

**Les Journées Uranium d'Orsay
21 janvier 2022**

**Considérations sur l'électronucléaire actuel et futur
ou
Comment mieux valoriser l'uranium naturel**

R. Guillaumont

Professeur honoraire de l'Université de Paris XI-Orsay, membre de l'Académie des sciences

Le rapport de l'Académie des sciences

Réacteurs nucléaires, RNT, RNR, ...cycle ouvert/fermé ... combustibles nucléaires

Réacteur à neutrons thermiques : RNT avec UOX et MOX

Réacteurs à neutrons rapides : RNR avec MOX et autres combustibles

Mieux valoriser l'uranium = changement de paradigme

Quels avenir pour une meilleure utilisation de l'uranium ?

Conclusion

Rapport Académie des sciences (Comité prospective en Energie)

Objectifs

Comparer les systèmes de production de l'énergie électrique, puisant dans des stocks ou des flux.

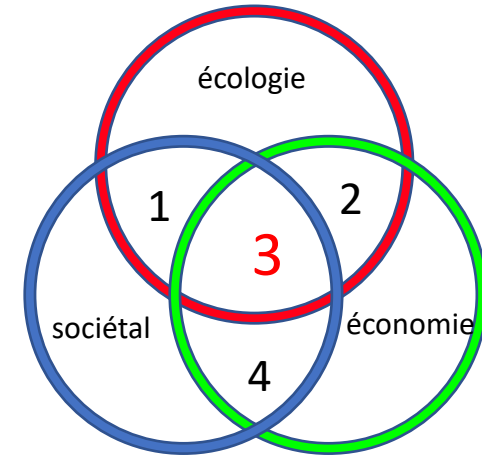
Eclairer les choix stratégiques pour limiter l'émission de CO2 dans un développement durable

Aborder l'électronucléaire par le **combustible nucléaire**

Prendre appui sur des données quantitatives **cohérentes comprises par le public** (demande sociale)

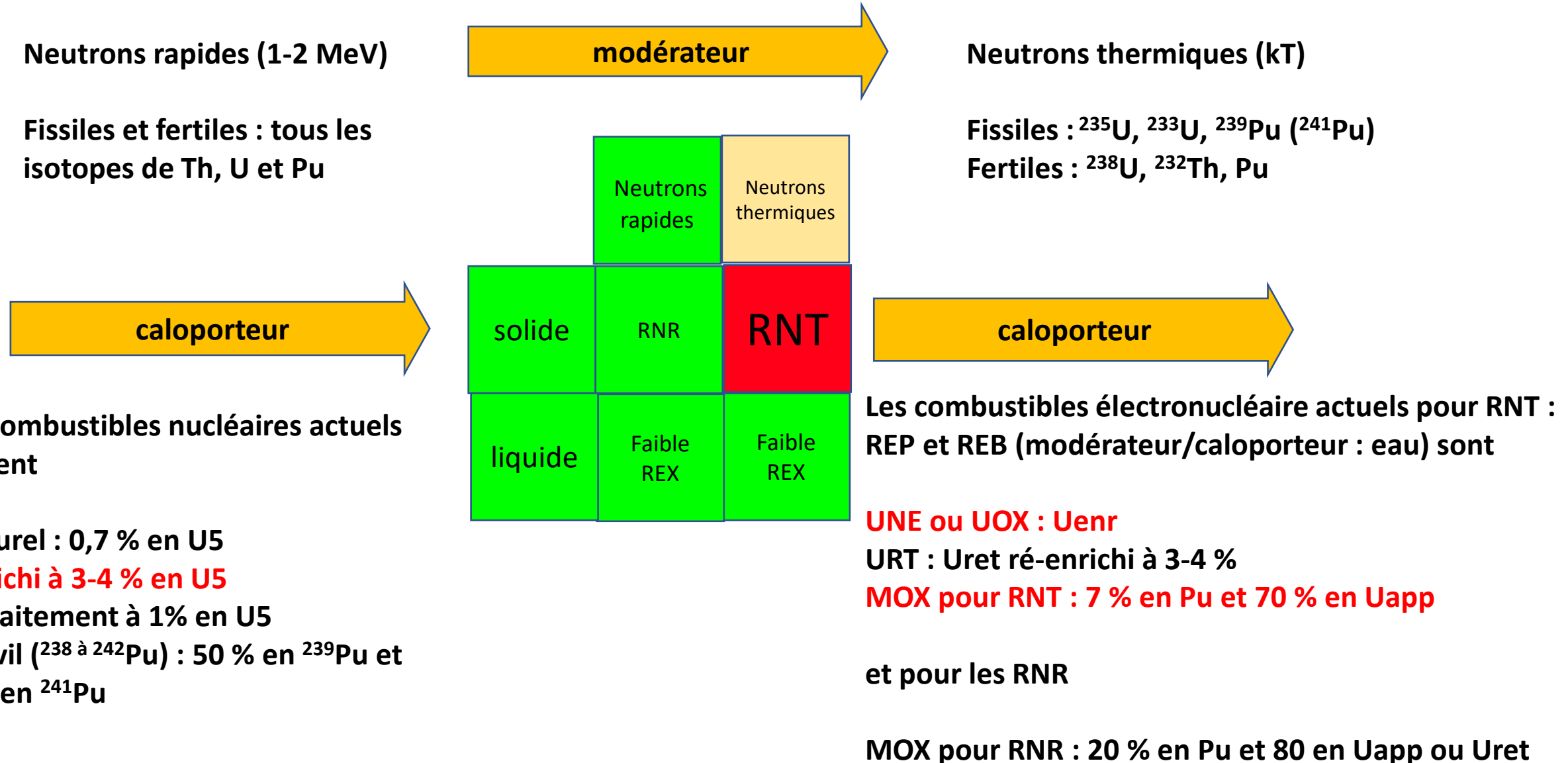
Comparaisons des systèmes

Puissance et production, **CO2**, impacts non radiologiques et radiologiques, **déchets**, ...



- 1-vivable
- 2-viable
- 3-durable**
- 4-équitable

On sait contrôler la libération de l'énergie de fission des noyaux lourds (Z,A) par les neutrons dans les réacteurs nucléaires. Les noyaux pair (Z) - impair (A) sont très fissiles par les neutrons thermiques. Tous, pi et pp, sont fertiles par les neutrons thermiques ou rapides



Le combustible nucléaire ne disparaît pas

x Contraintes

Barres
contrôle

Crayons
Zr (RNT)
Inox (RNR)
étanches

T, P, variables

Modérateur
et/ou
Caloporteur
H₂O, D₂O, C

Pastilles
UOX, MOX, céramiques
10²⁰ noyaux/cm³
PF : 1/3 tableau périodique
dont gaz
TU : Np, Pu, Am, Cm
T : 1 500 – 300 °C sur 0,5 cm
Réorganisation chimique
X Ci/g, Radiolyse
dpa dans Zr et Inox

ϕ (n/cm²/s) = v (cm/s) ρ (n/cm³)
RNT qq 10¹⁴
soit **qq10⁸ n/cm³**
RNR qq 10¹⁵
soit **qq10⁵ n/cm³, E_n = 0,1 MeV**

d et e = centimètres
l = mètres

1 Limite

**Sur irradiation des pastilles et
crayons et *in fine***

**sur le nombre de neutrons que
peut supporter le combustible :**

ϕt

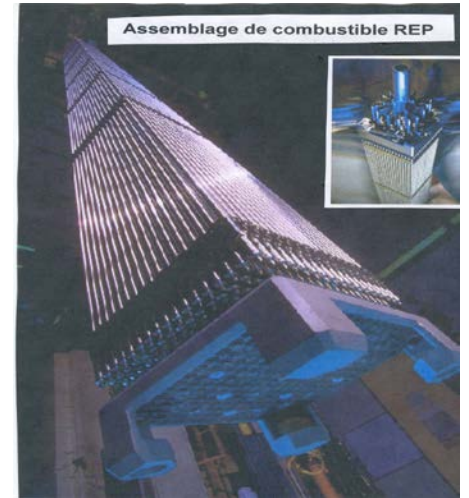
RNT

La quasi-totalité des réacteurs électronucléaires en service (environ 440) sont des RNT.

Un RNT utilise un combustible d'oxyde d'uranium (UOX) à uranium enrichi en ^{235}U (3 à 4 %). Les neutrons rapides de fission y sont ralentis par un modérateur jusqu'à avoir une vitesse correspondant à l'agitation thermique. L'énergie de fission apparue sous forme d'énergie thermique est récupérée par un caloporteur.

Pourquoi un tel succès des RNT ? :

- ^{235}U est très fissile par les neutrons thermiques,
- ^{239}Pu qui est formé dans le combustible à partir de ^{238}U est 3 fois plus fissile que ^{235}U
- l'eau peut jouer à la fois le rôle de modérateur et de caloporteur
- au total on peut construire des réacteurs de puissance (ordre du GWe) de tailles raisonnables.
- Le modèle le plus courant est le REP : Réacteur à Eau Pressurisée
P = 150 atm - T = 290 à 330 °C, 40 ans de vie (et plus)



Mais dans les RNT l'uranium est mal utilisé. Pourquoi ? :

Les neutrons créent des dommages sur les gaines des crayons de combustible, en zircaloy, les produits de fission s'accumulent dans les crayons, ainsi que d'autres isotopes plus lourds que ceux de plutonium (actinides mineurs- AM). Pour des raisons de pilotage et de sûreté il faut changer les assemblages de combustible avant que toute la matière fissile soit consommée. Le combustible utilisé contient encore ^{235}U et Pu. Au total 1 % de l'uranium est utilisé.

