

Master IPE  
Technologie des Réacteurs Nucléaires

F. Ravelet<sup>a</sup>

<sup>a</sup> *Laboratoire d'Ingénierie des Fluides et Systèmes Energétiques,*  
Arts et Metiers Institute of Technology,  
151 boulevard de l'Hôpital, 75013 Paris, France  
contact: florent.ravelet@ensam.eu

13 octobre 2023

## Table des matières

<b>I Bases de physique nucléaire pour la compréhension du fonctionnement d'un cœur de réacteur nucléaire</b>	<b>1</b>
<b>1 Introduction</b>	<b>3</b>
1.1 Composants du cœur d'un réacteur nucléaire . . . . .	3
<b>2 Constitution des noyaux atomiques</b>	<b>4</b>
2.1 Grandeurs et unités pratiques en physique nucléaire . . . . .	4
2.2 Éléments et isotopes . . . . .	6
<b>3 Stabilité des noyaux</b>	<b>7</b>
3.1 Vallée de stabilité . . . . .	7
3.2 Énergie de liaison . . . . .	8
Rappels de Physique . . . . .	8
Défaut de masse . . . . .	8
Modèle de la goutte . . . . .	9
<b>4 Radioactivité</b>	<b>11</b>
4.1 Modes de désintégration . . . . .	11
Radioactivité $\alpha$ . . . . .	11
Radioactivité $\beta$ . . . . .	11
Émission $\gamma$ . . . . .	12
Capture électronique . . . . .	13
Fission spontanée . . . . .	13
Émission de neutrons . . . . .	13
Radioactivité naturelle et artificielle . . . . .	13
4.2 Loi de décroissance temporelle . . . . .	16
Constante de désintégration radioactive . . . . .	16
Période . . . . .	16
4.3 Grandeurs et unités caractérisant les rayonnements ionisants . . . . .	17
Activité . . . . .	17
Dose absorbée et équivalent de dose . . . . .	17
<b>5 Introduction à la neutronique</b>	<b>19</b>
5.1 Réactions des neutrons avec la matière . . . . .	19
Diffusion . . . . .	19
Capture radiative, activation . . . . .	20
Fissions . . . . .	20
5.2 Sections efficaces . . . . .	22
Section efficace microscopique . . . . .	22

Section efficace macroscopique . . . . .	23
5.3 Neutronique de base . . . . .	24
Flux de neutrons et taux de réaction . . . . .	24
Réaction en chaîne, facteur de multiplication et criticité . . . . .	25
Bilan neutronique et approximation de la diffusion de l'équation de Boltzmann . . . . .	27
Conditions aux limites de l'équation de la diffusion . . . . .	28
Calculs de criticité . . . . .	29
Cinétique des réacteurs . . . . .	30
Principaux effets de température sur la réactivité (REP) . . . . .	30
5.4 Exercices . . . . .	32
<b>II Principales filières de centrales nucléaires.</b>	<b>37</b>
<b>1 Notion de « filière » de réacteur</b>	<b>39</b>
1.1 Deux options principales . . . . .	39
La voie des neutrons rapides et de l'uranium fortement enrichi . . . . .	39
La voie des neutrons thermiques et de l'uranium peu (ou pas) enrichi . . . . .	40
1.2 Modérateurs et absorbeurs de neutrons . . . . .	40
1.3 Comparaison de quelques caloporteurs . . . . .	41
1.4 Enrichissement de l'uranium . . . . .	42
1.5 Etat des lieux des différentes filières . . . . .	43
Premières générations : uranium naturel . . . . .	44
Les réacteurs à eau et à uranium enrichi . . . . .	44
1.6 Description des principales filières . . . . .	45
Réacteurs à eau sous pression . . . . .	45
Réacteur à eau bouillante . . . . .	46
Réacteur à uranium naturel et eau lourde CANDU . . . . .	47
Filières du futur : 4ème génération . . . . .	47
<b>2 Présentation détaillée du Réacteur à Eau sous Pression</b>	<b>49</b>
2.1 Capacité installée en France . . . . .	49
2.2 Coupe de la centrale . . . . .	51
2.3 Circuit primaire . . . . .	52
2.4 Le réacteur . . . . .	53
2.5 Le combustible . . . . .	54
2.6 Combustible après passage en centrale . . . . .	55
2.7 Le pressuriseur et la pompe primaire . . . . .	56
2.8 Le générateur de vapeur (GV) . . . . .	57
2.9 Le circuit secondaire . . . . .	59
2.10 Contrôle-commande, Régulation, Sécurité . . . . .	61

2.11 Exploitation . . . . .	61
<b>Bibliographie</b>	<b>62</b>

## Première partie

# Bases de physique nucléaire pour la compréhension du fonctionnement d'un cœur de réacteur nucléaire



## 1 Introduction

Une centrale électrique est une usine qui produit de l'électricité. Il existe, entre autres, des centrales thermiques, des centrales hydrauliques et des centrales nucléaires. Toutes sont basées sur le même principe : faire tourner une turbine couplée à un alternateur qui fabrique de l'électricité. La différence de fonctionnement se situe au niveau de l'entraînement de la turbine. Dans les centrales hydrauliques, l'eau des barrages actionne la turbine. Dans les centrales thermiques classiques, un combustible fossile (charbon, gaz naturel ou pétrole) est brûlé pour transformer de l'eau en vapeur capable d'entraîner la turbine. Dans les centrales nucléaires, les noyaux d'uranium remplacent le combustible fossile. En se cassant, ces gros noyaux libèrent de l'énergie nucléaire, qui sera utilisée pour produire de la vapeur d'eau, laquelle, de la même manière que dans les centrales thermiques, peut activer la turbine.

### 1.1 Composants du cœur d'un réacteur nucléaire

Cette première partie va se concentrer sur la partie « nucléaire » de la centrale. La conception d'un réacteur nucléaire commence par l'agencement dans le cœur du réacteur de matières fissiles et fertiles constituant le combustible, d'un caloporteur destiné à évacuer la chaleur produite par les réactions de fission, d'un modérateur (éventuellement) dont le rôle est de ralentir les neutrons, et de matériaux absorbant les neutrons pour contrôler la réaction en chaîne (voir Fig. 1). Cette combinaison « Combustible » / Modérateur / Caloporteur constitue une *filière* de réacteur.

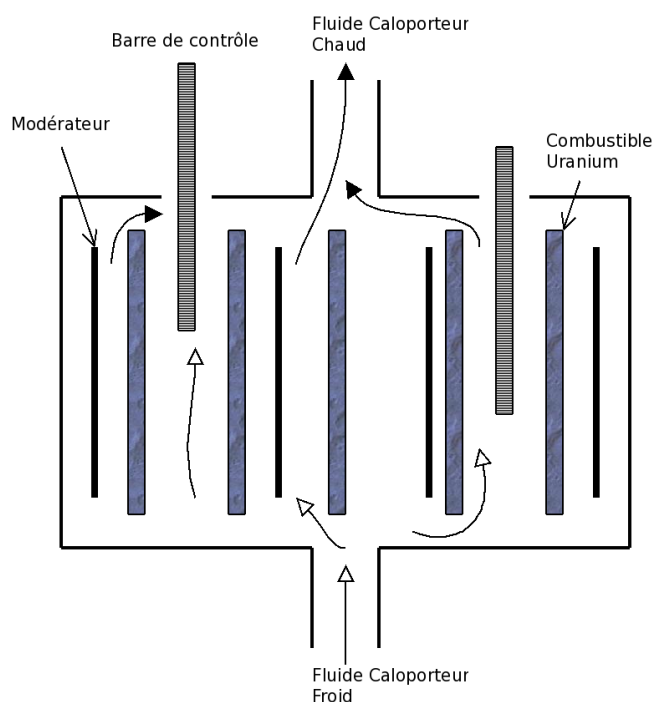


FIGURE 1 : Constituants d'un cœur de réacteur nucléaire (©F.R. 2010)

Le fonctionnement d'un réacteur et sa conception sont gouvernés par la « neutronique », qui est l'étude du cheminement des neutrons dans la matière et des réactions qu'ils y induisent. Afin de bien comprendre quelles sont les raisons conduisant à un choix de filière, nous allons aborder la physique nucléaire, puis la neutronique, en nous limitant à des notions de l'ordre de la culture générale.

