

Notions de physique et d'ingénierie nucléaires

Cours 4 : Le cycle du combustible nucléaire

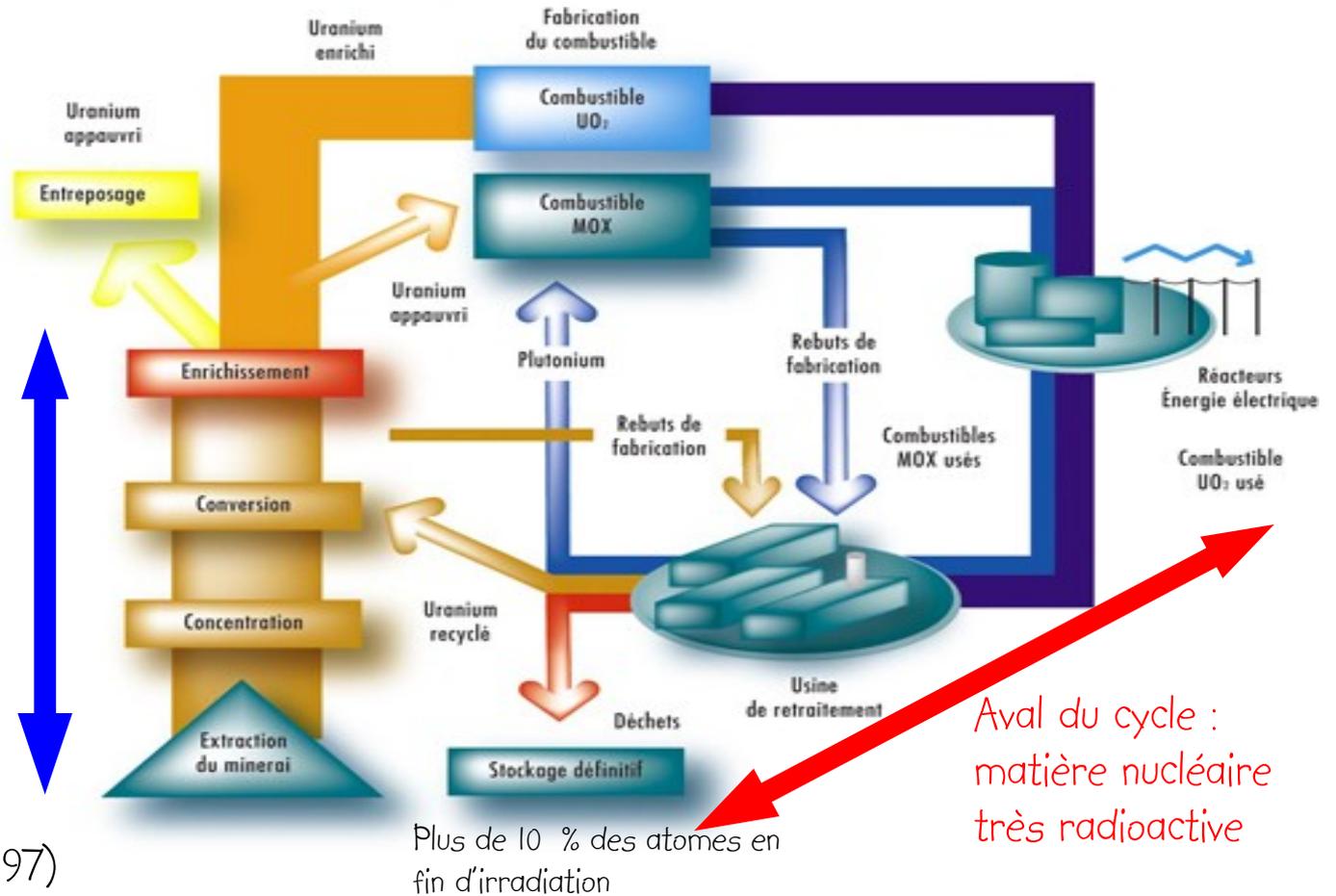
Cycle du combustible en France

1 tonne d' ^{235}U
entièrement fissionnée
produit 830 MWe an.

Amont du cycle :
Uranium 238 et 235
très peu radioactif

Globalement le coût du cycle du combustible ne représente que 25% du coût global de production de l'électricité nucléaire.
(estimation de la DGEMP de 1997)

Le cycle du combustible nucléaire



Amont du cycle

Uranium naturel

Il existe trois isotopes naturels de l'uranium (le dernier des éléments naturels ($Z=92$)) qui appartient à la famille des actinides :

^{238}U (99,28 %) , période de $4,47 \cdot 10^9$ ans

^{235}U (0,72 %) , période de $0,704 \cdot 10^9$ ans

^{234}U (0,0056 %) , période de $0,25 \cdot 10^6$ ans

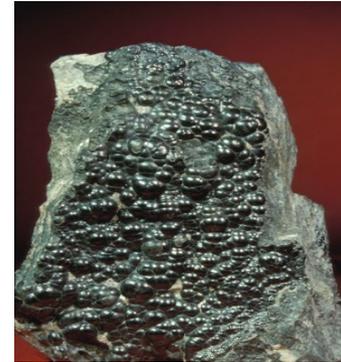
L'uranium est naturellement abondant sur terre, en moyenne 2 à 3 g par tonne de roche de la croûte terrestre, mais 10 à 30 g par tonne dans les granites. Il est plus abondant sur terre que l'or et l'argent.

Il est en revanche très peu concentré dans l'eau : 3 $\mu\text{g/l}$ dans l'eau de mer.

Extraction minière

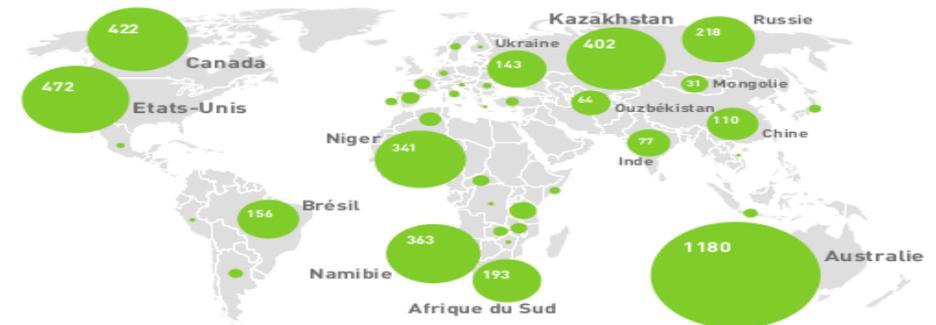
La pechblende (uraninite) est le minéral uranifère le plus fréquent dans les minerais d'intérêt industriel, mais il en existe plus de 200.

À partir des minerais, on produit par plusieurs étapes mécaniques et chimiques successives un concentré jaune (en fait plus souvent brun ou noir) d'uranium, le yellow cake, dont le constituant essentiel (70-90%) est l'octaoxyde de triuranium (U_3O_8). Le yellow cake est le produit exportable de l'industrie minière.