Enceinte
 80 000 m³,
 résiste 3 bar

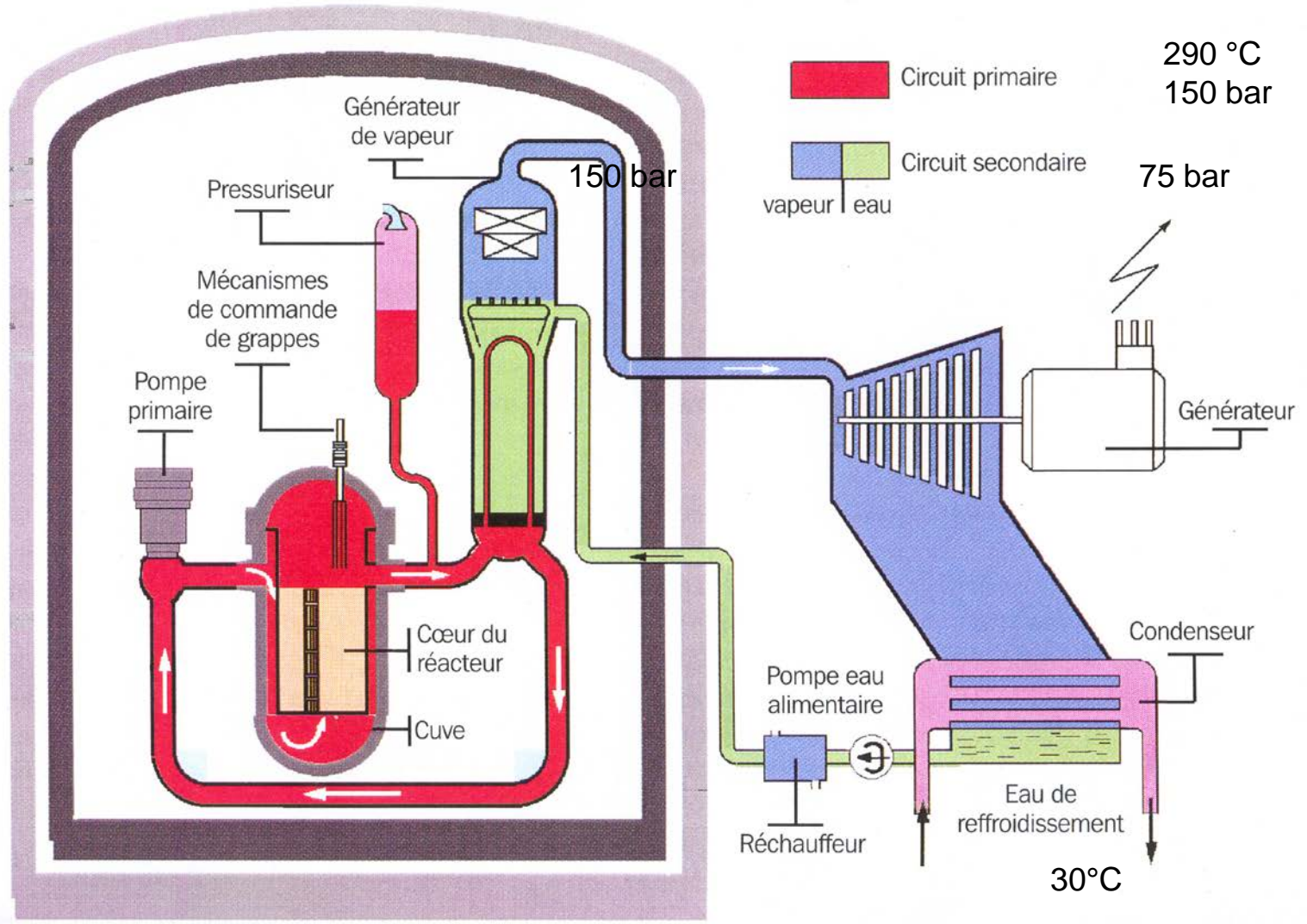
Cuve
 h = 12 m
 d = 4/4,5 m
 200/300 t
 150/ 200
 assemblages
 100 kW/dm³

Assemblage
 264 crayons

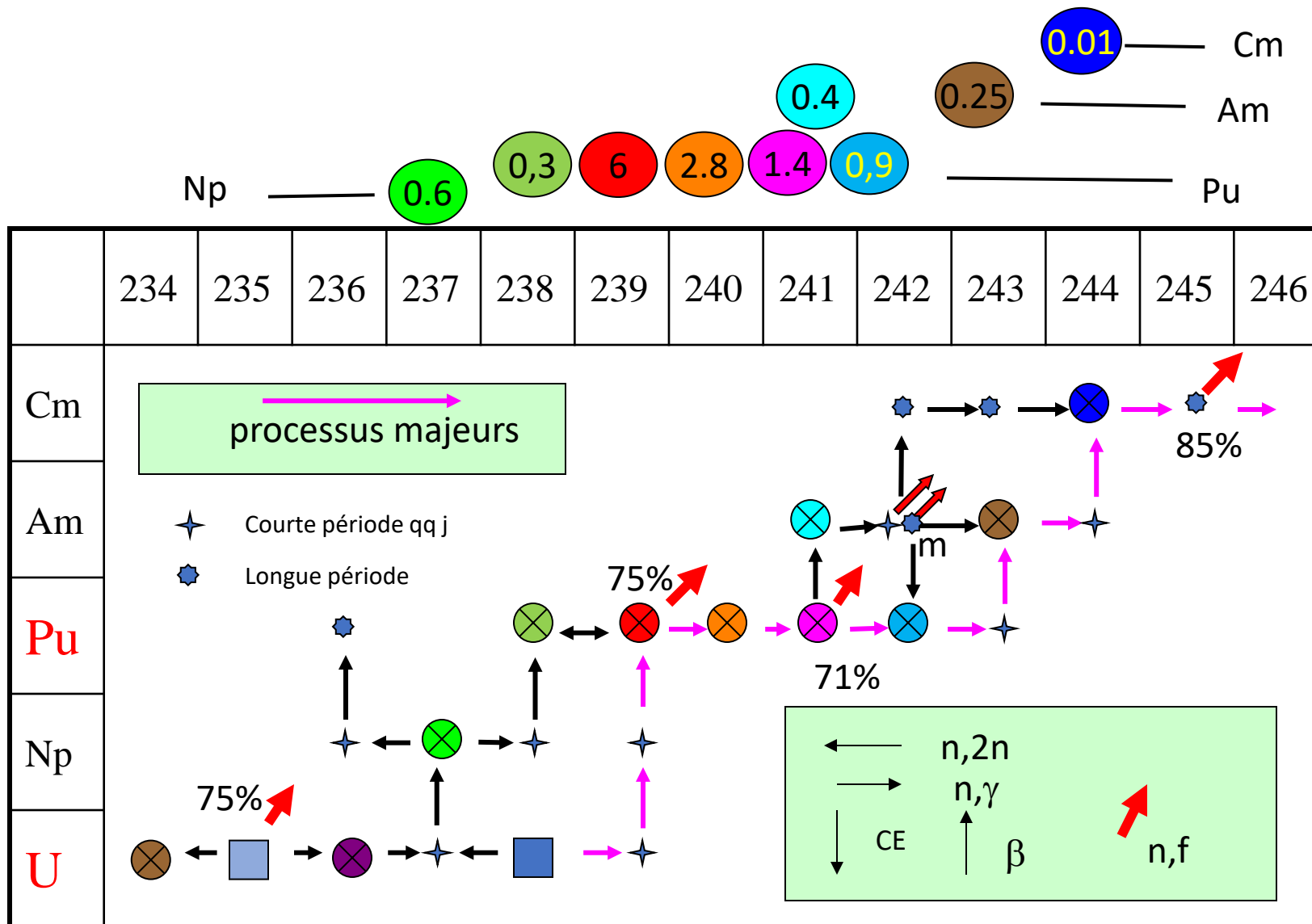
Crayon
 h = 6 m
 d = 1 cm
 e = 1 mm
 272 pastilles

Pastille
 h = 1 cm
 d = 8 mm

Schéma de principe d'un REP
 Les nombreux auxiliaires ne sont pas représentés



Quantités Pu et AM (kg/tonne) dans un CU UOX à 3,5 % en ^{235}U , TC 33 GWJt $^{-1}$



6,7

Emissions alpha non indiquées

Bilans matières en radionucléides

Capitiaux pour comprendre.

Très compliqués.

Résoudre les équations de Bateman du système avec les paramètres appropriées aux phénomènes : ϕ , σ_c , σ_f , $T_{1/2}$,

Très sensibles aux données

Codes pour chaque cas

Bilans matières approchés en radionucléides

Bilan en ^{235}U quasi indépendant de la production du Pu : $^{235}\text{U} (n,f)$ et $^{235}\text{U} (n,\gamma)^{236}\text{U}(\beta)$. ^{235}U est un marqueur.