## 2 Constitution des noyaux atomiques

### 2.1 Grandeurs et unités pratiques en physique nucléaire

- Nombre d'Avogadro (nombre d'atomes dans 12 g de  ${}^{12}_6C$ ) :  $\mathcal{N}_A = 6.022 \times 10^{23}$
- Charge électrique élémentaire  $e = 1.602 \times 10^{-19}$  C
- Unité d'énergie : l'électron-volt,  $1 \text{ eV} = 1.602 \times 10^{-19}$  J
- Vitesse de la lumière dans le vide :  $c = 2.998 \times 10^8 \text{ m.s}^{-1}$
- Quantum d'action (constante de Planck) :  $h = 6.626 \times 10^{-34}$  J.s
- Equivalence masse-énergie :  $E = mc^2$
- Unité de masse atomique (1/12 de la masse de l'atome de  ${}^{12}_6C$ ) :  $1 \text{ u} = 931.494 \text{ MeV.c}^{-2}$
- Masse au repos de l'électron  $m_e = 0.511 \text{ MeV.c}^{-2}$
- Masse au repos du proton  $m_p = 938.272 \text{ MeV.c}^{-2}$
- Masse au repos du neutron  $m_n = 939.565 \text{ MeV.c}^{-2}$



### Tableau périodique des éléments

sciencesamusante.net  
wiki/forum  
chimie physique biologie

**Numéro atomique** — 80 — **Symbolique de l'élément (en gris : aucun isotope stable)**

**Hg**

Mercurie  
[Hg] 180 80 200,59  
[Xe] 4f<sup>14</sup> 5d<sup>10</sup> 6s<sup>2</sup> 6p<sup>6</sup>

Etat oxydant (selon le Pauling)  
-2, +1, +2

Configuration électronique (en **lang** : notation à la suite de l'orbital)  
[Xe] 4f<sup>14</sup> 5d<sup>10</sup> 6s<sup>2</sup> 6p<sup>6</sup>

Principaux nombres quantiques  
(n, l, m, s) (en plus fréquents en gras)