Échantillon de pechblende
On considère actuellement qu'un minerai est économiquement exploitable s'il contient plus de 0,1% d'U en masse (1 kg/1 t)

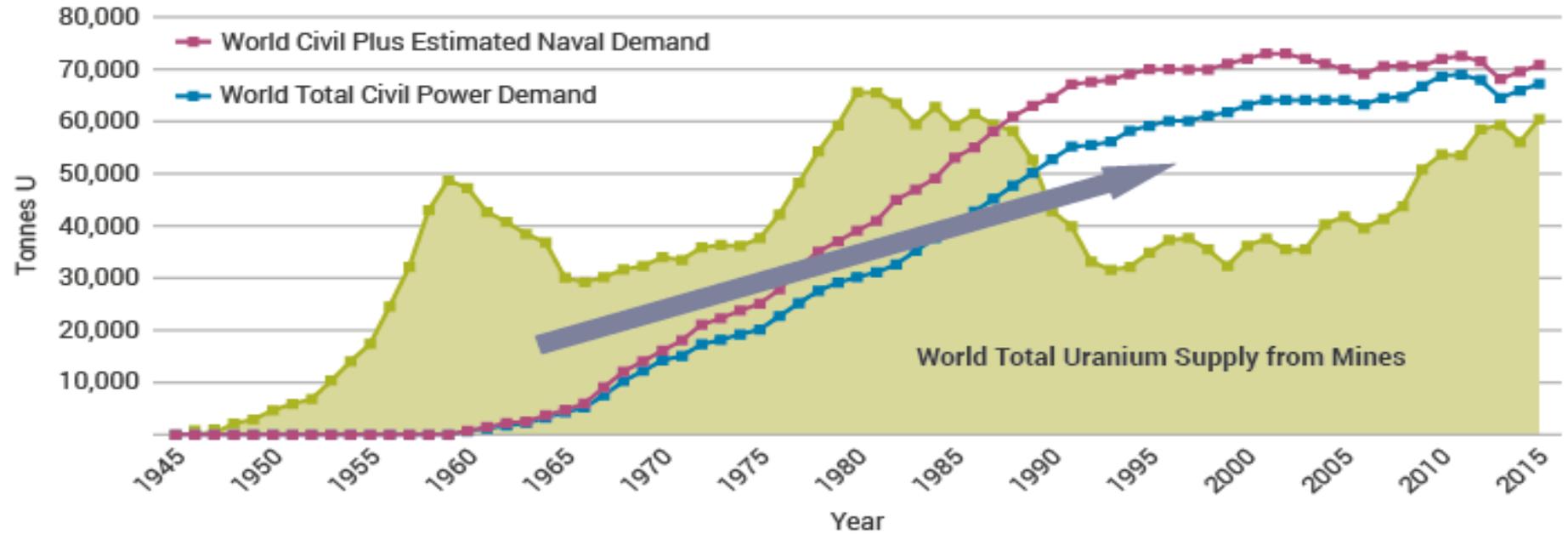
Réserves mondiales d'uranium en 2011
(en milliers de tonnes d'uranium)



Source: OCDE/AIEA, «Red Books» 2011

Actuellement 54 000 t d'U extraites par an.

World Uranium Production and Demand

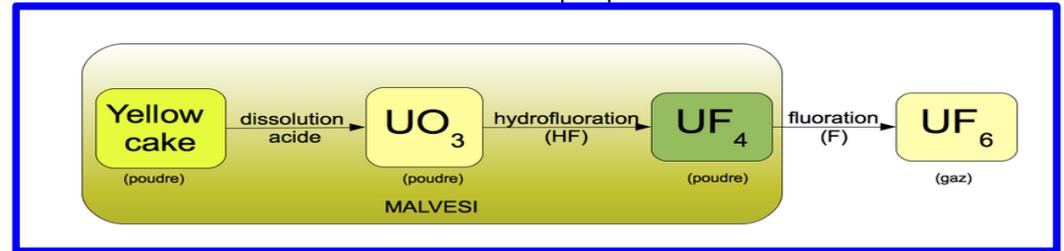


Plus grands producteurs : Kazakhstan (39%), Canada (22%), Australie (9%), Namibie (7%), Niger(6%)

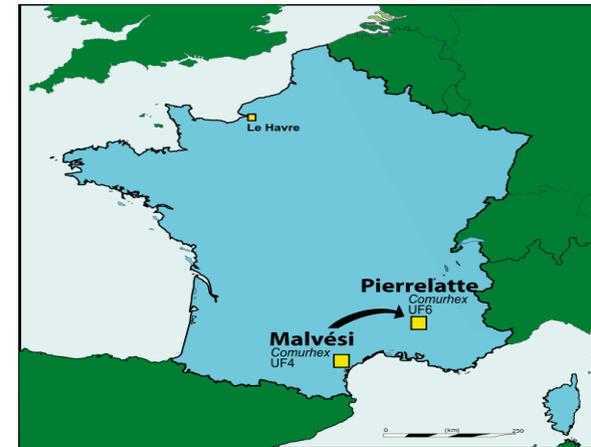
Conversion U_3O_8 en UF_6

L' U_3O_8 doit ensuite être converti en le seul composé gazeux connu de l'uranium, l'hexafluorure d'uranium : UF_6 , pour pouvoir procéder à l'enrichissement isotopique par voie gazeuse.

En France, la transformation en UF_4 est réalisée à l'usine de Malvési près de Narbonne.



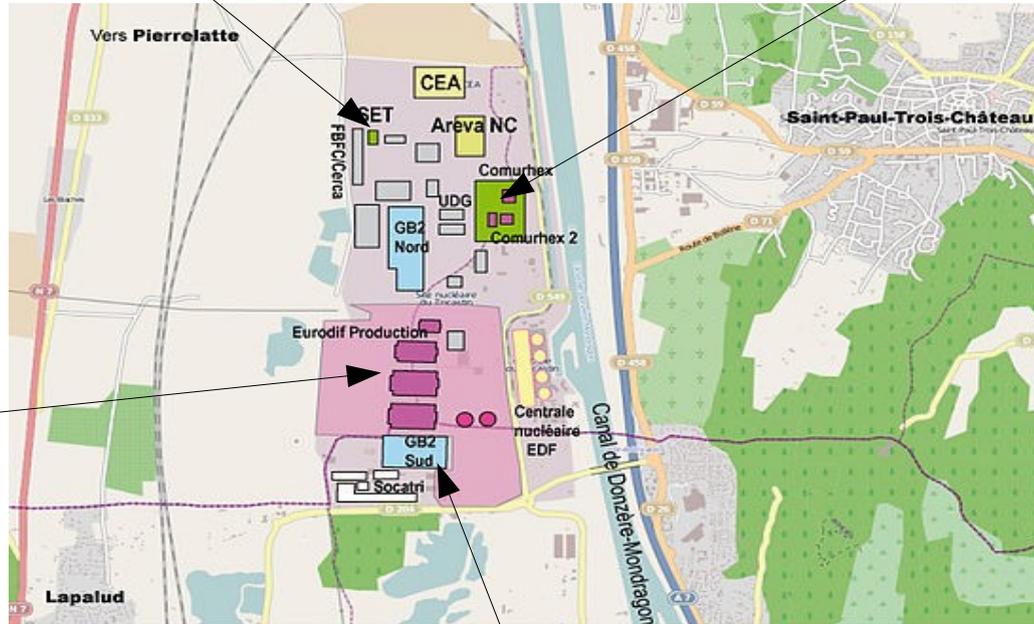
La dernière étape de fluoruration est réalisée sur le site de Tricastin à Pierrelatte.