Si on connaît, *a minima*, ΔM (U5) on a un ordre de grandeur de ϕ (n/cm²/s) t(s).

$N_U(t) = N_U(0) \exp - \lambda t$ avec $\lambda = \phi (\sigma_c + \sigma_f)$, paramètres pour U5

qui permet d'estimer ΔM (U8) : $^{238}\text{U} (n,f)$ et $^{238}\text{U} (n,\gamma)^{239}\text{U}$ (si on ne le connaît pas d'après le bilan)

$N_U(t) = N_U(0) \exp - \lambda t$ avec $\lambda = \phi (\sigma_c + \sigma_f)$, paramètres pour U8

et la production de ^{239}Pu : $^{238}\text{U} (n,\gamma)^{239}\text{U}(\beta)^{239}\text{Np}(\beta) ^{239}\text{Pu}$.

$N_{\text{Pu}}(t) = N_{\text{Pu}}(0) + N_{\text{U8}}(0) \lambda_{\text{U8}} / (\lambda_{\text{Pu}} - \lambda_{\text{U8}}) [\exp - \lambda_{\text{U8}}t - \exp - \lambda_{\text{Pu}}t]$

... ou de quantités initiales de 239 et ^{241}Pu fissionnées

	REP (UOX)			REP (MOX)			RNR		
	σ^c	σ^f	σ^f/σ^c	σ^c	σ^f	σ^f/σ^c	σ^c	σ^f	σ^f/σ^c
²³⁸ Pu	32	2,4	0,075	13	2	0,15	0,54	1,1	2,0
²³⁹ Pu	58	103	1,8	21	38	1,8	0,53	1,8	3,4
²⁴⁰ Pu	127	0,6	0,005	42	0,6	0,014	0,53	0,35	0,66
²⁴¹ Pu	38	112	2,9	16	44	2,8	0,46	2,5	5,4
²⁴² Pu	30	0,45	0,015	24	0,5	0,020	0,43	0,23	0,53
²³⁵ U	9	43	4,8	6	20	3,3	0,57	1,9	3,3
²³⁸ U	0,9	0,1	0,11	0,8	0,1	0,12	0,33	0,04	0,12

Données CEA
valeurs moyennes selon le spectre
neutronique

REP

1 tonne
UOX neuf
4 % en U5
40 kg

On trouve

$$\phi \text{ (n/cm}^2\text{/s) t(s) = } 2,6 \cdot 10^{22}$$

Si on exprime ϕ en multiple de 10^{14} n/cm²/s ($\phi = x \cdot 10^{14}$) et t en années

$$x \cdot t \text{ (a) = } 8,2$$

$$Q(\text{Pu9}) = 5,3 \text{ kg (très peu)}$$

EDF : CU après 3 ou 4 ans en réacteur, selon le type de réacteur

1 tonne
UOX utilisé
1 % en U5
10 kg

Bilan énergétique

Unité de taux moyen de combustion du combustible nucléaire, TC, est mesuré en GWj/t.

1 GWj/t est la quantité d'énergie thermique qu'une tonne de combustible a fourni par fission sans distinguer les isotopes (U, Pu, actinides) qui ont fissionnés.

1 tonne brûlée à 1 GWj/t fournit $5,4 \cdot 10^{26}$ MeV soit 24 GWh, ce qui correspond à $2,7 \cdot 10^{24}$ fissions, à la disparition de 4,48 moles de matière fissile soit 1053 g de matière fissile (U ou Pu ou AM) et de 0,96 g de matière.

$$1 \text{ GWj/t} = 24 \text{ GWh} = 2,7 \cdot 10^{24} \text{ fissions} = 4,48 \text{ moles} = 1 \text{ kg de PF}$$

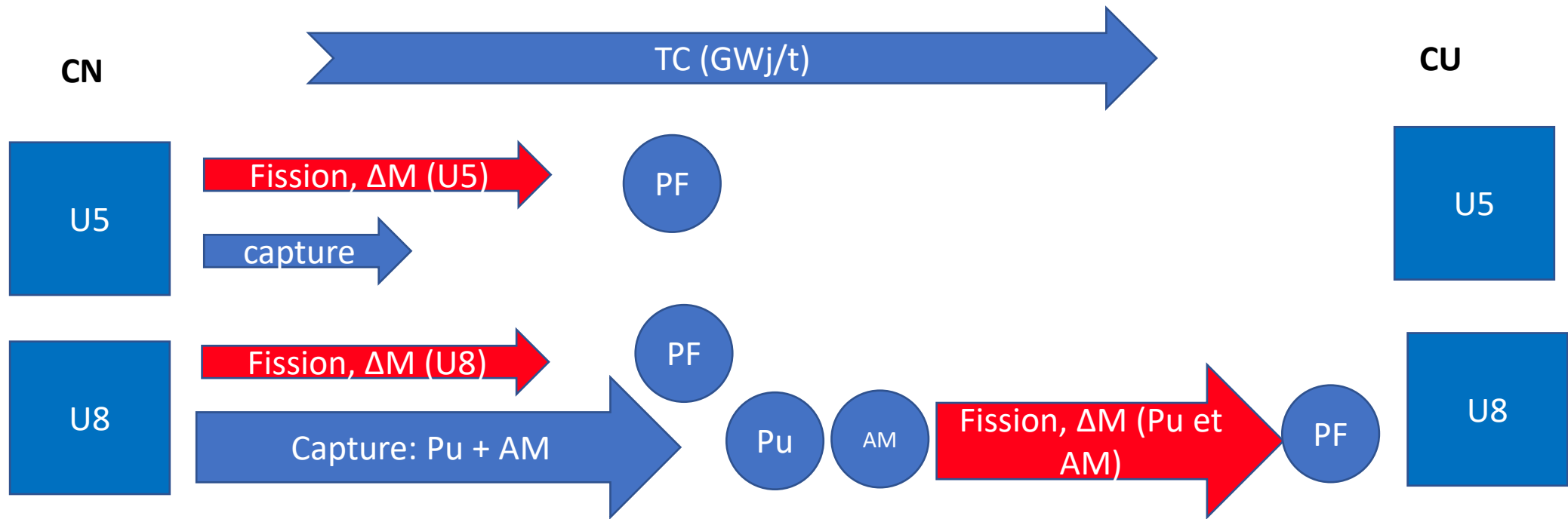
On peut aussi exprimer le TC en % d'atomes fissiles fissionnés, $1 \% \approx 10 \text{ GWjt}^{-1}$

Comme le nombre de fissions est lié à ϕt , ϕt est lié au TC. On peut calculer les bilans matières en fonction de TC

*1 tep = 11,630 MWh

Bilan énergétique approché

1 GWj/t correspond à 1 kg de PF provenant de ΔM (U) et de ΔM (Pu et autres fissiles). ΔM (U) connu d'après le bilan matière en U5 et en U8. ΔM (Pu et autres fissiles) déduit du bilan en PF et de ϕ ($\text{n/cm}^2/\text{s}$) t(s)



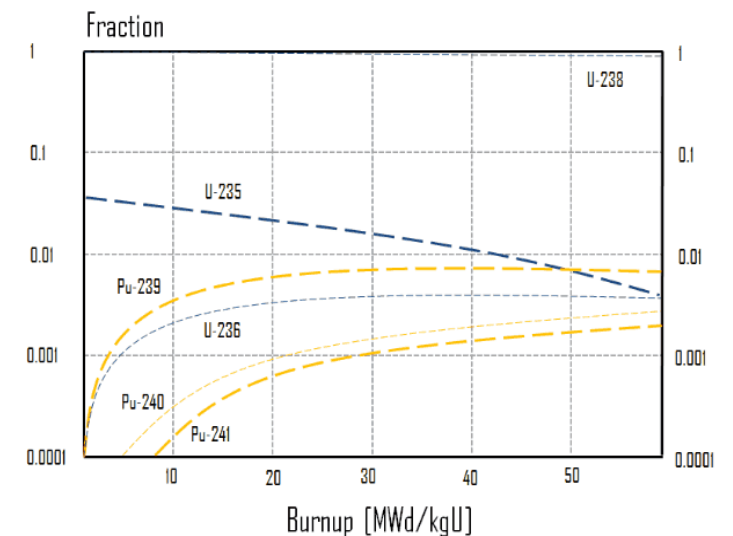
x GWj/t = x kg de PF

en kilogramme

$$TC (GWj/t) = \Delta M (U5 \text{ et } U8) + \Delta M (Pu \text{ et autres fissiles})$$

Si Pu initial: il fissionne sous ϕ t

$$N = N_{Pu}^0 [\sigma_f / (\sigma_c + \sigma_f)] \phi t$$



Pour n'importe quel système de production d'électricité alimenté avec un combustible

Combustible $M(t/a)$ pour alimenter P (GWe)

$$M(t/a) = 365 (j) \times 24 (h) \times K_p \times P(GWe) / R \times E(GWj/t)$$

K_p = énergie produite par an / énergie théorique par an
 R : rendement thermodynamique
 E = équivalent thermique