1	2	3	4	5	6	7	8	9	10	11	12	13	14	15	16	17	18												
1 <b>H</b> Hydrogène 1,008 27 [H] 1 1 1	2 <b>He</b> Hélium 4,00 [He] 2 1 0	3 <b>Li</b> Lithium 6,94 [Li] 2 1 1	4 <b>Be</b> Béryllium 9,01 15 [Be] 2 2 0	5 <b>B</b> Bore 10,81 20 [B] 2 2 1	6 <b>C</b> Carbone 12,01 23 [C] 2 2 2	7 <b>N</b> Azote 14,01 35 [N] 2 3 1	8 <b>O</b> Oxygène 16,00 80 [O] 2 4 2	9 <b>F</b> Fluor 18,99 47 [F] 2 5 2	10 <b>Ne</b> Neon 20,18 [Ne] 2 6 0	11 <b>Na</b> Sodium 22,99 89 [Na] 3 1 1	12 <b>Mg</b> Magnésium 24,31 15 [Mg] 3 2 0	13 <b>Al</b> Aluminium 26,98 15 [Al] 3 2 1	14 <b>Si</b> Silicium 28,09 16 [Si] 3 2 2	15 <b>P</b> Phosphore 30,97 21 [P] 3 3 1	16 <b>S</b> Soufre 32,07 24 [S] 3 3 2	17 <b>Cl</b> Chlore 35,45 35 [Cl] 3 4 1	18 <b>Ar</b> Argon 39,95 [Ar] 3 6 0												
19 <b>K</b> Potassium 39,10 89 [K] 4 1 1	20 <b>Ca</b> Calcium 40,08 18 [Ca] 4 2 0	21 <b>Sc</b> Scandium 44,96 [Sc] 4 1 1	22 <b>Ti</b> Titane 47,88 [Ti] 4 2 2	23 <b>V</b> Vanadium 50,94 18 [V] 4 3 1	24 <b>Cr</b> Chrome 52,00 18 [Cr] 4 3 2	25 <b>Mn</b> Manganèse 54,94 18 [Mn] 4 3 3	26 <b>Fe</b> Fer 55,85 18 [Fe] 4 3 4	27 <b>Co</b> Cobalt 58,93 18 [Co] 4 3 4	28 <b>Ni</b> Nickel 58,69 18 [Ni] 4 3 4	29 <b>Cu</b> Cuivre 63,55 18 [Cu] 4 3 5	30 <b>Zn</b> Zinc 65,38 18 [Zn] 4 3 6	31 <b>Ga</b> Gallium 69,72 18 [Ga] 4 3 6	32 <b>Ge</b> Germanium 72,64 18 [Ge] 4 3 6	33 <b>As</b> Arsenic 74,92 18 [As] 4 3 6	34 <b>Se</b> Sélénium 78,96 18 [Se] 4 3 6	35 <b>Br</b> Brome 79,90 18 [Br] 4 3 6	36 <b>Kr</b> Krypton 83,80 18 [Kr] 4 4 6												
37 <b>Rb</b> Rubidium 85,47 18 [Rb] 5 1 1	38 <b>Sr</b> Strontium 87,62 18 [Sr] 5 2 0	39 <b>Y</b> Yttrium 88,91 18 [Y] 5 2 1	40 <b>Zr</b> Zirconium 91,22 18 [Zr] 5 2 2	41 <b>Nb</b> Niobium 92,91 18 [Nb] 5 2 3	42 <b>Mo</b> Molibdène 95,94 18 [Mo] 5 2 3	43 <b>Tc</b> Technetium 98,91 18 [Tc] 5 2 3	44 <b>Ru</b> Ruthénium 101,07 18 [Ru] 5 2 3	45 <b>Rh</b> Rhodium 102,91 18 [Rh] 5 2 3	46 <b>Pd</b> Paladium 106,42 18 [Pd] 5 2 3	47 <b>Ag</b> Argent 107,87 18 [Ag] 5 2 3	48 <b>Cd</b> Cadmium 112,41 18 [Cd] 5 2 3	49 <b>In</b> Indium 114,82 18 [In] 5 2 3	50 <b>Sn</b> Étain 118,71 18 [Sn] 5 2 3	51 <b>Sb</b> Antimoine 121,76 18 [Sb] 5 2 3	52 <b>Te</b> Tellure 127,60 18 [Te] 5 2 3	53 <b>I</b> Iode 126,90 18 [I] 5 2 3	54 <b>Xe</b> Xénon 131,29 18 [Xe] 5 4 6												
55 <b>Cs</b> Césium 132,91 18 [Cs] 6 1 1	56 <b>Ba</b> Baryum 137,33 18 [Ba] 6 2 0	57 à 71 <b>Lanthanides</b>	72 <b>Hf</b> Hafnium 178,49 18 [Hf] 6 2 2	73 <b>Ta</b> Tantale 180,95 18 [Ta] 6 2 3	74 <b>W</b> Tungstène 183,84 18 [W] 6 2 3	75 <b>Re</b> Rhenium 186,21 18 [Re] 6 2 3	76 <b>Os</b> Osmium 190,23 18 [Os] 6 2 3	77 <b>Ir</b> Iridium 192,22 18 [Ir] 6 2 3	78 <b>Pt</b> Platine 195,08 18 [Pt] 6 2 3	79 <b>Au</b> Or 196,97 18 [Au] 6 2 3	80 <b>Hg</b> Mercure 200,59 18 [Hg] 6 2 3	81 <b>Tl</b> Thallium 204,38 18 [Tl] 6 2 3	82 <b>Pb</b> Plomb 207,2 18 [Pb] 6 2 3	83 <b>Bi</b> Bismuth 208,98 18 [Bi] 6 2 3	84 <b>Po</b> Polonium 209 [209] 18 [Po] 6 2 3	85 <b>At</b> Astate 210 [210] 18 [At] 6 2 3	86 <b>Rn</b> Radon 222 [222] 18 [Rn] 6 3 6												
87 <b>Fr</b> Francium 223 [223] 18 [Fr] 7 1 1	88 <b>Ra</b> Radium 226 [226] 18 [Ra] 7 2 0	89 à 103 <b>Actinides</b>	104 <b>Rf</b> Rutherfordium 261 [261] 18 [Rf] 7 2 2	105 <b>Db</b> Dubnium 262 [262] 18 [Db] 7 2 3	106 <b>Sg</b> Seaborgium 263 [263] 18 [Sg] 7 2 3	107 <b>Bh</b> Bohrium 264 [264] 18 [Bh] 7 2 3	108 <b>Hs</b> Hassium 265 [265] 18 [Hs] 7 2 3	109 <b>Mt</b> Meitnerium 266 [266] 18 [Mt] 7 2 3	110 <b>Ds</b> Darmstadtium 267 [267] 18 [Ds] 7 2 3	111 <b>Rg</b> Roentgenium 268 [268] 18 [Rg] 7 2 3	112 <b>Uub</b> Ununbium 269 [269] 18 [Uub] 7 2 3	113 <b>Uut</b> Ununtrium 270 [270] 18 [Uut] 7 2 3	114 <b>Uuq</b> Ununquadium 271 [271] 18 [Uuq] 7 2 3	115 <b>Uup</b> Ununpentium 272 [272] 18 [Uup] 7 2 3	116 <b>Uuh</b> Ununhexium 273 [273] 18 [Uuh] 7 2 3	117 <b>Uus</b> Ununseptium 274 [274] 18 [Uus] 7 2 3	118 <b>Uuo</b> Ununoctium 276 [276] 18 [Uuo] 7 3 6												
57 <b>La</b> Lanthane 138,91 18 [La] 5 3 1	58 <b>Ce</b> Cérium 140,12 18 [Ce] 5 3 2	59 <b>Pr</b> Praseodyme 140,91 18 [Pr] 5 3 2	60 <b>Nd</b> Néodyme 144,24 18 [Nd] 5 3 3	61 <b>Pm</b> Prométhium 145 [145] 18 [Pm] 5 3 3	62 <b>Sm</b> Samarium 150,36 18 [Sm] 5 3 4	63 <b>Eu</b> Europium 151,96 18 [Eu] 5 3 4	64 <b>Gd</b> Gadolinium 157,25 18 [Gd] 5 3 5	65 <b>Tb</b> Terbium 158,93 18 [Tb] 5 3 5	66 <b>Dy</b> Dysprosium 162,50 18 [Dy] 5 3 6	67 <b>Ho</b> Holmium 164,93 18 [Ho] 5 3 6	68 <b>Er</b> Erbium 167,26 18 [Er] 5 3 6	69 <b>Tm</b> Thulium 168,93 18 [Tm] 5 3 6	70 <b>Yb</b> Ytterbium 173,05 18 [Yb] 5 3 6	71 <b>Lu</b> Lutétium 174,967 18 [Lu] 5 3 6	72 <b>Hf</b> Hafnium 178,49 18 [Hf] 6 2 2	73 <b>Ta</b> Tantale 180,95 18 [Ta] 6 2 3	74 <b>W</b> Tungstène 183,84 18 [W] 6 2 3	75 <b>Re</b> Rhenium 186,21 18 [Re] 6 2 3	76 <b>Os</b> Osmium 190,23 18 [Os] 6 2 3	77 <b>Ir</b> Iridium 192,22 18 [Ir] 6 2 3	78 <b>Pt</b> Platine 195,08 18 [Pt] 6 2 3	79 <b>Au</b> Or 196,97 18 [Au] 6 2 3	80 <b>Hg</b> Mercure 200,59 18 [Hg] 6 2 3	81 <b>Tl</b> Thallium 204,38 18 [Tl] 6 2 3	82 <b>Pb</b> Plomb 207,2 18 [Pb] 6 2 3	83 <b>Bi</b> Bismuth 208,98 18 [Bi] 6 2 3	84 <b>Po</b> Polonium 209 [209] 18 [Po] 6 2 3	85 <b>At</b> Astate 210 [210] 18 [At] 6 2 3	86 <b>Rn</b> Radon 222 [222] 18 [Rn] 6 3 6
89 <b>Ac</b> Actinium 227 [227] 18 [Ac] 7 3 1	90 <b>Th</b> Thorium 232,04 18 [Th] 7 3 2	91 <b>Pa</b> Protactinium 231,04 18 [Pa] 7 3 2	92 <b>U</b> Uranium 238,03 18 [U] 7 3 3	93 <b>Np</b> Neptunium 237 [237] 18 [Np] 7 3 3	94 <b>Pu</b> Plutonium 244 [244] 18 [Pu] 7 3 4	95 <b>Am</b> Américium 243 [243] 18 [Am] 7 3 4	96 <b>Cm</b> Curium 247 [247] 18 [Cm] 7 3 4	97 <b>Bk</b> Berkélium 247 [247] 18 [Bk] 7 3 4	98 <b>Cf</b> Californium 251 [251] 18 [Cf] 7 3 4	99 <b>Es</b> Einsteinium 252 [252] 18 [Es] 7 3 4	100 <b>Fm</b> Fermium 257 [257] 18 [Fm] 7 3 4	101 <b>Md</b> Mendélévium 258 [258] 18 [Md] 7 3 4	102 <b>No</b> Nobélium 259 [259] 18 [No] 7 3 4	103 <b>Lr</b> Lawrencium 262 [262] 18 [Lr] 7 3 4	104 <b>Rf</b> Rutherfordium 261 [261] 18 [Rf] 7 2 2	105 <b>Db</b> Dubnium 262 [262] 18 [Db] 7 2 3	106 <b>Sg</b> Seaborgium 263 [263] 18 [Sg] 7 2 3	107 <b>Bh</b> Bohrium 264 [264] 18 [Bh] 7 2 3	108 <b>Hs</b> Hassium 265 [265] 18 [Hs] 7 2 3	109 <b>Mt</b> Meitnerium 266 [266] 18 [Mt] 7 2 3	110 <b>Ds</b> Darmstadtium 267 [267] 18 [Ds] 7 2 3	111 <b>Rg</b> Roentgenium 268 [268] 18 [Rg] 7 2 3	112 <b>Uub</b> Ununbium 269 [269] 18 [Uub] 7 2 3	113 <b>Uut</b> Ununtrium 270 [270] 18 [Uut] 7 2 3	114 <b>Uuq</b> Ununquadium 271 [271] 18 [Uuq] 7 2 3	115 <b>Uup</b> Ununpentium 272 [272] 18 [Uup] 7 2 3	116 <b>Uuh</b> Ununhexium 273 [273] 18 [Uuh] 7 2 3	117 <b>Uus</b> Ununseptium 274 [274] 18 [Uus] 7 2 3	118 <b>Uuo</b> Ununoctium 276 [276] 18 [Uuo] 7 3 6

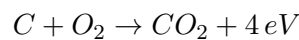
\* Pure Appl. Chem., Vol. 78, No. 11, pp. 2051–2066, 2006. Actualisé en 2008 selon recommandations de l'Union Internationale de Chimie Pure et Appliquée.  
© 2008, CoVe DARRIGAN - Anima-Science / www.darrigan.net - www.anima-science.fr

FIGURE 2 : Tableau périodique des éléments (image issue de : <http://scienceamusante.net/>)

## 2.2 Eléments et isotopes

On peut introduire la notion d'*atome* du point de vue de la chimie : c'est la plus petite partie d'un corps simple pouvant se combiner chimiquement avec un autre. Les atomes sont les constituants élémentaires de toutes les substances solides, liquides ou gazeuses.