Fluoration et enrichissement isotopique sur le site de Tricastin

Enrichissement par centrifugation : SET (Société d'Enrichissement du Tricastin)

Transformation en UF_6



L' UF_6 est gazeux
au-dessus de $55\text{ }^{\circ}\text{C}$

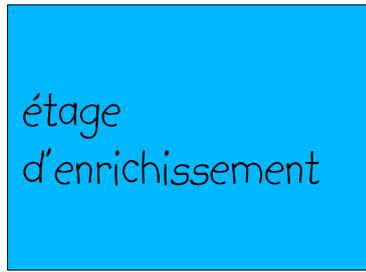
Enrichissement
par diffusion
gazeuse
(consommait
2/3 de la
production
de la centrale voisine)

Cette usine (Georges Besse I) est en cours
de démantèlement depuis juin 2012.

Enrichissement par ultracentrifugation
dans l'usine Georges-Besse II .

Séparation isotopique

UF_6
masse M_F
teneur N_F



UF_6 appauvri
masse M_w
teneur N_w

UF_6 enrichi
masse M_p
teneur N_p

La teneur représente la fraction massique
d' ^{235}U .

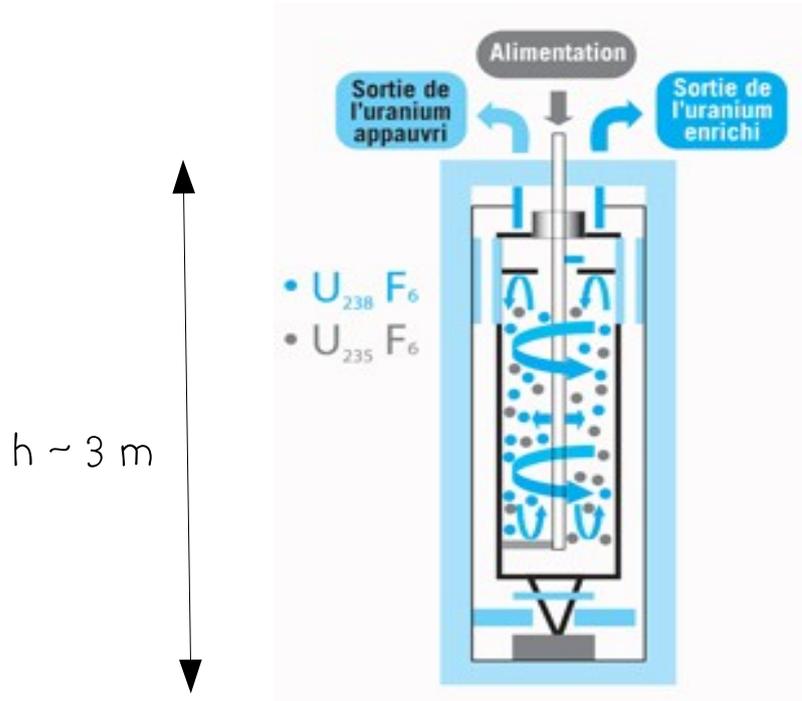
Le travail de séparation est défini par :

$$\Delta U = M_p [V(N_p) - V(N_w)] - M_F [V(N_F) - V(N_w)]$$

Avec : $V(x) = (2x - 1) \ln\left(\frac{x}{1-x}\right)$ potentiel séparatif

ΔU est exprimé en Unités de Travail de Séparation (UTS)
qui sont homogènes à une masse

Séparation isotopique : Ultracentrifugation , Usine GBI



vitesse de rotation

$$\Omega r > 700 \text{ m/s}$$

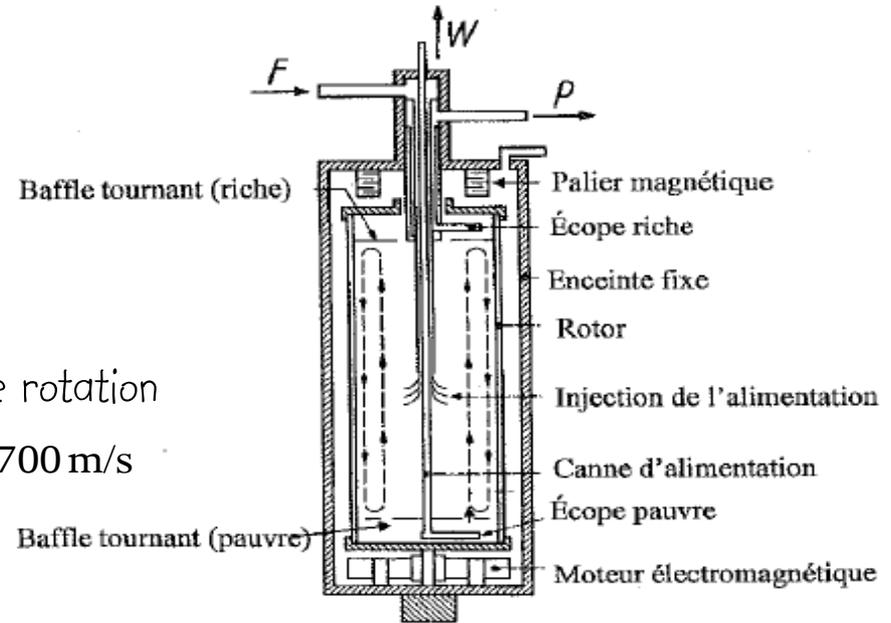
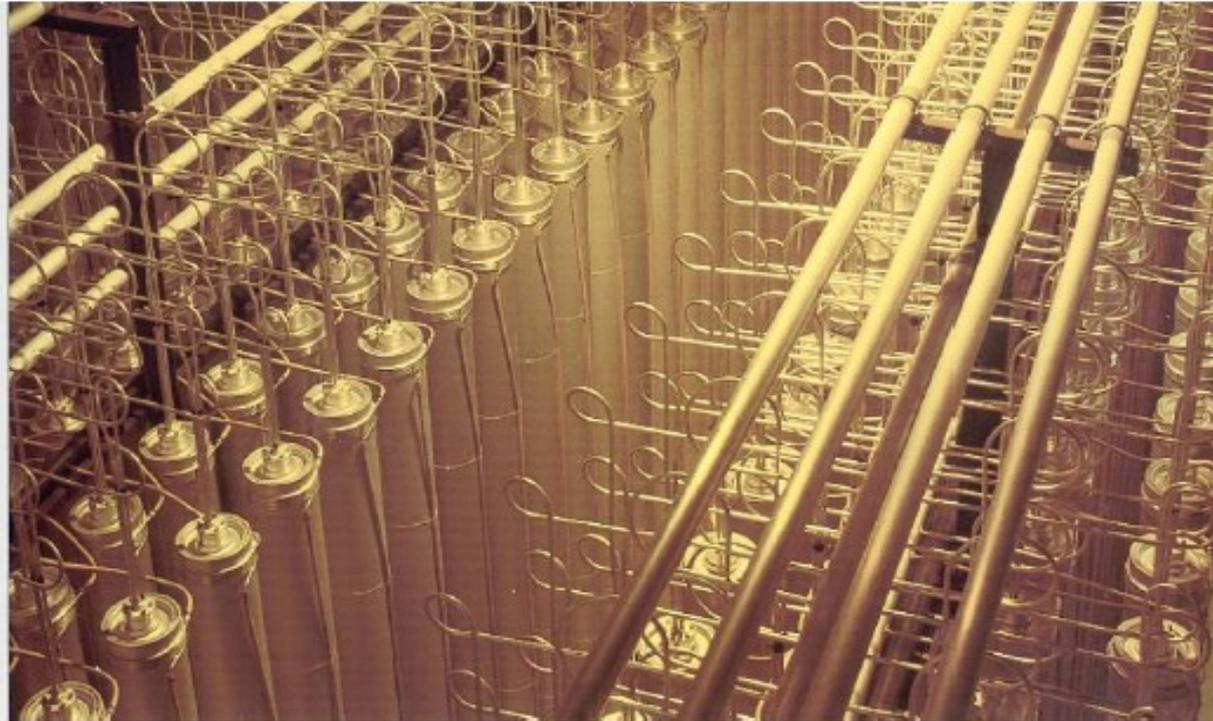


Figure 5.7. Schéma de principe d'une centrifugeuse.