Combustibles nucléaires $E = 24 \text{ GWh} \times TC \text{ (GWJ/t)}$

$$M(t/a) = 365 \times K_p \times P(GWe) / R \times TC \text{ (GWj/t)}$$

$E(GWj/t)$

$$E \text{ fioul} = 11 \cdot 10^{-3}$$

$$E \text{ charbon} = 4 \text{ à } 8 \cdot 10^{-3}$$

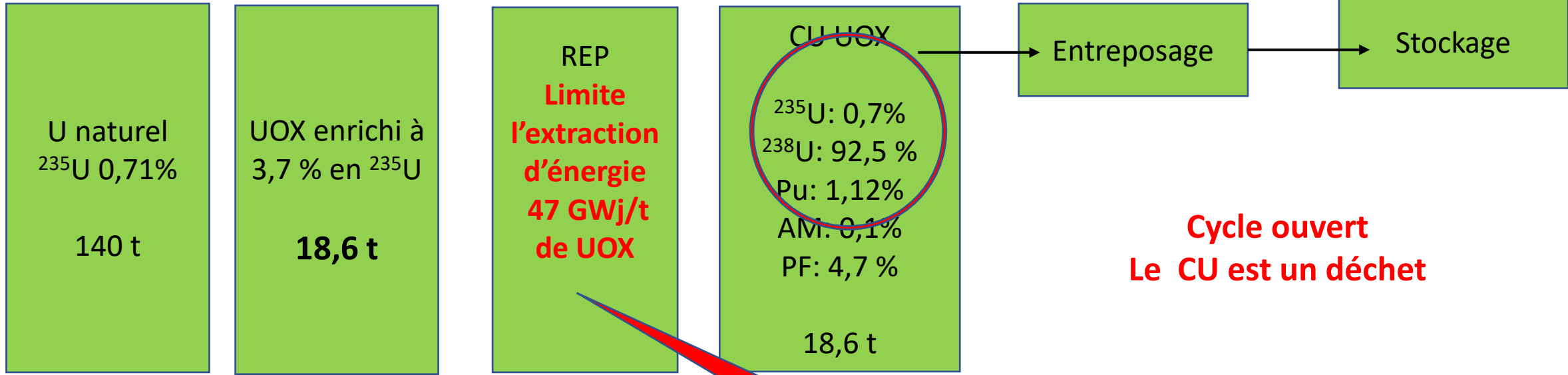
$$E \text{ gaz} = 10^4 \text{ m}^3 \text{ (soit 1 tonne)} = 9,9 \cdot 10^{-3}$$

$$M(t) \text{ Unat} = 2 \times e(\%) \times M(t) \text{ Uenr}$$

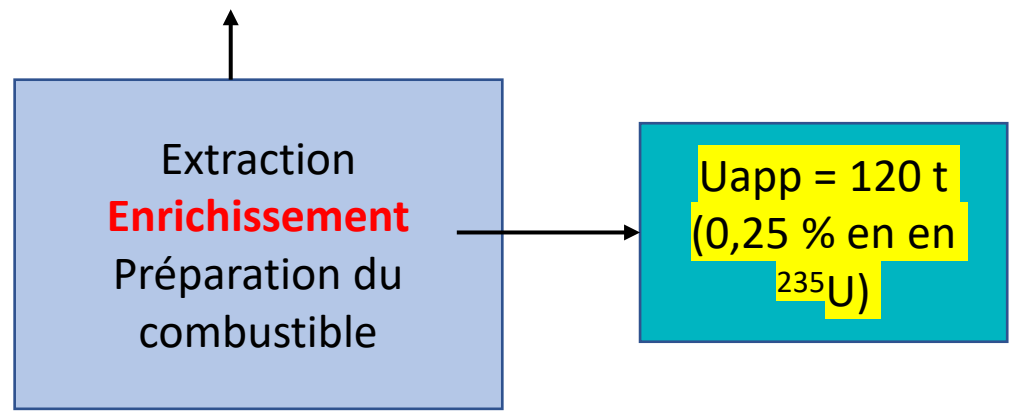
pour $3\% < e(\%) < 4\%$ et U_{app} à $0,25\%$

7 tonnes Unat donnent 1 tonne de Uenr (3-4%) et 6 tonnes de Uapp (0,25 %)

Ordres de grandeur théoriques en tonne par an, REP de 1 GWe à l'équilibre



Cycle ouvert
Le CU est un déchet



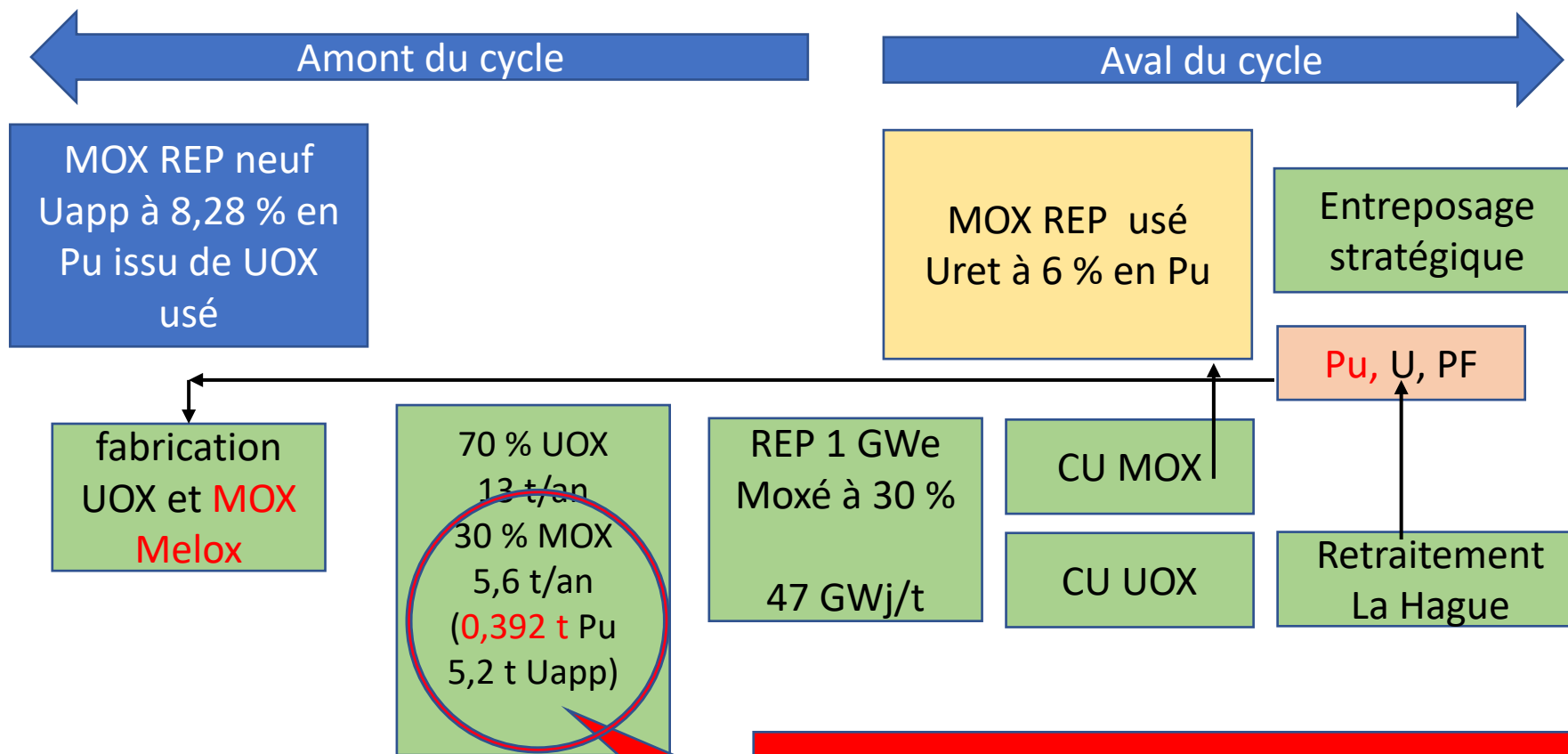
UOX: combustible à UO_2

Par tonne de UOX
 $\Delta\text{M}(\text{U}) = 64 \text{ kg}$
 (30 kg U5 + 34 kg U8)
Fission : 25 kg U5 + 3,4 kg U8 + 16 kg de Pu, AM
CU en 4 ans

La stratégie Française est de **retraiter une partie du CU UOX pour mono-recycler le Pu** dans 22 REP 900 MWe et mettre en réserve stratégique le CU MOX-REP (et le CU UOX non retraité) pour lancer des RNR.

Cycle semi-fermé
 Le CU est une ressource.
 Les déchets proviennent du retraitement du CU.

Pour fabriquer UOX
 Unat = - 100
 Uapp = +85



1 kg Pu = 2 kg de U5

Par tonne de MOX-REP
 $\Delta M(U) = 27 \text{ kg}$
 (1,12 kg U5 + 26 kg U8)
 Fission : 0,2 kg U5 + 2,6 kg U8 + 42,2 kg de Pu, AM dont 7,6 kg de Pu initial
 CU en 3 ans

RNR

Un réacteurs à neutrons rapides (RNR) utilise un combustible d'oxyde mixte d'uranium appauvri et de plutonium (MOX). Il n'y a pas de modérateur. L'énergie de fission est récupérée par un caloporteur transparent aux neutrons.