Les atomes sont composés d'un noyau et d'un cortège électronique. La chimie agit à l'échelle moléculaire et met en jeu ce cortège, par l'intermédiaire des interactions électromagnétiques. La taille typique d'un atome est de l'ordre de  $10^{-10}$  m. Les énergies mises en jeu dans les liaisons chimiques sont de l'ordre de l'eV : par exemple l'énergie d'ionisation de l'atome d'hydrogène dans son état fondamental, qui correspond à l'énergie à apporter pour lui arracher son électron, est de 13.6 eV. L'énergie dégagée par la combustion du carbone est elle de 4 eV :



Pour les centrales nucléaires, les processus se passent au niveau du *noyau* et font intervenir d'autres interactions : les interactions nucléaires fortes et faibles. Le noyau concentre la quasi-totalité de la masse d'un atome et a un diamètre de l'ordre de  $10^{-14}$  m. Les atomes sont donc essentiellement constitués de vide : à notre échelle, le noyau serait l'équivalent d'une bille au centre d'un terrain de football représentant l'extension du cortège électronique.

Un noyau est composé de nucléons de deux types : protons et neutrons. Un noyau  $X$  sera noté :

$${}^A_ZX$$

Le nombre  $Z$  est le nombre de protons dans l'atome. On l'appelle **numéro atomique**. Il définit un **élément chimique** (par exemple, l'hydrogène,  $Z = 1$ , le carbone,  $Z = 6$ ). Les éléments sont classés selon leurs propriétés chimiques dans la table de Mendeleïev (voir Fig. 2). Le modèle des couches électroniques apporte un éclairage à cette classification : les éléments d'une même colonne possédant le même nombre d'électrons sur leur couche externe, et les liaisons chimiques ne faisant intervenir que ces électrons de valence, les éléments d'une même colonne ont le même type de propriétés physico-chimiques.

Le nombre  $A$  est le nombre total de nucléons dans l'atome. On l'appelle **nombre de masse**. La définition du nombre d'Avogadro est telle qu'en première approximation, la masse molaire d'un atome  ${}^A_ZX$  est approximativement  $A \text{ g.mol}^{-1}$ .

Pour chaque élément (défini par  $Z$ ), il peut exister plusieurs **isotopes**<sup>1</sup>, différant par le nombre de nucléons  $A$ . Par exemple, le carbone 12 (symbole  ${}^{12}_6C$ ), avec  $Z = 6$  protons et  $A - Z = 12 - 6 = 6$  neutrons, et le carbone 14 ( ${}^{14}_6C$ ), avec  $Z = 6$  protons et  $A - Z = 14 - 6 = 8$  neutrons.

Sur terre, on trouve à l'état naturel 90 éléments chimiques, de  $Z = 1$  à  $Z = 92$ <sup>2</sup>, sous 287 isotopes. Parmi ceux-ci, 266 sont *stables*. Le premier élément « artificiel » est le plutonium découvert par Glenn Seaborg en 1941.

Dans un noyau, les protons, chargés positivement, ont tendance à se repousser à cause des interactions électromagnétiques. D'autres interactions, attractives et agissant à très courte distance sont à l'origine de la cohésion des noyaux : les interactions nucléaires fortes. On utilise souvent l'image d'une colle forte entre nucléons. C'est cette notion, associée à celle d'*énergie de liaison* qui permet de mieux comprendre la stabilité ou l'instabilité des noyaux.

<sup>1</sup> « Isotope », du grec, signifie « même lieu », sous-entendu dans la table de Mendeleïev.

<sup>2</sup>Le Technétium ( $Z = 43$ ) et le Prométhéum ( $Z = 61$ ) n'existent pas à l'état naturel.

### 3 Stabilité des noyaux

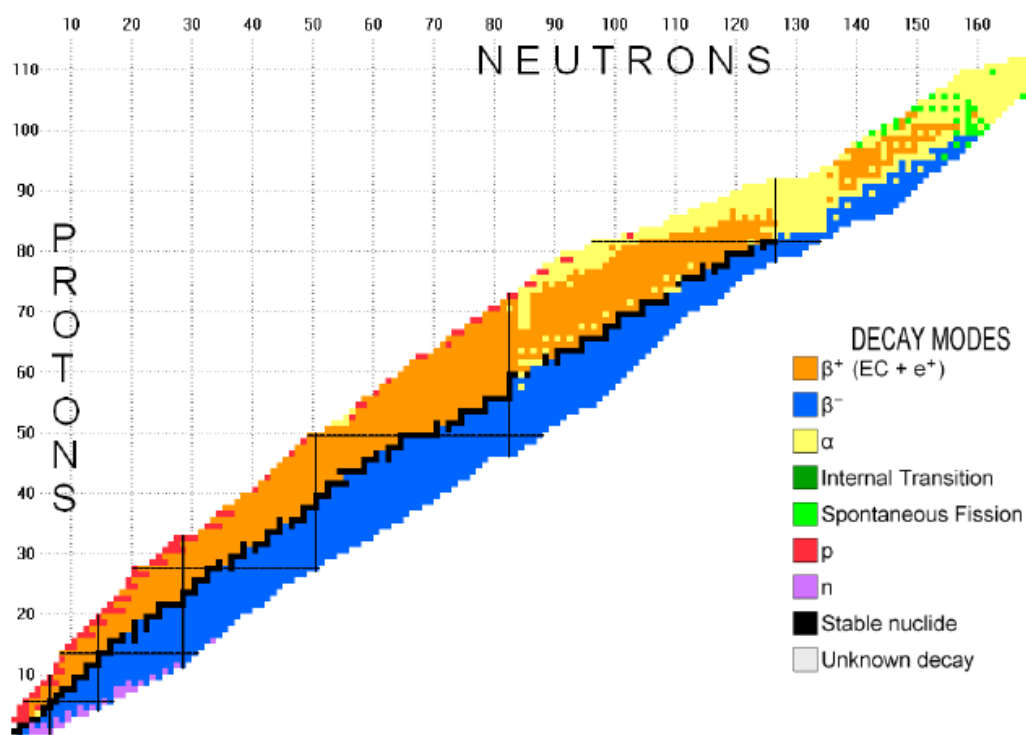


Figure 6: Chart of the nuclides for decay modes (created by NUCLEUS-AMDC).

FIGURE 3 : Carte des noyaux en fonction du nombre de protons et de neutrons

#### 3.1 Vallée de stabilité

Tous les isotopes d'un élément ne sont pas stables, et le nombre d'isotopes observés à l'état naturel pour un élément donné est relativement faible : il est de l'ordre de 2 à 3. On a l'habitude de représenter les noyaux sur une carte (voir Fig. 3), avec en abscisses le nombre de neutrons  $n$  et en ordonnées le nombre de protons  $p$ . On voit apparaître une concentration des noyaux stables (en noir sur la Fig. 3) le long d'une « vallée de stabilité ».

La vallée de stabilité est telle que pour  $Z$  petit, on a  $n \simeq p$  et pour  $Z$  grand, on a  $n \simeq 1.5p$ . Le dernier élément à avoir un isotope stable est le bismuth 209 ( ${}^{209}_{83}\text{Bi}$  : pour ce noyau, on a  $p = Z = 83$ ,  $n = A - Z = 126$  et donc on a bien  $n \simeq 1.52p$ ). Ces observations peuvent être expliquées en étudiant l'énergie de liaison d'un noyau.