Il faut environ 10 centrifugeuses en cascade pour atteindre un enrichissement de 5 %

Capacité actuelle de 7,5 millions d'UTS extensible à 11,5 millions d'UTS

Cette méthode nécessite beaucoup moins d'énergie. Elle a pris le relais de la séparation par diffusion en 2013.

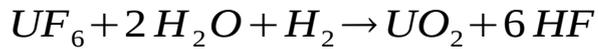


Centrifugeuses URENCO

Consortium Allemand-Néerlandais et Anglais.

Fabrication des assemblages

FBFC à Romans sur Isère



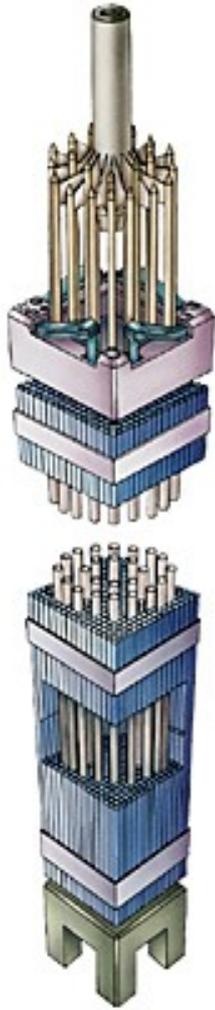
Le dioxyde d'uranium est une céramique très stable qui fond à 2760 °C. Elle ne présente pas de réaction avec l'eau.

Une pastille d' UO_2 est un petit cylindre de 8,19 mm de diamètre et de 13,5 mm de hauteur. Sa densité est de 10,5 g/cm³.

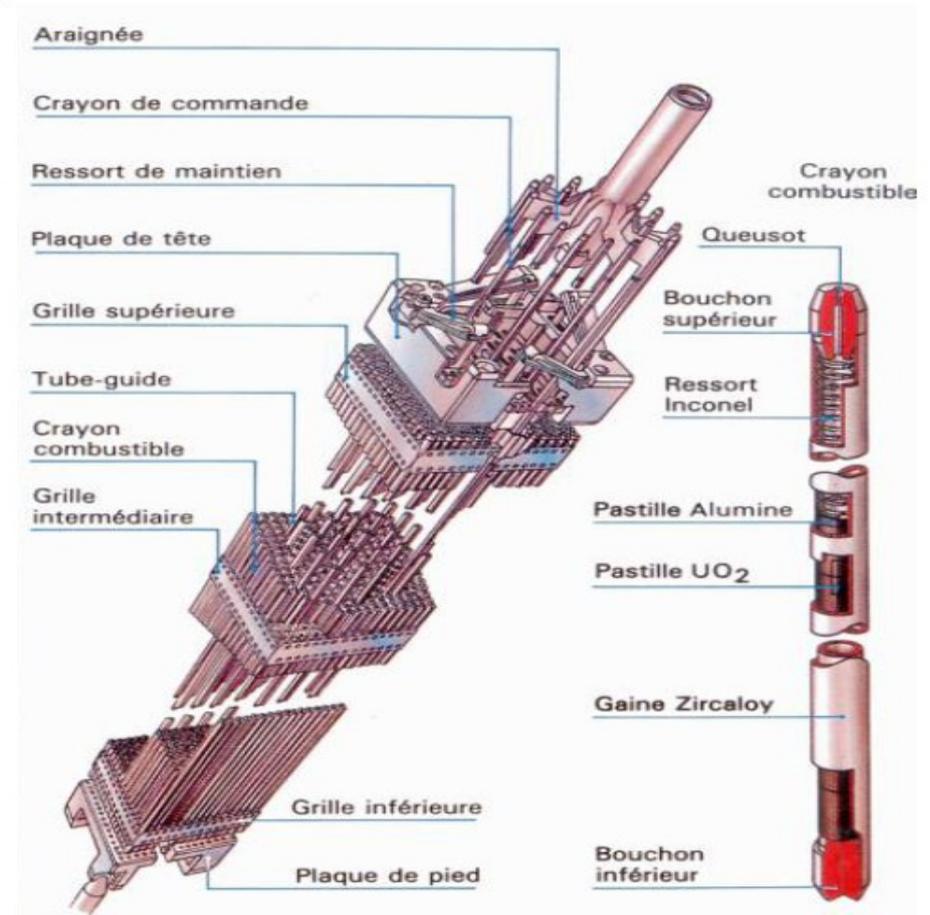
Il y a environ 11 millions de pastilles dans un cœur de 900 MW_e.



Fabrication des assemblages



Pastilles de UO_2 empilées dans des crayons en zircaloy (Zr+Sn)



Fonctionnement

Caractéristiques principales d'un réacteur REP du parc français

	Type 900 MW CPI - CP2	Type 1300 MW P'4
Puissance électrique nette fournie	925 MWe	1 345 MWe
Puissance nominale thermique de la chaudière	2 785 MW	3 817 MW
Combustible : oxyde d'uranium enrichi de	1,8 à 3,25 %	1,5 à 3,1 %
Taux moyen d'irradiation de rejet :	33 000 MW/jour	par tonne envir.
Nombre d'assemblages combustibles	157	193
Nombre de crayons par assemblage (combustible dit 17 x 17)	264	264
Nombre de grappes de contrôle	53	65
Diamètre intérieur de la cuve	3,988 m	4,394 m
Hauteur totale de la cuve avec couvercle	13,173 m	13,591 m
Epaisseur des viroles de la cuve	0,20 m	0,22 m
Fluide réfrigérant primaire	Eau sous pression	- id. -
Pression nominale	Environ 155 bar	- id. -
Température d'entrée réacteur	Environ 286 °	293 °
Température de sortie réacteur	Environ 323 °	328 °
Débit nominal	Environ 47 680 t/heure	65 635 t/h
Nombre de boucles	3	4
Puissance de chaque motopompe primaire (à chaud)	5 325 kW	6 500 kW

CARACTERISTIQUES DES ASSEMBLAGES FRAMATOME

900 ET 1300 MWe

REACTEUR	900	1300
<u>Nombre d'assemblages 17x17</u>	157	193
Nombre de crayons par assemblage	264	264
Gaine - diamètre mm	9,5	9,5
- épaisseur mm	0,57	0,57
<u>Longueur assemblage mm</u>	4058	4796
Nombre de grilles	8	10
Section de l'assemblage mm x mm	214 x 214	214 x 214
<u>Masse de l'assemblage / dont U kg</u>	670 / 460	765 / 538
Nombre de tubes guides	24	24

réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

Conditions de fonctionnement normal

Régime normal du cœur REP :