Le modèle le plus avancé est un RNR refroidi au sodium liquide (RNR-Na) – P = 1 atm, T = 400-500 °C – 60 ans de vie

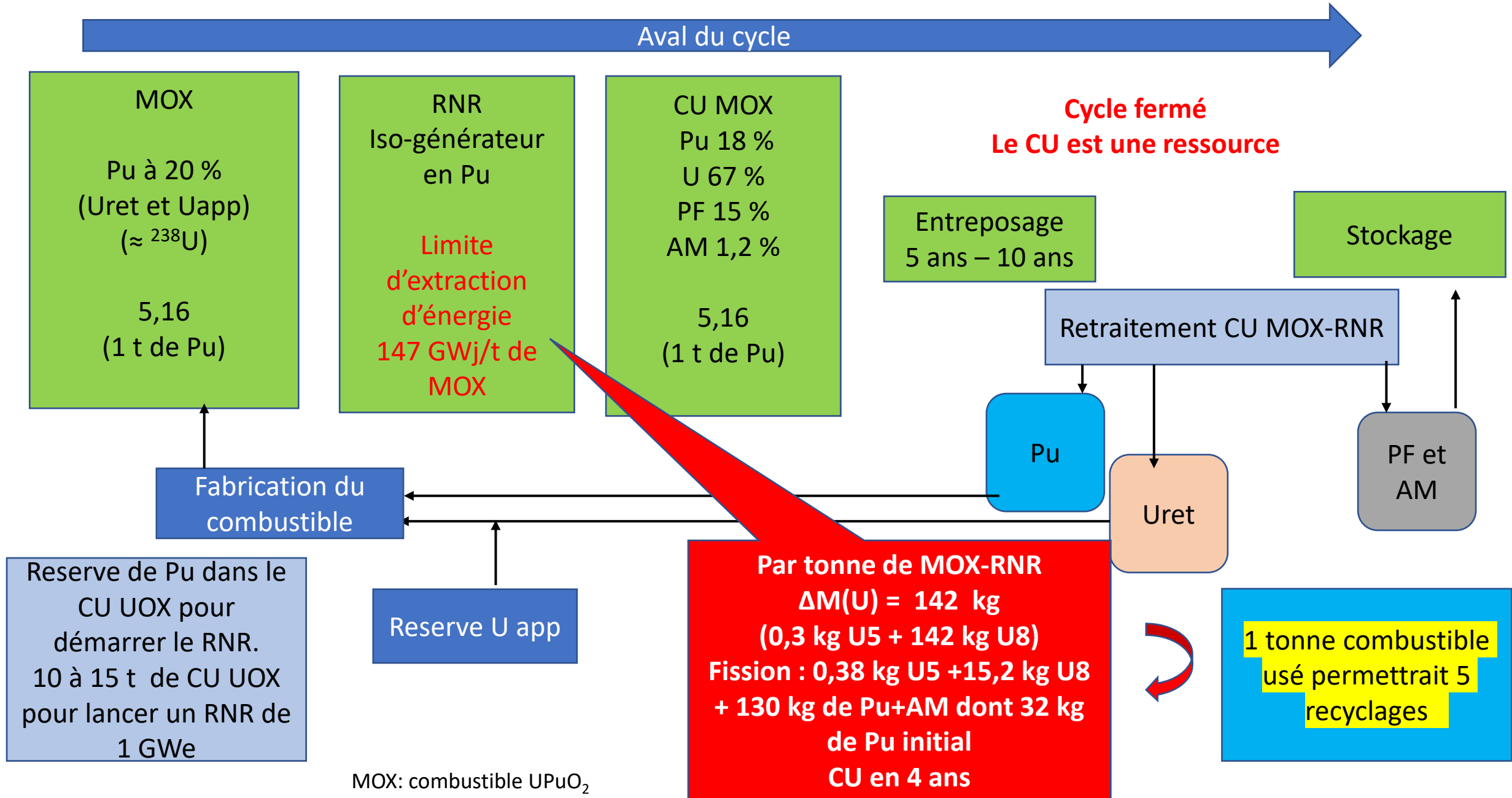
Pourquoi un RNR utilise mieux l'uranium qu'un REP ?

- Tous les isotopes de U, Pu (et AM) sont fissiles, il y a excès de neutrons pour faire autant, ou plus, de Pu à partir de ^{238}U que consommés,
- les gaines des crayons de combustible **en acier inox** supportent bien les dégâts des neutrons (3 fois mieux que les gaines en zircaloy).
- **TC , 150 GWj/t**
- pour des raisons de pilotage et de sûreté il faut changer les assemblages de combustible avant que toute la matière fissile soit consommée.

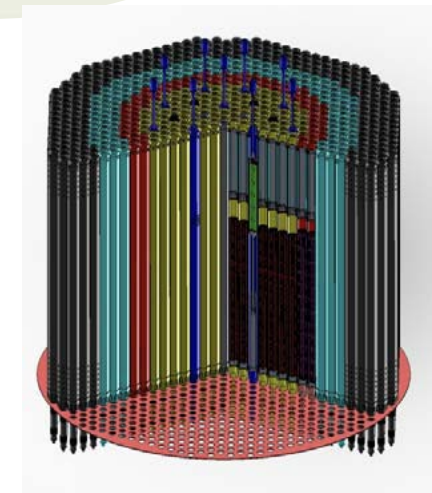
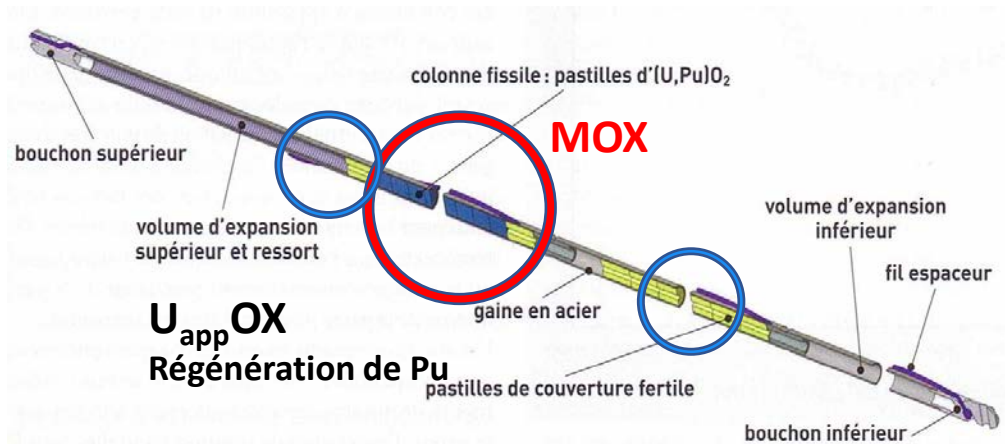
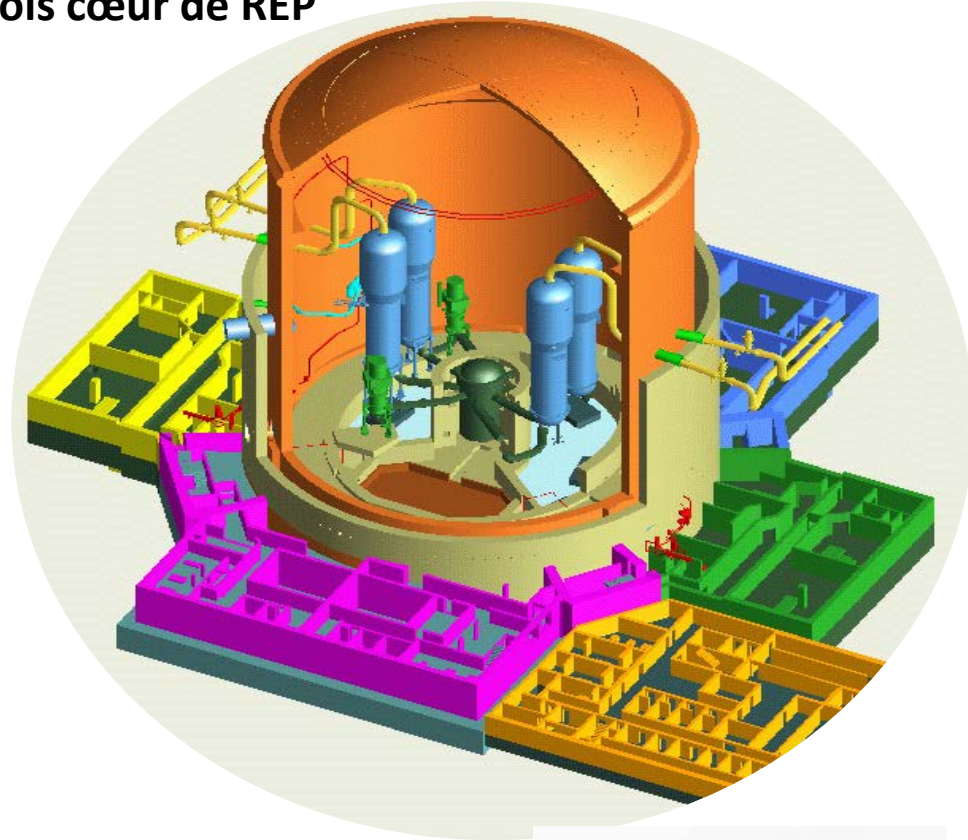
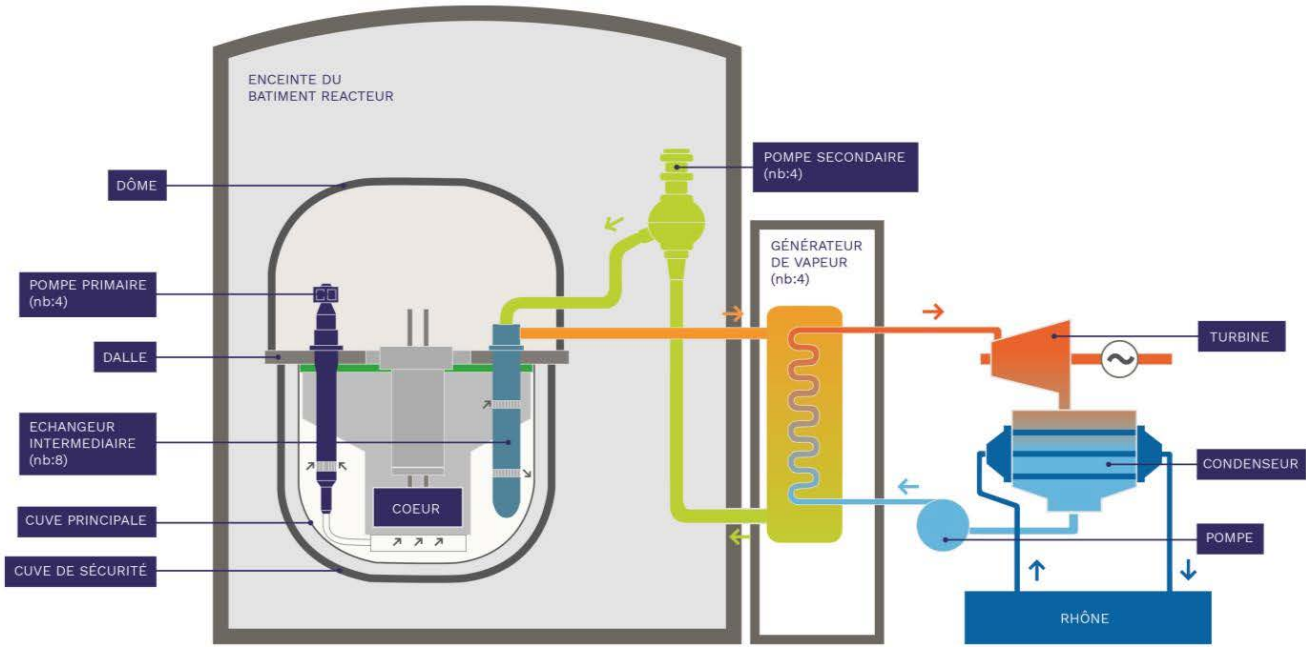
Conséquences