### 3.2 Energie de liaison

#### Rappels de Physique

- Définition de l'impulsion (quantité de mouvement)  $\vec{p} = m\vec{v}$
- Notion de masse *au repos*  $m_0$
- Equivalence masse-énergie  $E = \gamma m_0 c^2$
- Facteur de Lorentz  $\gamma = (1 - v^2/c^2)^{-1/2}$
- On a :  $E^2 - p^2 c^2 = m_0^2 c^4$
- Longueur d'onde associée à une particule d'énergie  $E$  :  $\lambda = \frac{h}{p}$  (Constante de Planck  $h = 6.626 \times 10^{-34}$  J.s. Le nombre d'onde  $\vec{k}$  est tel que  $\vec{p} = \hbar \vec{k}$ )
- Fréquence associée à une particule d'énergie  $E$  :  $E = h\nu$
- Le photon a une masse *au repos* nulle : il se déplace toujours à  $c$ , il transporte une énergie  $h\nu$  et une impulsion  $E/c$ .
- Pour une particule de masse non nulle, son énergie cinétique est  $E_k = (\gamma - 1) m_0 c^2$ .

La théorie de la relativité restreinte proposée par Einstein en 1905 est basée sur trois postulats. Le premier est la constatation expérimentale que la vitesse de la lumière dans le vide est constante quel que soit le mouvement que l'on ait par rapport à elle. Le second est que l'univers est homogène (les mêmes lois s'appliquent partout à tout instant). Le troisième est le principe de relativité en lui-même : les lois sont invariantes dans des changements de référentiels « Galiléens » ou « inertiels ». Cette théorie implique d'abandonner l'idée d'un temps absolu. L'une de ses conséquences directes est l'équivalence de la masse et de l'énergie à travers la formule  $E = mc^2$  : le facteur  $c^2$  étant énorme, de minuscules variations de masse sont susceptibles de dégager une très importante quantité d'énergie.

#### Défaut de masse

On pourrait penser que la masse  $m$  d'un noyau  ${}^A_Z X$ , avec  $m_p$  la masse du proton et  $m_n$  la masse du neutron est :

$$m = Z m_p + (A - Z) m_n$$

En réalité, on observe que la masse du noyau est inférieure. On a un **défaut de masse**  $\Delta m$  :

$$m = Z m_p + (A - Z) m_n - \Delta m$$

Comme dans le cas des liaisons covalentes pour les molécules, les interactions nucléaires fortes qui « collent » entre eux les nucléons se traduisent par une **énergie de liaison**  $B$ . Cette énergie est l'énergie libérée lors de la formation du noyau, ou encore l'énergie à fournir pour séparer (« décoller ») tous les nucléons. On a la relation :

$$B = \Delta m c^2$$

Cette énergie de liaison est typiquement de 7 à 8 MeV *par nucléon lié*, et plus cette énergie par nucléon lié est importante, plus le noyau est stable (voir Fig. 4). On peut la calculer en connaissant les masses atomiques, mesurables avec grande précision par spectrométrie de masse.

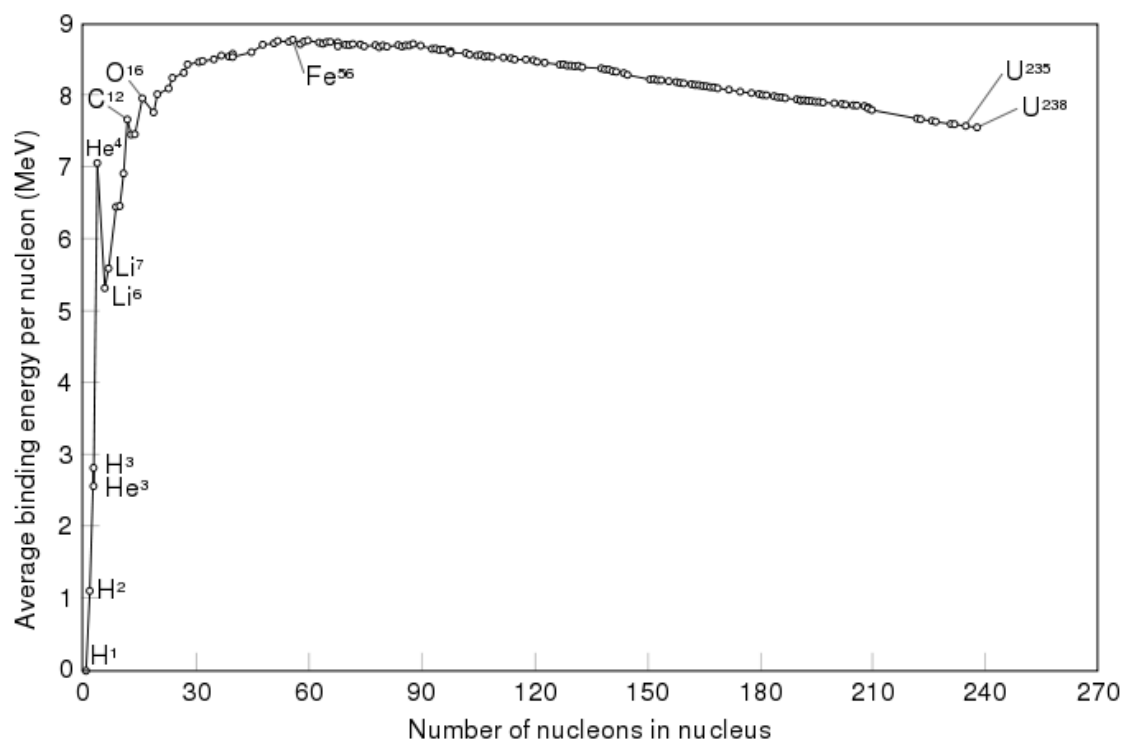


FIGURE 4 : *Energie de liaison par nucléon. Les éléments présentant la plus forte énergie de liaison par nucléon sont le fer 56 et le nickel 62 (image issue de : <http://www.wikipedia.org>)*

### Modèle de la goutte

Ce modèle s'inspire des propriétés d'une goutte de liquide formée de molécules. Il est basé sur le fait que les noyaux sont approximativement sphériques, et que la densité du noyau est indépendante de  $A$  (chaque nucléon occupe un volume donné, le noyau est « incompressible », son volume est donc proportionnel à  $A$ ). L'idée est de décomposer l'énergie de liaison  $B$  du noyau comme une somme de différents termes :

$$B(A, Z) = a_v A - a_s A^{2/3} - a_c \frac{Z^2}{A^{1/3}} - a_a \frac{(A - 2Z)^2}{A} + \delta \frac{a_p}{A^{1/2}}$$

1.  $a_v A$  est le terme de *volume* : chaque nucléon est lié à ses voisins immédiats d'où ce terme proportionnel au volume (*i.e.* au nombre total de nucléons  $A$ ).
2.  $a_s A^{2/3}$  est le terme de *surface* : les nucléons en surface ont moins de voisins et contribuent moins d'où ce terme correctif avec un signe  $-$ .
3.  $a_c \frac{Z^2}{A^{1/3}}$  est le terme *coulombien*. Il traduit la répulsion entre protons, considérés comme uniformément répartis dans la goutte.
4.  $a_a \frac{(A-2Z)^2}{A}$  est le terme d'*asymétrie*. Il a pour origine des effets quantiques liés au spin demi-entier des nucléons.
5.  $\delta \frac{a_p}{A^{1/2}}$  est le terme de *parité*. Il a pour origine la préférence des protons et neutrons à former des paires proton/proton ou neutron/neutron : par convention, on a  $\delta = 0$  pour  $A$  impair,  $\delta = -1$  pour  $N$  (nombre de neutrons) impair et  $Z$  impair, et  $\delta = +1$  pour  $N$  pair et  $Z$  pair.