- pression du caloporteur	155	bars
- température du caloporteur	285/325	°C
- cycles d'exploitation	12 à 18	mois
- temps de séjour (avec réarrangement)	3 à 4	cycles
- puissance linéique moyenne crayon	175	W/cm
- température maximale de gaine	350	°C
- température centrale crayon	1000	°C
... au point chaud	1850	°C

réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

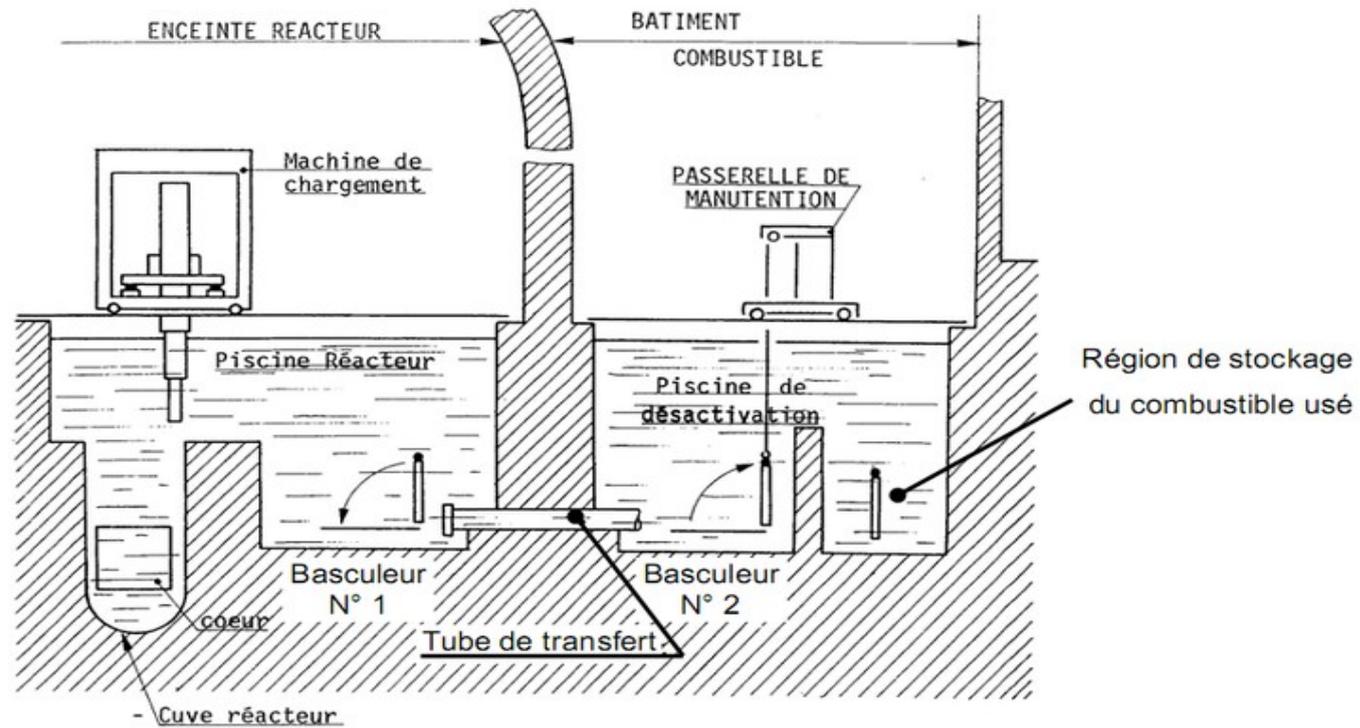
Cycle de fonctionnement d'un réacteur

Un REP français est *exploité en continu sur une durée de 12 à 18 mois*. Il est ensuite *arrêté durant un mois* pour le renouvellement partiel de son combustible, pour inspection et maintenance.

Les assemblages séjournent dans le cœur pour une durée de 3 à 5 ans. Leur composition évolue en fonction de leur *taux de combustion, qui est l'énergie nucléaire totale fournie par une tonne de combustible (U et/ou Pu)*. Le taux de combustion est exprimé en GWj/t. Dans certains réacteurs, ce taux de combustion par assemblage atteint 55 à 60 GWj/t.

Durant l'arrêt annuel, 25 à 30% des assemblages sont renouvelés. Les assemblages irradiés sont transférés dans une piscine de désactivation située dans le bâtiment combustible qui jouxte le bâtiment réacteur.

Après quelques mois de stockage dans cette piscine, les assemblages irradiés sont transportés vers l'usine de La Hague pour retraitement.



Aval du cycle

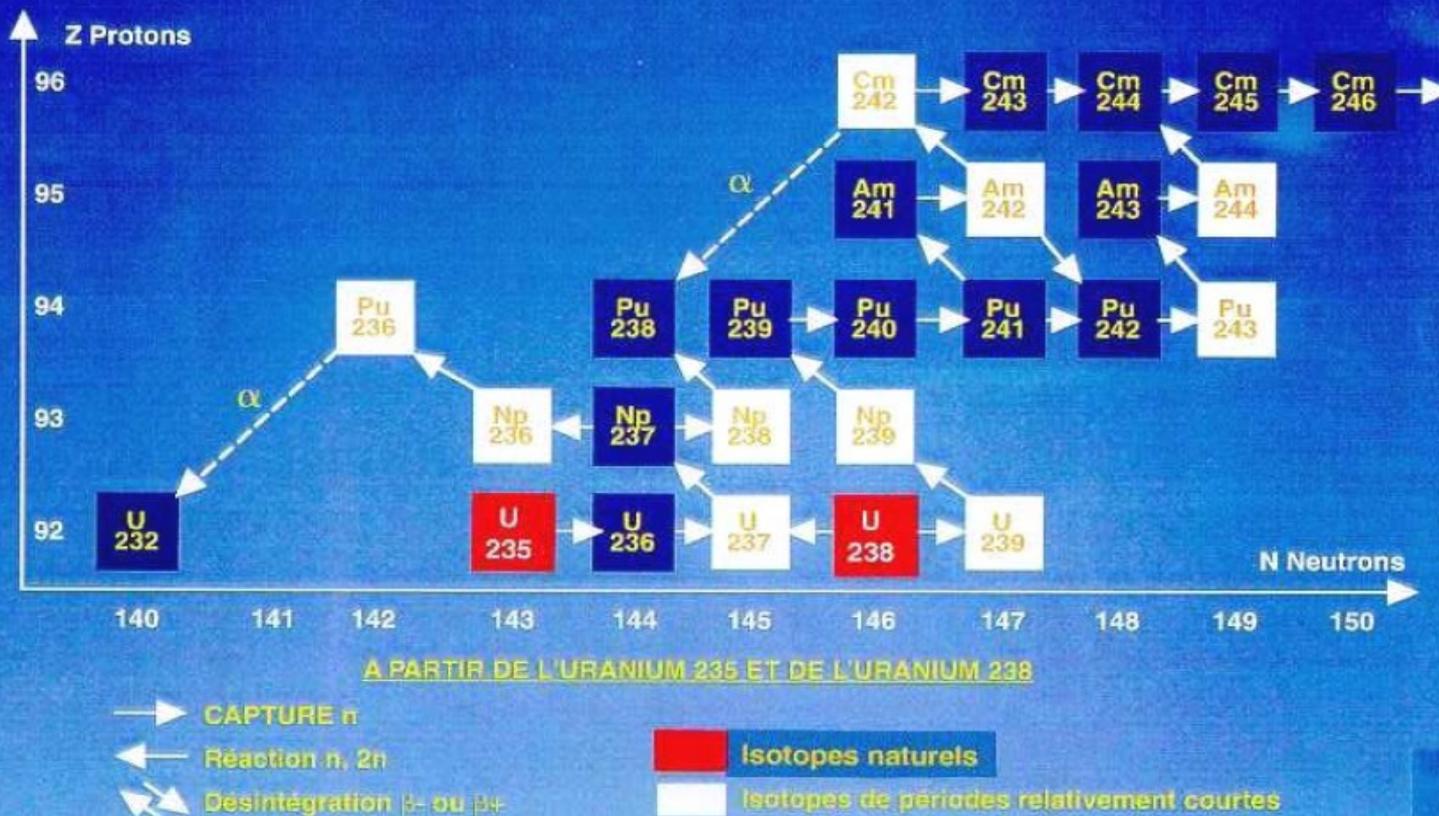
Évolution de la composition chimique du combustible

