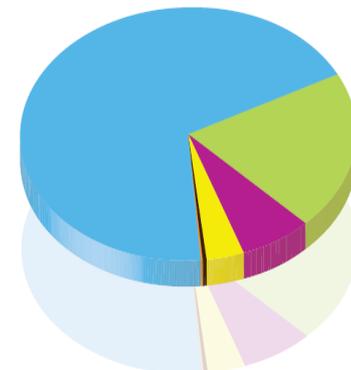
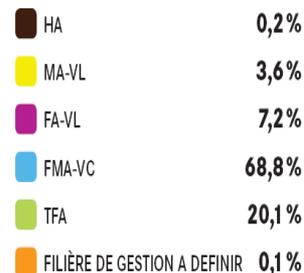
- Uranium ($\approx 92\%$)
- Produits de fission ($\approx 4\%$)
- Plutonium ($\approx 4\%$)
- Actinides mineurs
(américium, neptunium, curium)

Inventory national des déchets radioactifs (Andra, édition 2009)

Volumes des déchets radioactifs, entreposés ou stockés, à fin 2007, en m³ équivalent conditionné

	Volumes (m ³)
TFA	231 688 (dont 89 331 stockés)
FMA-VC	792 695 (dont 735 278 stockés)
FA-VL	82 536
MA-VL	41 757
HA	2 293 (dont 74 de combustibles usés)
Filière de gestion à définir*	1 564
Total	1 152 533 (dont 824 609 m ³ stockés)

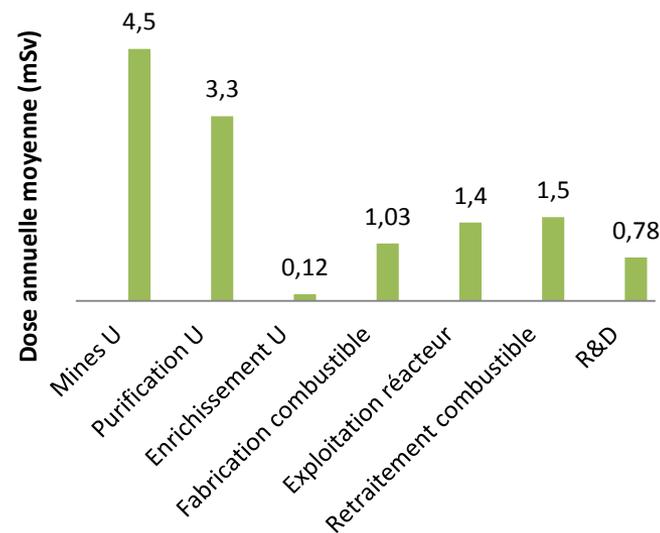
*Les déchets identifiés dans la catégorie « filière de gestion à définir » sont ceux que les producteurs déclarent sans les attribuer à une des filières de gestion existantes ou à l'étude. Soit parce qu'ils se présentent sous une forme chimique et physique qui ne permet pas aujourd'hui de les associer à une de ces filières, soit parce qu'aucun mode de traitement n'est envisagé pour le moment.



EXPOSITION DES TRAVAILLEURS: LÉGISLATION

- dose < 50 mSv sur une période de 5 ans
- travailleurs exposés: 20 mSv sur une année

(Rapport du Comité scientifique des Nations Unies sur les effets des radiations atomiques.)



La loi demande l'étude de 2 pistes:

1. La **séparation / transmutation** des déchets HA-MA VL → **pilote CEA**
→ **Bilan en 2012** sur les filières de transmutation
 - a. incinération en réacteur électrogène : les RNR
 - b. incinération en réacteur dédiés: les ADS

2. Une **solution de référence**: le stockage géologique profond et réversible → **pilote Andra**
 - Dépôt d'une Demande d'Autorisation de Construction en 2015
 - Rendez vous parlementaire en 2015
précédé d'un débat public sur le stockage géologique en 2013
 - Mise en **exploitation en 2025**

LE PROCHAIN COURS:

- rappels / contexte politique; quelques définitions: déchets, radiotoxicité, ...
- les options de gestion des déchets HA-VL
 - les filières de gestion actuelles: le stockage
 - les filières de gestion à définir: la R&D sur la transmutation