Les valeurs des différentes constantes sont obtenues par ajustement de données expérimentales, telles que celles présentées en Fig. 4. Un jeu de valeur pour les coefficients est (voir Ref. 5) :

$a_v$	15.4 Mev
$a_s$	16.9 Mev
$a_c$	0.7 Mev
$a_a$	22.4 Mev
$a_p$	12 Mev

Avec ce modèle, on peut trouver une équation pour la vallée de stabilité. On l'utilise également pour comparer les masses à  $A$  constant des différents éléments : on obtient des paraboles *isobares* (voir Fig. 5). Le terme de parité dans le modèle implique que l'on ait deux paraboles pour  $A$  pair et une seule pour  $A$  impair. Dans l'exemple  $A = 76$ , on remarque que l'isotope 76 du sélénium ( ${}^{76}_{34}\text{Se}$ ) est le plus léger : les isotopes des éléments voisins représentés sont tous instables et vont avoir tendance à se transmuter en cascade pour aboutir au  ${}^{76}_{34}\text{Se}$ , par des processus que nous décrivons au chapitre 4.

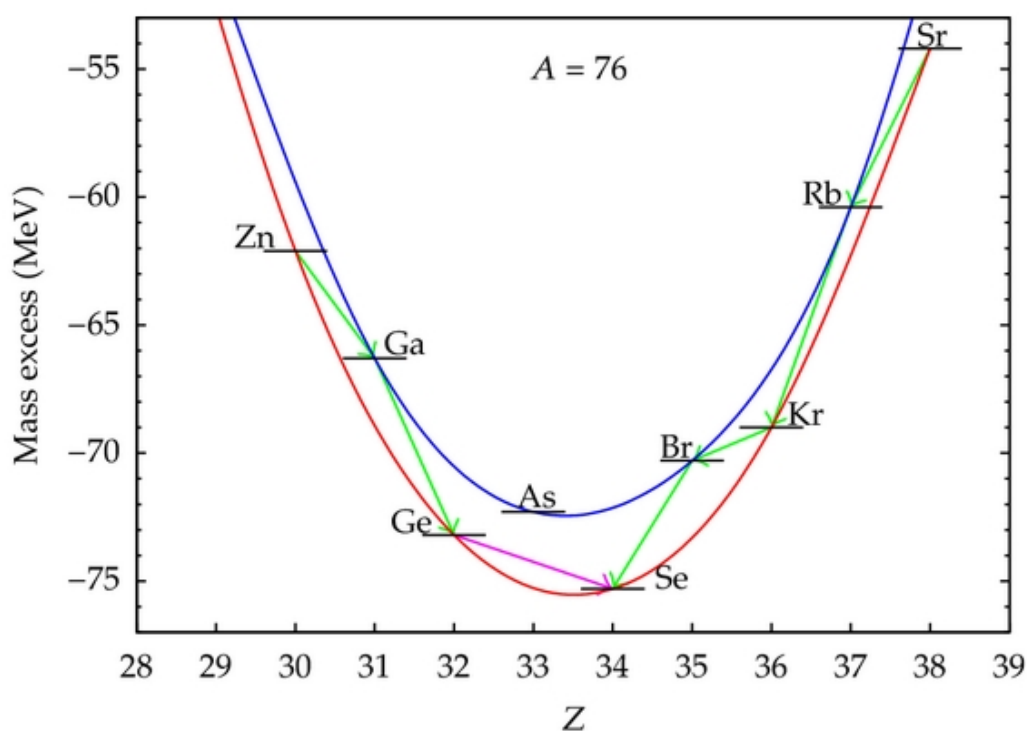


FIGURE 5 : Paraboles de masse des noyaux pour l'isobare  $A = 76$  (image issue de : <http://dx.doi.org/10.1155/2012/857016>)

## 4 Radioactivité

### 4.1 Modes de désintégration

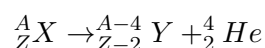
La carte des noyaux en Fig. 3 montre que relativement peu de combinaisons en neutrons et protons liés pour former des noyaux sont *stables*. Les autres combinaisons sont *instables* : au bout d'un laps de temps plus ou moins long selon le noyau concerné, il subira une **désintégration radioactive**. Une *désintégration* est la transformation spontanée d'un élément en un autre élément plus stable. A l'état naturel, on trouve une vingtaine de noyaux radioactifs. Ils sont tous proches de la vallée de stabilité.

La *radioactivité* est l'émission d'énergie sous forme de rayonnements ou de particules due à des mécanismes de réarrangement de la structure interne du noyau, menant d'un état initial à un état final de plus basse énergie pour le nouveau noyau. Les principaux processus radioactifs sont :

- La désintégration  $\alpha$  ;
- la désintégration  $\beta$  ;
- l'émission  $\gamma^1$  ;
- la capture électronique ;
- la fission spontanée ;
- l'émission de neutrons.

#### Radioactivité $\alpha$

La transformation se fait par éjection d'une particule  $\alpha$ , composée de deux neutrons et deux protons (un noyau d'hélium 4) :



En utilisant le modèle de la goutte, on montre que dans l'axe de la vallée de stabilité cette réaction devient exoénergétique pour  $A \geq 150$ . En pratique, elle n'est significative que lorsque l'énergie dégagée dépasse 4 MeV, soit  $A \gtrsim 209$ . L'énergie emportée par la particule  $\alpha$  est bien déterminée et est caractéristique de la réaction : par exemple la désintégration du  ${}^{226}_{88} Ra$  en  ${}^{222}_{86} Rn$  libère une particule  $\alpha$  de 4.6 MeV.

Les périodes (voir § 4.2) sont généralement longues et ce d'autant plus que l'énergie libérée est faible.

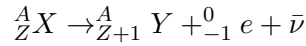
#### Radioactivité $\beta$

Nous avons vu dans un exercice applicatif qu'un neutron libre n'est pas stable et se désintègre en un proton plus un électron et un antineutrino par le truchement des interactions nucléaires faibles. Ce mécanisme peut se produire *au sein d'un noyau*, et alors deux réactions symétriques sont possibles :

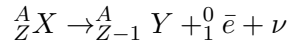
- un neutron *du noyau* se transforme en proton et le noyau éjecte un électron que l'on appelle particule  $\beta^-$  et un antineutrino ;

---

<sup>1</sup>C'est ici un type de photon, pas le facteur de Lorentz



- un proton *du noyau* se transforme en neutron et le noyau éjecte un positon (un antiélectron)  $\beta^+$  et un neutrino.



Les neutrinos sont des particules neutres de masse extrêmement faible ( $< 225 \text{ eV} \cdot \text{c}^{-2}$ ).

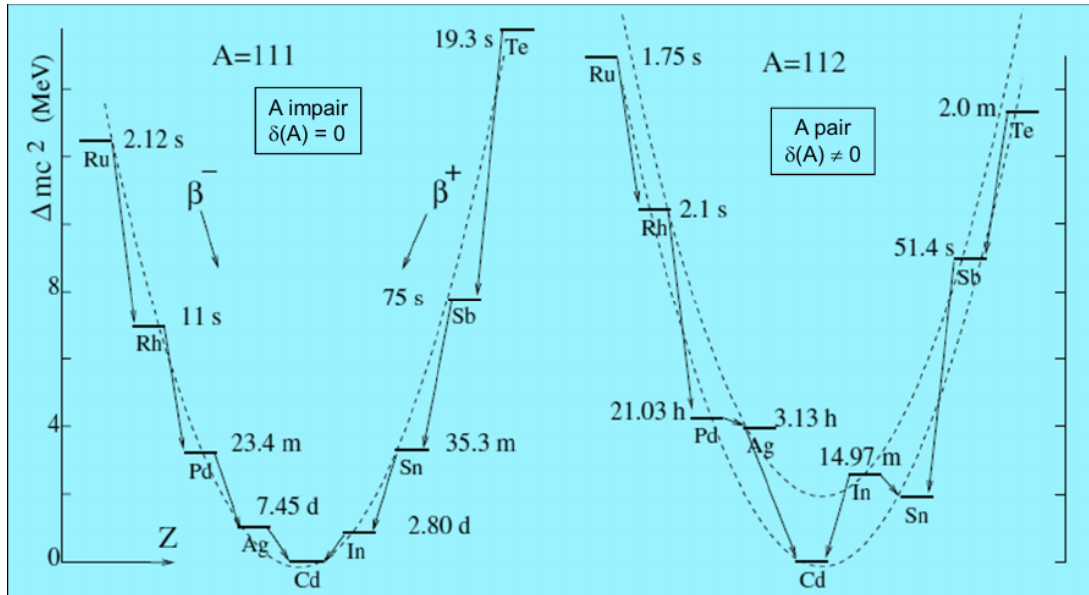


FIGURE 6 : Paraboles énergétiques des noyaux pour l'isobare  $A = 111$  et  $A = 112$ . Le cadmium 111, le cadmium 112 et l'étain 112 sont stables