- On peut en théorie recycler le combustible utilisé pendant toute la vie du réacteur (en consommant de l'Uapp).
- Un RNR peut s'autoalimenter
- il n'y a plus d'amont du cycle (extraction et enrichissement de Unat).

Ordres de grandeur théoriques en tonne par an, RNR de 1 GWe à l'équilibre



Cœur de SPX isogénérateur = 3 fois cœur de REP



RNT ou RNR à combustible liquide

Réacteur à sels fondus RNT ou RNR, 600 -700 °C

Composition variable: fluorure ou chlorures, U et Th, Pu et AM

Possibilité de SMR

Nombreux avantages : sûreté, pilotabilité, ...

Il n'y a plus de gaine. Une contrainte majeure disparaît mais d'autres apparaissent

Technologie des sels fondus

Traitement en continu et *in situ* du combustible pour éliminer les PF et recycler sans arrêt le combustible

Chimie en sels fondus compliquée pour PF et AM

Mais

TC de 200 à 400 GWj/t ??

Comparaisons entre REP, REP/MOX et RNR/MOX (théorique) de 1 GWe à l'équilibre, t/an

Les bilans dépendent des compositions isotopiques, des données nucléaires et de la gestion du combustible

Unat consommé = 140
Uapp **produit** = 120
Stock UOX usé = 18

Unat consommé = 100
Uapp **produit** = 80
Stock UOX usé = 13
Stock MOX-REP usé = 5

Unat consommé = 0
Uapp **consommé** = 1,4
dont 0,6 pour régénération
Stock MOX-RNR usé = 0

U fissionné = 530
Pu +AM fissionné = 310
Pu produit = 210

ϕ (n/cm²/s) t(s) = 2,6 10²²

U fissionné = 390
Pu+AM fissionné = 450 dont
43 de (Pu,initial)

ϕ (n/cm²/s) t(s) = 2,6 10²²

U fissionné = 80
Pu +AM fissionné = 670 dont
165 de (Pu,initial)

ϕ (n/cm²/s) t(s) = 4 10²³

Les RNR ont d'autres particularités intéressantes

- peuvent être surgénérateur de Pu ou destructeur de Pu
- pourraient transmuter des AM (Am), aide à la gestion des déchets d'un futur parc

Un problème important : le « Talon »

Dépend de quand on arrêtera le nucléaire

Une meilleure utilisation de l'uranium implique un **changement de paradigme**

En effet une meilleure utilisation de l'uranium passe par le retraitement du combustible nucléaire usé avec utilisation de Pu

L'aval du cycle devient stratégique au lieu de l'amont comme actuellement

Le défi est considérable

Plus il y a de Pu plus le retraitement est difficile

Réserves actuelles (en tonnes)

Uapp : 324 000

U ret : 34 100

CU-UOX : 11700 (115 t de Pu)

CU-MOX 2350 (160 t de Pu)

Pu séparé pour le cycle actuel: 60 t

Retour d'expérience sur les RNR

International

Nombreux prototypes depuis 1946 : 15 RNR expérimentaux, 12 prototypes ou démonstrateurs de puissance. 2 RNR en exploitation en Russie

France

- Rapsodie (40 MWth 1967-83), Phénix (250 MWe, 1973-2010), Superphénix (1240 MWe, 1986-98)
- Seul Phénix a recyclé 1 fois 4 t de MOX-RNR
- Le projet Astrid (2010-2019) a **ouvert une fenêtre sur les RNR de quatrième génération (RNR GenIV)**. Mais il a été abandonné en 2019 au stade d'un avant-projet détaillé.
- Retraitement et recyclage de Pu issu du MOX-RNR de Phénix démontré sur plusieurs tonnes
- Plateformes expérimentales sodium, outils numériques

La France a une solide expérience des RNR et surtout du retraitement/fabrication du combustible utilisé.

La politique est le mono-recycle le plutonium des REP (et Uret)

Avenir des RNR en France après la PPE (2019-2028)

- Arrêt Astrid en 2019
- Objectif RNR maintenu
- Déploiement des RNR au prochain siècle, RNR de début série à la fin du siècle ??
- Recyclage du Pu en REP dans des EPR à construire vers 2050 ?. Maintien des compétences sur le cycle

Réorientation de la R&D sur:

- Des esquisses de SMR (150 MWe) pour maintenir les compétences en vue des RNR. 2 réacteurs : Atrium (innovant) et Evolutionnaire (suite Astrid). Aspects sûreté et technico-économie
- Un concept de RNR-MSR pour transmutation des AM (Am)

Suivi programme H2020 sur:

- RNR-Na 1,5 GWe (ESFR-SMART) inspiré d'Astrid
- Gestion du Pu (MOX et cibles transmutation)

Conclusion

Pour l'instant le programme français sur les RNR vise à valoriser les acquis d'Astrid et à assurer une veille technologique pour suivre les projets internationaux RNR.

Après avoir construit plusieurs RNR de puissance (Phénix , Superphénix) et manifesté un fort intérêt pour les RNR GenIV la France renvoie leur déploiement à un futur incertain.

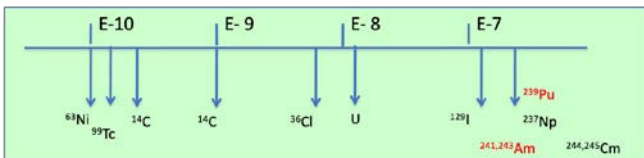
Le multirecyclage en EPR du plutonium est en préparation pour un premier ? deuxième train de 6 EPR ?? . Le premier train de 6 EPR ? est destiné à la poursuite de monorecyclage (U et Pu).

Un parc de RNR est le seul outil industriel réaliste pour fournir de l'énergie sur des siècles.