Initialement (sauf pour les assemblages MOX) le combustible ne contient que des atomes d'uranium 238 et 235 (en plus de l'oxygène). Progressivement, l'uranium 235 disparaît laissant derrière lui des produits de fission. Du plutonium 239 se forme à partir de l'uranium 238 ainsi que d'autres actinides, dont le neptunium, l'américium et le curium qualifiés d'actinides mineurs.

Pour un assemblage ayant subi un taux de combustion de 47,5 GWj/t et ayant refroidi 4 ans en piscine :

- 94 % est récupérable : 92,5% ^{238}U ; 0,74% ^{235}U ; 0,61% ^{239}Pu ; 0,15% ^{241}Pu
- 4,9% est constitué de produits de fission
- 1,1 % est dégradé en ^{236}U et en transuraniens non fissiles

PRINCIPALES CHAINES DE FORMATION DE NOYAUX LOURDS ARTIFICIELS



réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

Éléments radioactifs présents dans les assemblages irradiés

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

réf : Retraitement du combustible, CLEFS CEA, n° 53 , 2005-2006

Usine de La Hague proche du cap du même nom dans le Cotentin (retraitement du combustible)



UP2 : combustible EdF – 800 t/an
 UP3 : combustible étranger – 800 t/an



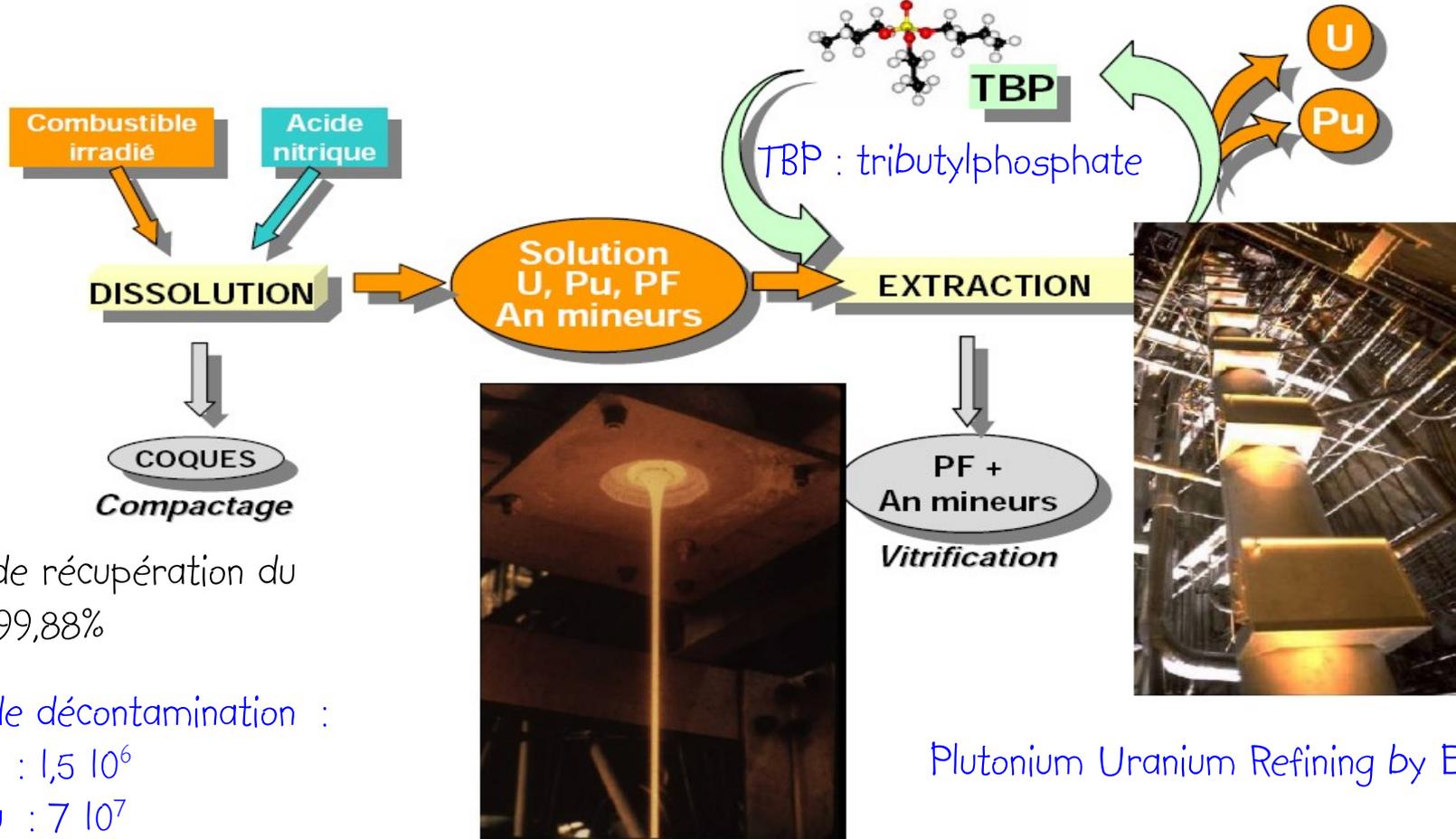
réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

Piscine d'entreposage à La Hague des combustibles irradiés

Les assemblages sont entreposés pour une durée minimale de 4 ans avant leur retraitement (8 ans en moyenne).