Ce type de désintégration concerne principalement des noyaux tels que  $A \leq 209$ .  $A$  est inchangé,  $Z$  varie de  $\pm 1$ . Pour analyser la stabilité d'un noyau, on utilise donc les paraboles de masses *isobares* telles que celles montrées en Figs. 5 et 6. Les périodes sont généralement beaucoup plus courtes que pour la radioactivité  $\alpha$ .

L'énergie disponible est de l'ordre de 0.1 à 4 MeV. L'énergie de la désintégration se partage entre le noyau qui recule, l'électron (ou le positon) et l'antineutrino (ou le neutrino). Le noyau issu de la réaction, dont la masse est très lourde par rapport aux deux autres participants, n'emporte pratiquement pas d'énergie cinétique ; il peut toutefois être dans un état excité. L'énergie emportée par l'électron (ou le positon) et l'antineutrino (ou le neutrino) se distribue selon une loi statistique : en moyenne un peu moins de la moitié de l'énergie disponible est emportée par la particule  $\beta^\pm$ , généralement de l'ordre de 0.5 MeV soit de l'ordre de grandeur de la masse de l'électron. Les neutrinos interagissent très peu avec la matière et sont pratiquement indécélables : l'énergie qu'ils emportent est « perdue », et dans la physique des réacteurs nucléaires on oublie leur présence.

### Emission $\gamma$

Nous avons vu que certains noyaux instables pouvaient se désintégrer en éjectant des particules  $\alpha$  ou  $\beta$  : il s'agit de deux premiers types de radioactivité. Bien souvent, suite à ces désintégrations, le noyau se trouve dans un état excité : il va alors regagner son état fondamen-



tal en émettant un photon. Ce photon est de haute énergie et a une longueur d'onde typique de  $10^{-11}$ ,  $10^{-12}$  m : ce sont des photons  $\gamma^2$ .

Le noyau possède des états d'énergie bien définis, et la « couleur » du photon  $\gamma$  est caractéristique de la transition et du noyau. La mesure de l'énergie des photons  $\gamma$  constitue ainsi un moyen d'identification de la nature du noyau émetteur.

### Capture électronique

C'est un mode de désintégration mineur dû à l'interaction faible. Lorsqu'un noyau est trop riche en protons, il peut regagner la stabilité par émission d'un positon (mode  $\beta^+$ ), mais également par absorption d'un électron du cortège électronique, un proton du noyau et un électron du cortège donnant un neutron supplémentaire au noyau. Il y a également émission d'un neutrino : ce mode de désintégration est d'ailleurs très discret, car le neutrino qui emporte l'essentiel de l'énergie libérée est en pratique impossible à détecter. Par exemple, le potassium  $^{40}_{19}K$  se désintègre dans 89% des cas en  $^{40}_{20}Ca$  par un mécanisme  $\beta^-$ , et dans 11% des cas en  $^{40}_{18}Ar$  par capture électronique.

### Fission spontanée

Lors d'une désintégration radioactive, un noyau conserve donc tous (mode  $\beta$ ) ou presque tous (mode  $\alpha$  : perte de 4 nucléons) les nucléons qui le constituent. Il se transforme peu. Exceptionnellement il peut subir une transformation beaucoup plus profonde. C'est ainsi que certains noyaux lourds et fragiles se cassent en fragments. C'est la fission *spontanée*. Une réaction de fission produit en outre des neutrons libres en nombre variable. Ce mécanisme est extrêmement rare : un calcul basé sur le modèle de la goutte montre que pour une fission symétrique, la réaction devient exoénergétique pour  $Z^2/A \gtrsim 44$ , valeur non atteinte le long de la vallée de stabilité pour les noyaux naturels. Toutefois, la réaction a une probabilité non nulle pour les noyaux avec  $Z \geq 90$  : sa probabilité est par exemple de l'ordre de  $5 \times 10^{-7}$  par désintégration pour l'uranium 238.

### Emission de neutrons

Un isotope instable peut perdre spontanément un neutron. Ce processus concerne des noyaux trop riches en neutrons et très loin de la vallée de stabilité : ils n'existent pas à l'état naturel mais certains des produits de fissions sont concernés par ce phénomène et constituent des sources (ou *précurseurs*) de *neutrons retardés*, cruciaux pour le pilotage des réacteurs. Par exemple, le  $^{87}_{35}Br$  se transforme dans 2% des cas en  $^{86}_{36}Kr$  par une réaction  $\beta^-$  et en émettant un neutron.

### Radioactivité naturelle et artificielle

La radioactivité est un phénomène commun dans la nature : la terre baigne dans un rayonnement cosmique intense de particules. Des roches comme le granit contiennent des traces d'uranium légèrement radioactif et de ses descendants. Le potassium 40 ( $^{40}_{19}K$ ) est un autre exemple d'élément radioactif présent à l'état naturel : cet isotope représente  $1/10^4$  du potassium naturel. Il se situe entre deux isotopes stables et beaucoup plus abondants ( $^{39}_{19}K$  et  $^{41}_{19}K$ ) qui constituent 93.26% et 6.73% de cet élément. La demi-vie<sup>3</sup> est de 1.25 milliards d'années : il est responsable de plus de la moitié de la radioactivité du corps humain (5000 désintégrations par seconde dues au  $^{40}_{19}K$  pour un homme de 80 kg). Enfin, des réactions de neutrons avec l'azote 14 (stable) se

<sup>2</sup>pour la lumière visible, la longueur d'onde est de l'ordre de  $10^{-7}$  m.

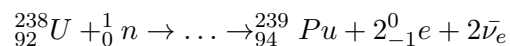
<sup>3</sup>Cette notion est introduite au § suivant.

produisent constamment en haute atmosphère pour donner du carbone 14 radioactif, de demi-vie 5700 ans.



FIGURE 7 : A gauche : concentrés d'uranium ou « Yellow cake », société des mines de Jouac (Haute-Vienne, Limousin). La répartition isotopique en masse de l'uranium naturel est de 99.3% d  ${}_{92}^{238}\text{U}$  et 0.7% d  ${}_{92}^{235}\text{U}$ . L'activité de l'uranium est faible et ne demande pas des mesures de radioprotection importantes pour le personnel. A droite : plutonium à l'état métallique. Les isotopes du plutonium sont des émetteurs de rayons  $\alpha$ . Les émetteurs  $\alpha$  ne posent pas de risques tant qu'ils ne sont pas inhalés ou ingérés. La couche morte de l'épiderme suffit à les arrêter : on peut le tenir avec de simples gants (images issues de : <http://www.laradioactivite.com>)

Ce dernier exemple illustre le fait qu'un noyau stable peut être rendu instable en lui donnant des neutrons supplémentaires. C'est ainsi que l'on peut créer artificiellement de nouveaux noyaux, voire de nouveaux éléments artificiels. Par exemple, l'absorption d'un neutron par l'uranium peut aboutir à la création de plutonium (voir Fig. 7). Le processus se fait par deux désintégrations  $\beta^-$  successives :



## 4.2 Loi de décroissance temporelle

### Constante de désintégration radioactive

On constate que malgré la grande variété de mécanismes de décroissance possibles et le nombre important de noyaux radioactifs différents, l'évolution au cours du temps du nombre de noyaux radioactifs d'un même type dans un échantillon suit une loi assez simple et universelle.