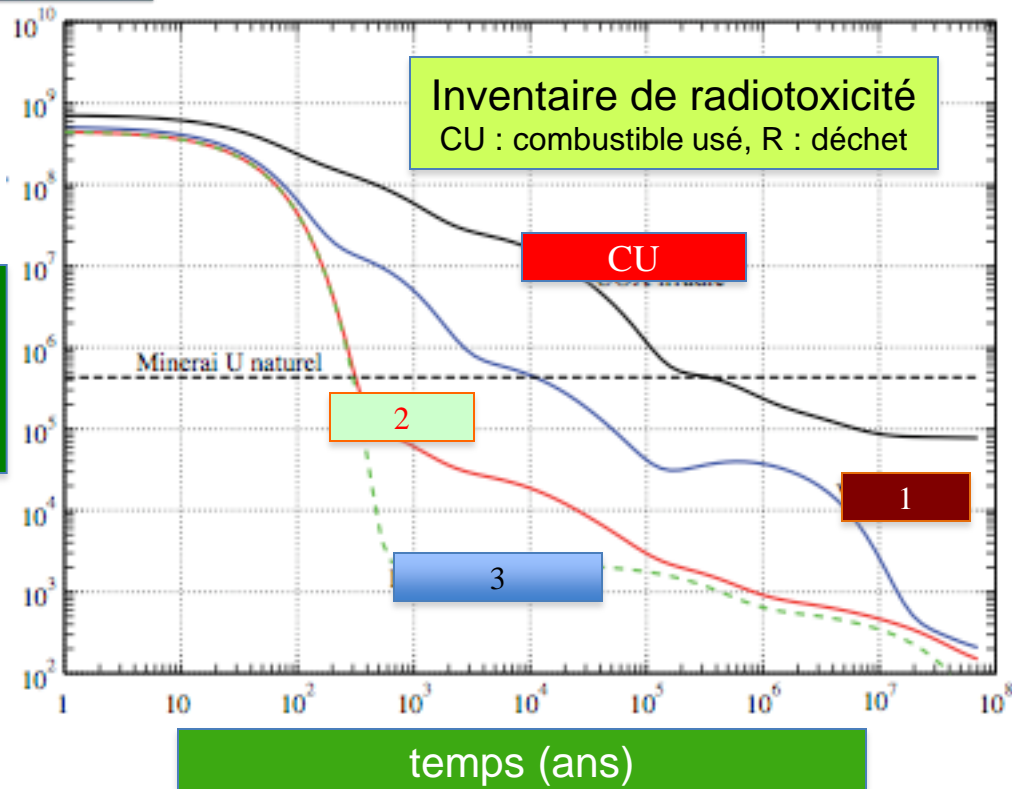
La transmutation des AM reste un mirage

Compléments

En cas de questions



IRCU ou
IRD
Sv/TWhe



TC de 45 GWj.t⁻¹, 3,7 % en ²³⁵U

1 - HAVL verres actuels, extraction de U et Pu

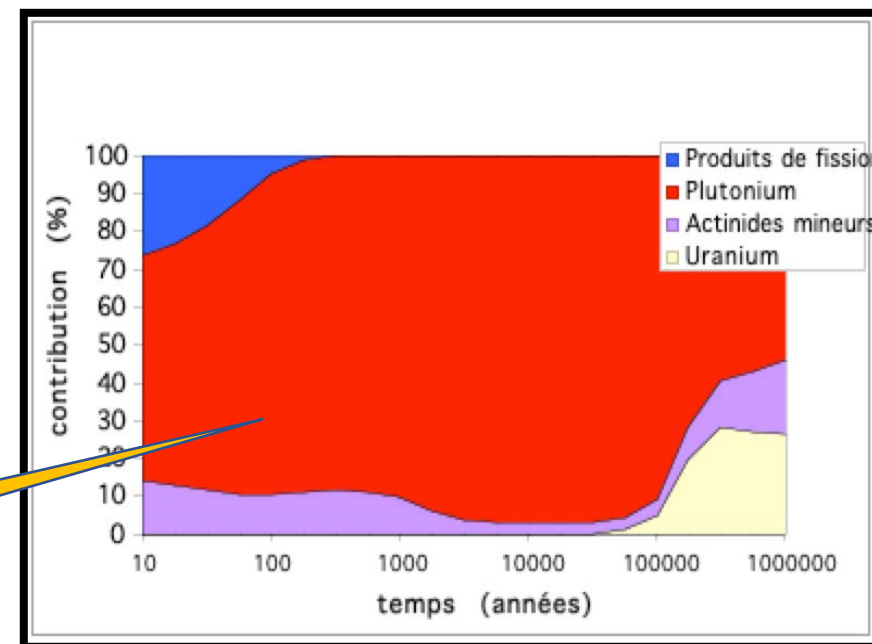
2 - HAVL (verres allégés) extraction de U et Pu et de Np, Am et Cm

3 - déchets MAVC hypothétiques ne contenant que des produits de fission.

La ST n'a de sens que si
on a réglé le problème
du Pu

La radiotoxicité d'un radionucléide est mesurée par la dose efficace engagée correspondant à l'incorporation de 1 Bq. C'est la DPUI. Les valeurs sont données par la CIPR.

L'inventaire de radiotoxicité (IR) d'une matière radioactive est la somme des doses efficaces engagées dues aux radionucléides qu'il contient à un instant donné.



UOX neuf : 4 % en U5 (40 kg/tonne), UOX usé : 1 % en U5 (10 kg/tonne)

$$\lambda_{U5} = - (9+43) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

$$\lambda_{U8} = - (0,9+0,1) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

$$\lambda_{Pu} = - (58+103) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

235U

Le nombre de neutrons ϕt pour consommer 30 kg de ^{235}U est $\phi (\text{n/cm}^2/\text{s}) t(\text{s}) = 2,6 10^{22}$ soit si on exprime ϕ en multiple de $10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$ ($\phi = x 10^{14}$) et t en années

$$x t (\text{a}) = 8,2$$

Pour des raisons de sûreté le combustible est considéré comme usé après avoir été irradié pendant environ 4 ans en réacteur. Le flux auquel a été soumis le combustible est donc de l'ordre de $2 10^{14} \text{ n/cm}^2/\text{s}$

^{238}U

La quantité de U8 qui est transformée par ϕ (n/cm²/s) $t(s) = 2,6 \cdot 10^{22}$ neutrons est d'environ 25 kg

$$N_{\text{U8}}(t) = N_{\text{U8}}(0) \exp - \lambda_{\text{U8}} t$$

$$N_{\text{U8}} = 960 \exp - 2,6 \cdot 10^{-2} = 935$$

^{239}Pu

La quantité de Pu9 formée par ϕ (n/cm²/s) $t(s) = 2,6 \cdot 10^{22}$ neutrons aux dépens de U8 est d'environ 5 kg

$$N_{\text{Pu}}(t) = N_{\text{Pu}}(0) + N_{\text{U8}}(0) \lambda_{\text{U8}} / (\lambda_{\text{Pu}} - \lambda_{\text{U8}}) [\exp - \lambda_{\text{U8}}t - \exp - \lambda_{\text{Pu}}t]$$

$$N_{\text{Pu}}(t) = 960 \cdot 0,9 / (161 - 0,9) [\exp - 0,9 \cdot 2,6 \cdot 10^{-2} - \exp - 160 \cdot 2,6 \cdot 10^{-2}] = 5,23$$

Cela représente environ 50 % du Pu formé. L'ensemble des isotopes 238 à 242 est de 10 kg

Bilans matières

Ordres de grandeurs pour un réacteur virtuel en considérant seulement les captures et fissions de ^{235}U , ^{238}U et ^{239}Pu : $X(n, f$ et $\gamma)$, et la croissance-disparition de ^{239}Pu à partir de ^{238}U avec les constantes $\lambda = \phi (\sigma_c + \sigma_f)$ appropriées

$$N_U(t) = N_U(0) \exp - \lambda t$$

$$N_{\text{Pu}}(t) = N_{\text{Pu}}(0) + N_{\text{U8}}(0) \lambda_{\text{U8}} / (\lambda_{\text{Pu}} - \lambda_{\text{U8}}) [\exp - \lambda_{\text{U8}}t - \exp - \lambda_{\text{Pu}} t]$$

ϕ en n/cm²/s

$(\sigma_c + \sigma_f)$ en barn, 1 b = 10⁻²⁴ cm²

t en seconde, 1 an = 3,15 10⁷ s

UOX neuf : 4 % en U5 (40 kg/tonne), UOX usé : 1 % en U5 (10 kg/tonne)

$$\lambda_{\text{U5}} = - (9+43) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

$$\lambda_{\text{U8}} = - (0,9+0,1) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

$$\lambda_{\text{Pu}} = - (58+103) 10^{-24} (\text{cm}^2) \phi (\text{n/cm}^2/\text{s})$$

235U

Le nombre de neutrons ϕt pour consommer 30 kg de ^{235}U est $\phi (\text{n/cm}^2/\text{s}) t(\text{s}) = 2,6 \cdot 10^{22}$ soit si on exprime ϕ en multiple

Notions essentielles

Les réacteurs nucléaires utilisent comme combustible de la matière contenant des isotopes d'uranium et de plutonium « fissiles » et « fertiles » sous l'action de neutrons « thermiques » et « rapides ». Les réactions nucléaires entre ces isotopes et les neutrons sont très complexes.

L'énergie nucléaire est essentiellement libérée par la fission.