Le retraitement : procédé PUREX

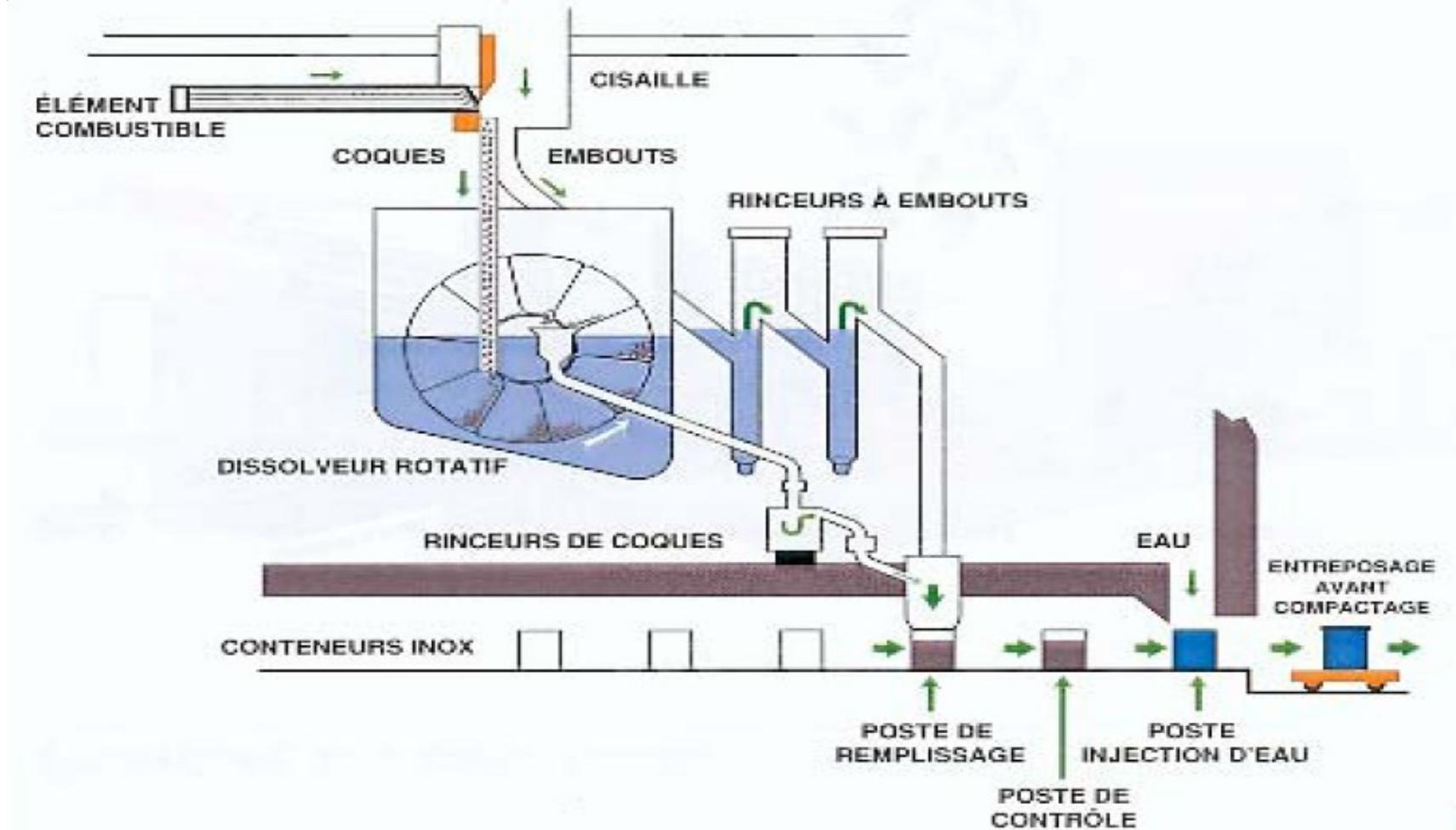


taux de récupération du
Pu : 99,88%

taux de décontamination :
FD U : $1,5 \cdot 10^6$
FD Pu : $7 \cdot 10^7$

réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

Plutonium Uranium Refining by EXtraction



Recyclage de l'U et du Pu

L'uranium et le plutonium sont extraits sous forme de nitrate liquide.

L'uranium (URT) quitte La Hague sous la forme de nitrate d'uranyle. Il a une composition isotopique complexe. Il contient en particulier des neutrophages tels que ^{236}U , ^{232}U et ^{234}U . 30% de l'URT est recyclé dans la confection de combustible standard en particulier pour les réacteurs de Cruas.

L'URT n'est recyclé qu'une fois du fait de sa contamination croissante.

70% de l'URT est stratégiquement stocké après conversion en U_3O_8 .

Le plutonium est transformé en PuO_2 sur le site de La Hague avant son transport vers l'usine MELOX de Marcoule où est fabriqué le combustible MOX. Le MOX contient ~25 % de PuO_2 et 75% d' UO_2 appauvri.

Les assemblages MOX sont chargés à 30% au côté d'assemblages UO_2 (70%).

Aujourd'hui les assemblages MOX irradiés ne sont pas retraités. Ils sont entreposés à La Hague.

Plus de 20 réacteurs sont moxés en France.

Classification des déchets solides nucléaires en France

Le tri des déchets se fait à la fois
sur la période et sur l'activité

	Vie courte Période < 30 ans pour les principaux éléments	Vie longue Période > 30 ans
Très Faible Activité (TFA)	Stockage dédié CSTFA (ouvert depuis août 2003)	« Mise en sécurité » pour les résidus miniers
Faible Activité (FA)	Centre de l'Aube (ouvert depuis 1992)	Stockage dédié à l'étude pour les déchets radifères et graphites
Moyenne Activité (MA)	A (Stockage à l'étude pour les déchets tritiés)	B
Haute Activité (HA)	Solution de référence : Stockage géologique profond C	

réf : cours d'Étienne Vernaz CEA

Volume et activité des déchets solides nucléaires produit annuellement en France

Parc de 58 réacteurs

Puissance installée 62GWe

Déchets	Volume annuel	Répartition en volume
FA – MA (A)	7500 m ³	94.6 %
MAVL (B)	310 m ³	4 %
HAVL (C)	115 m ³	1,4 %

Déchets	α	$\beta\gamma$ (hors tritium)
FA – MA (A)	< 0,1 %	< 0,1 %
MAVL (B)	0,4 %	2,3 %
HAVL (C)	99,5 %	97,6 %

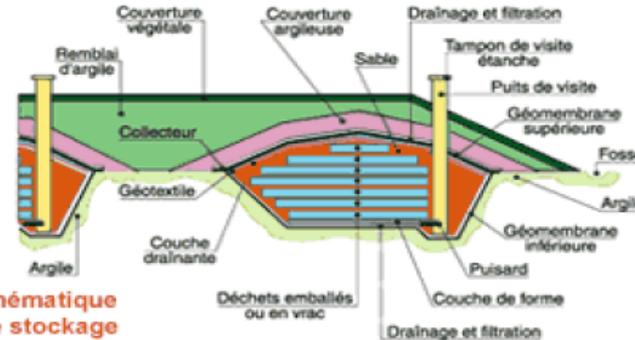
Déchets de Très Faible Activité (TFA)

- Volume : 1 à 2 millions de m³
- Niveau d'activité : qq dizaines de Bq/g
- Conditionnés en caissons métalliques ou en big-bag
- **Centre de stockage de l'ANDRA à Morvilliers** dans l'Aube
 - Ouverture le 14 août 2003

Agence Nationale pour
la gestion des Déchets
RadioActifs (ANDRA)



Coupe schématique
d'une alvéole de stockage



Centre Industriel de
Regroupement,
d'Entreposage et de
Stokage (CIRES)

Centre de l'Aube (CSA) - Soulaire

Initialement prévu pour 30 ans ; suffira pour l'ensemble du parc nucléaire pendant au moins 60 ans !



déchets FMA-VC

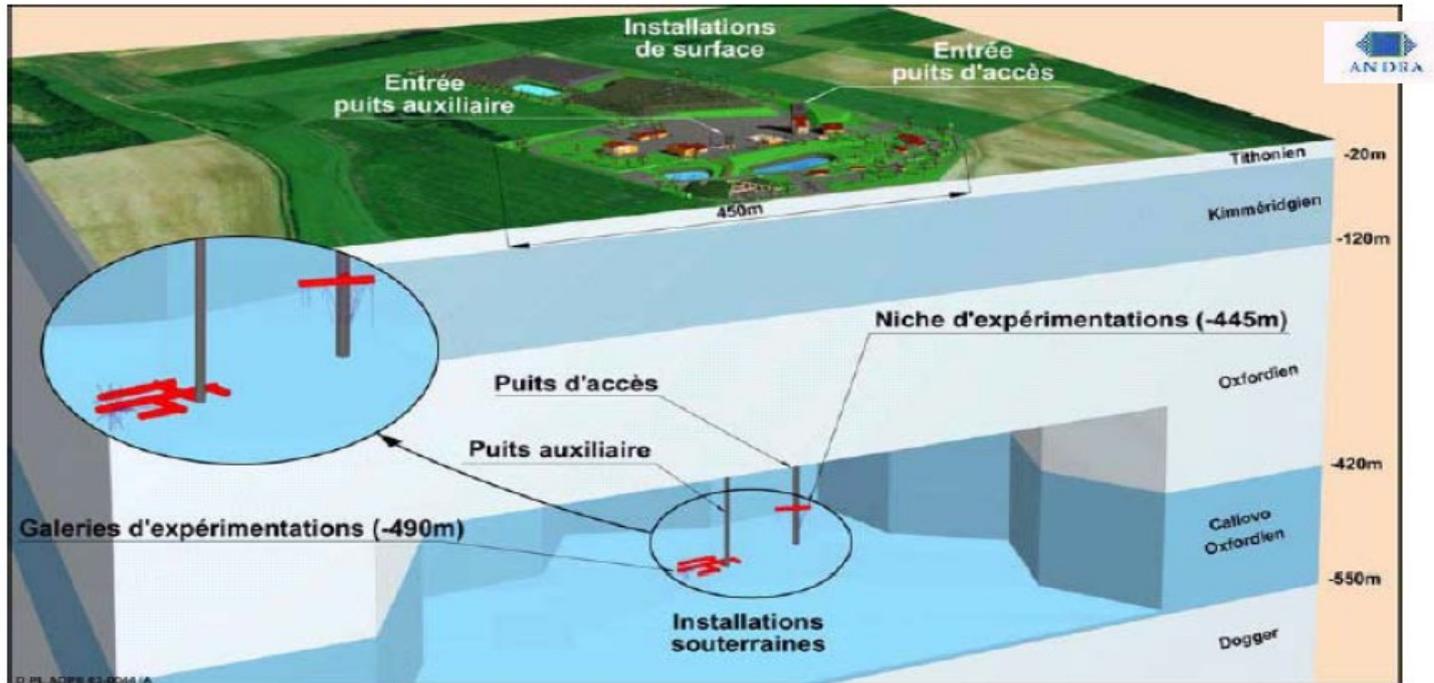
Cases de stockage



Atelier de conditionnement des déchets



Le Laboratoire (LSR) de Meuse/Haute-Marne

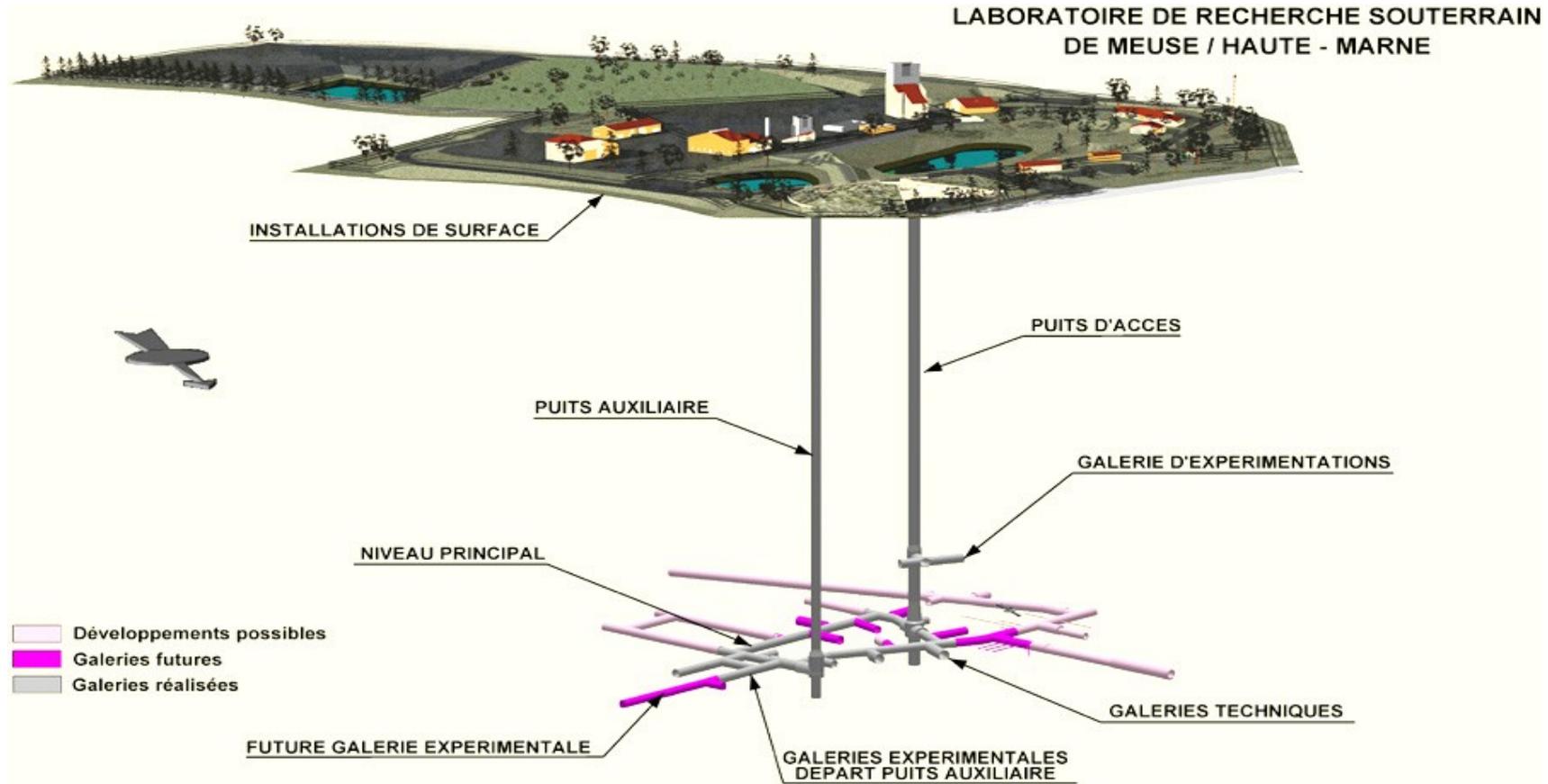


Coupe géologique 3D du site

Stockage géologique profond
pour les déchets HAVL

puits principal : 451m
puits auxiliaire : 505m
niche expérimentale : 445m

Cigéo pourrait entrer en exploitation en 2025.



Pour en savoir plus :

- Le cycle du combustible nucléaire, Louis Patarin, EDP Sciences
- Introduction to nuclear engineering, John R. Lamarsh, Addison-Wesley
- Le nucléaire expliqué par des physiciens, Paul Bonche, EDP Sciences
- Les déchets nucléaires, René Turlay, Les éditions de physique
- Nucléaire, les chemins de l'uranium, Pierre Morvan, Ellipses