Schématiquement dans un combustible classique d'oxyde d'uranium : ^{235}U est fissile, il capte un neutron et disparaît, ^{238}U est fertile, il capte un neutron et donne par filiations en quelques jours ^{239}Pu qui est fissile mais aussi fertile. Il disparaît ou donne ^{241}Pu fissile etc

Les fissions donnent des produits de fission et des neutrons rapides qui emportent l'énergie de fission sous forme d'énergie cinétique. Les captures des isotopes de plutonium conduisent in fine aux actinides mineurs

L'énergie cinétique des neutrons rapides (2 MeV) peut être ramenée à l'énergie thermique (1/40 eV à 300 °C) par ralentissement dans un modérateur (comme l'eau)

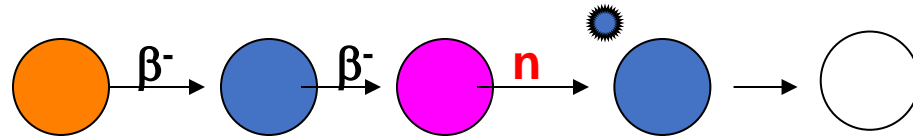
Les neutrons thermiques sont plus efficaces que les neutrons rapides pour provoquer la fission de ^{235}U et ^{239}Pu (et ^{241}Pu). C'est pourquoi la majorité des réacteurs sont à neutrons thermiques: combustible dans de l'eau.

Les neutrons rapides fissionnent tous les isotopes d'uranium et de plutonium. Il n'y a plus besoin de modérateur.

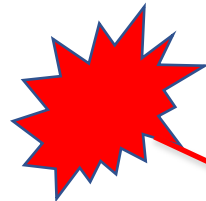
$Z^2/A > 37$ noyaux lourds

A_i $E_n = kT = 1/20$ eV

$A \approx 97$



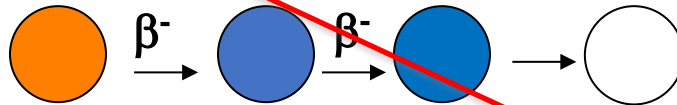
Z_p (A, Z) Fission, σ_f



e^-
 γ
 ν
 n

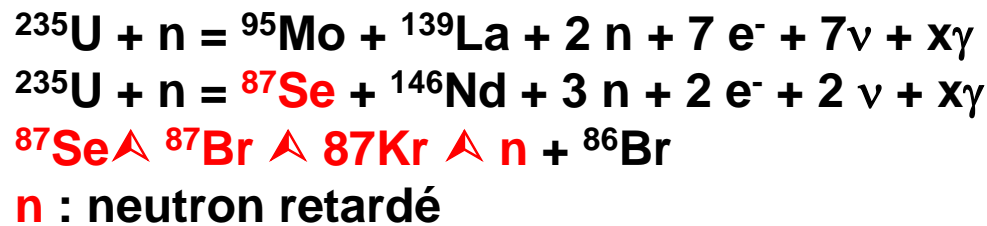
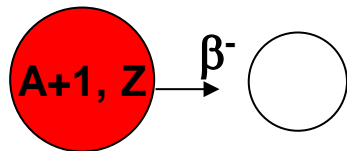
$E_n \approx 2,5$ MeV
 $E_f \approx 200$ MeV
 $E_{rec} \approx 190$ MeV

A_p $E_n > 1$ MeV

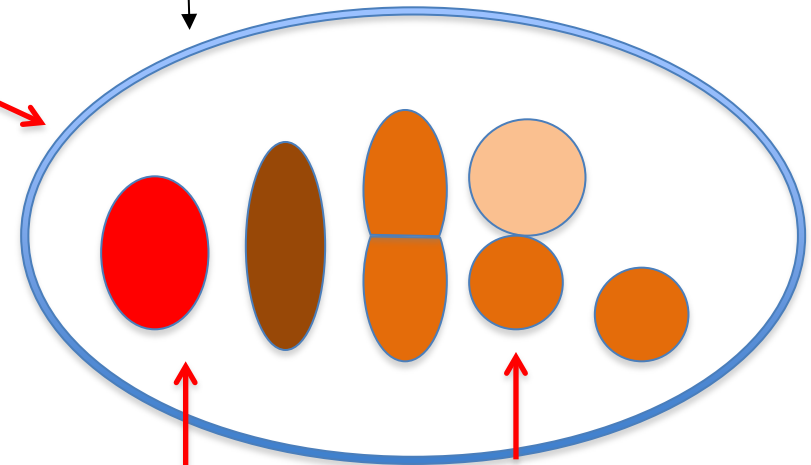


$A \approx 137$

(A, Z) Capture, σ_c



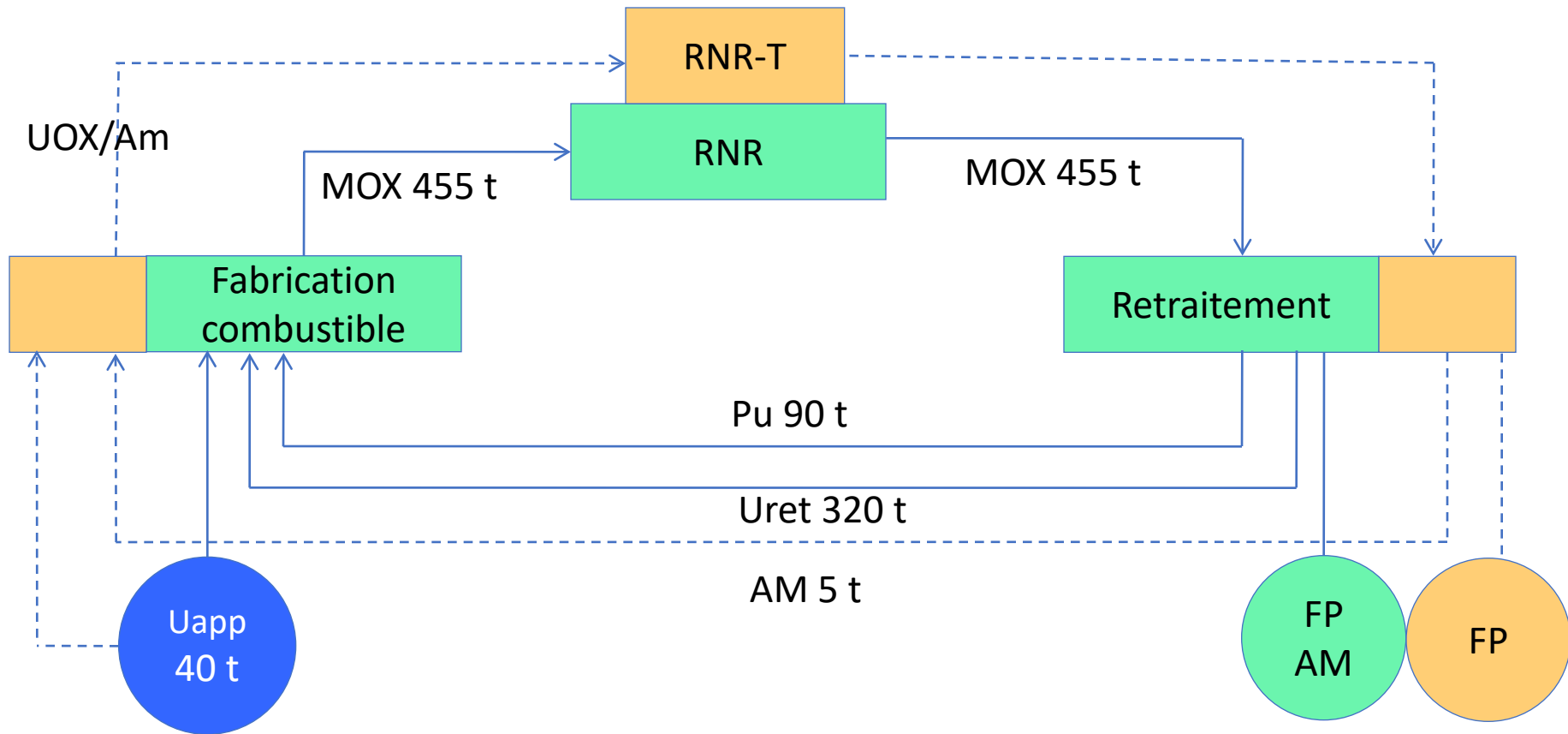
PF, 90 % stables,
10 % radioactifs
(10^{-3} s à 10^6 a)



^{236}U excité

scission

nombreuses distributions des 144
neutrons et 92 protons
(écarts possibles 12 n et 8 p)



	REP cycle ouvert	REP Mono recyclage Pu	RNR Multi recyclage Pu et AM ^a
Inventaire d'équilibre dans le cycle en tonnes			
Pu	35	150	800 à 900
Np	2,4	6	4
Am	1	4	32
Cm	0,5	2	8
..... au déchets en kg/an			
Pu	10500	150	57
Np	740	760	0,3
Am	290	740	2,5
Cm	150	370	0,6
Gain			
10³ a	1	1,2	210
10⁴ a	1	1,5	150
a- Puissance résiduelle, du CU x 2, du CN x 2,5, Flux de neutrons : du CU x 2,5, du CN x 150			

Hypothèses

RNR-Na

P = 60 GWe

Q = 430 TWhe/an

Pertes actinides 10⁻³