Soit  $N(t)$  le nombre de noyaux radioactifs de même nature à un instant  $t$ . On note  $\lambda(t)$  la probabilité par unité de temps qu'un noyau se désintègre à tout instant. Sur un intervalle de temps  $dt$ , si on note  $dN$  la variation du nombre de noyaux, on a :

$$dN = -\lambda(t)N(t)dt$$

On constate<sup>4</sup> que la **constante de désintégration radioactive**  $\lambda$  est indépendante du temps. Dans ce cas, par intégration, on a, avec  $N_0$  le nombre de noyaux au temps  $t = 0$  :

$$N(t) = N_0 \exp(-\lambda t)$$

### Période

La période  $T$  est le temps au bout duquel le nombre de noyaux a été divisé par 2 :

$$\begin{aligned} N(T) &= \frac{N_0}{2} \\ \exp(-\lambda T) &= \frac{1}{2} \\ T &= \frac{\log 2}{\lambda} \end{aligned}$$

Grande variabilité de  $T$  : de quelques ms à plusieurs milliards d'années.

- polonium 218 : 3.10 minutes
- radon 222 : 3.82 jours
- radium 226 : 1591 ans
- carbone 14 : 5730 ans
- potassium 40 :  $1.25 \times 10^9$  ans
- uranium 238 :  $4.5 \times 10^9$  ans

---

<sup>4</sup>On le constate en mesurant  $N(t)$  et en vérifiant que cette grandeur suit une décroissance exponentielle!

### 4.3 Grandeurs et unités caractérisant les rayonnements ionisants

#### Activité

On définit tout d'abord l'**activité** d'un échantillon de matière radioactive par le nombre de désintégrations par seconde. L'unité employée est le **Becquerel (Bq)** : 1 Bq = 1 désintégration par seconde. L'activité est directement liée à la période de demi-vie : plus un élément a une période longue, moins il est actif pour un nombre initial identique de noyaux. La période de demi-vie est quant-à-elle le temps au bout duquel la moitié des noyaux d'un grand échantillon de noyaux instables aura subi une désintégration.

C'est une unité extrêmement faible. On a longtemps utilisé le Curie qui est l'activité d'un gramme de Radium 226 (de période 1591 ans) : 1 Curie =  $3.7 \times 10^{10}$  Bq. Pour l'Uranium 238, qui a une période de demi-vie de 4.5 milliards d'années, l'activité d'un gramme est de  $1.7 \times 10^4$  Bq. On trouvera en Fig. 8 l'activité de quelques matériaux.

L'activité ne tient pas compte du type de rayonnement émis. Nous avons vu qu'il existait principalement deux modes de désintégration conduisant à l'émission de particules  $\alpha$  ou  $\beta$  ne transportant pas la même énergie. Une désintégration s'accompagne en outre généralement d'une émission de rayonnements électromagnétiques  $\gamma$  par désexcitation du noyau fils.<sup>5</sup> Les rayons  $\gamma$  sont de même nature que les rayons X ou encore que la lumière émise par les atomes, mais l'énergie qu'ils transportent est beaucoup plus élevée : de 100 000 à quelques millions d'électronvolts.

Il est donc nécessaire si l'on s'intéresse à l'effet de la radioactivité sur la matière de prendre en compte le type et l'énergie des rayonnements émis.

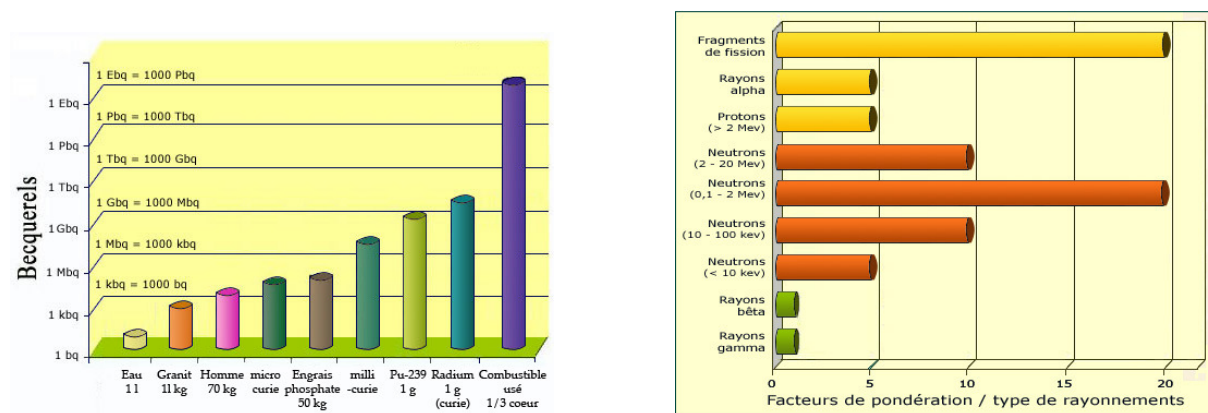


FIGURE 8 : Exemples d'activité en Becquerel (à gauche), et facteurs de pondération de la dose absorbée (images issues de : <http://www.laradioactivite.com>)

#### Dose absorbée et équivalent de dose

La **dose absorbée** est la quantité d'énergie communiquée à la matière par unité de masse. Elle s'exprime en **Gray (Gy)** : 1 Gy = 1 J.kg<sup>-1</sup>.

Si l'on s'intéresse aux effets sur le vivant, il est nécessaire de distinguer entre effets déterministes et effets probabilistes (ou stochastiques), ainsi qu'entre irradiation (exposition à des rayonnements) et contamination (ingestion de noyaux radioactifs). Après un accident, les effets déterministes se manifestent pour des doses de l'ordre du Gray. Ainsi des nausées apparaissent

<sup>5</sup>Le noyau possède des niveaux d'énergies tout comme les électrons de l'atome, et tend à retrouver son état fondamental de plus basse énergie par émission de photons dont l'énergie est quantifiée.

pour une exposition uniforme sur l'ensemble du corps de 0.25 Gray. Au-dessus de 1 Gray, une hospitalisation est nécessaire. La dose létale est de 5 grays : la mort survient dans les deux mois suivant l'exposition à cette dose avec une probabilité de 50%.

Les **doses équivalentes** s'expriment en **Sievert** (Sv). Elles s'expriment à partir des doses absorbées affectées de coefficients de pondération (voir Fig. 8). On distingue les doses équivalentes qui tiennent compte du type de rayonnement et les **doses efficaces** qui tiennent compte du type d'organe touché. Un dernier facteur important est la dose rapportée à la durée d'exposition : le **débit de dose**.

Le débit de dose efficace moyenne due à la radioactivité naturelle en France est de 2.4 mSv/an. Au niveau de la radioactivité artificielle, la dose maximale autorisée est de 1 mSv/an pour le public et de 20 mSv par an pour les travailleurs du nucléaire. Exceptionnellement, la dose annuelle limite peut passer à 50 mSv, pour autant que la dose cumulée au cours des 5 dernières années, y compris l'année courante, soit inférieure à 100 mSv.

Ces niveaux correspondent à des risques maximum admissibles. Les effets des faibles doses sur la santé restent peu connus et ne sont que des risques statistiques. Il a été montré au dessus de 100 mSv un risque de cancer radio-induit de l'ordre de 5‰ (source ICRP "International Commission on Radiological Protection <http://www.icrp.org/>). Pour de plus faibles doses il n'y a pas de certitudes. Après l'accident de Fukushima, les débits de doses immédiats sur le site ont atteints des valeurs de 10 mSv/h (voir Fig. 9).

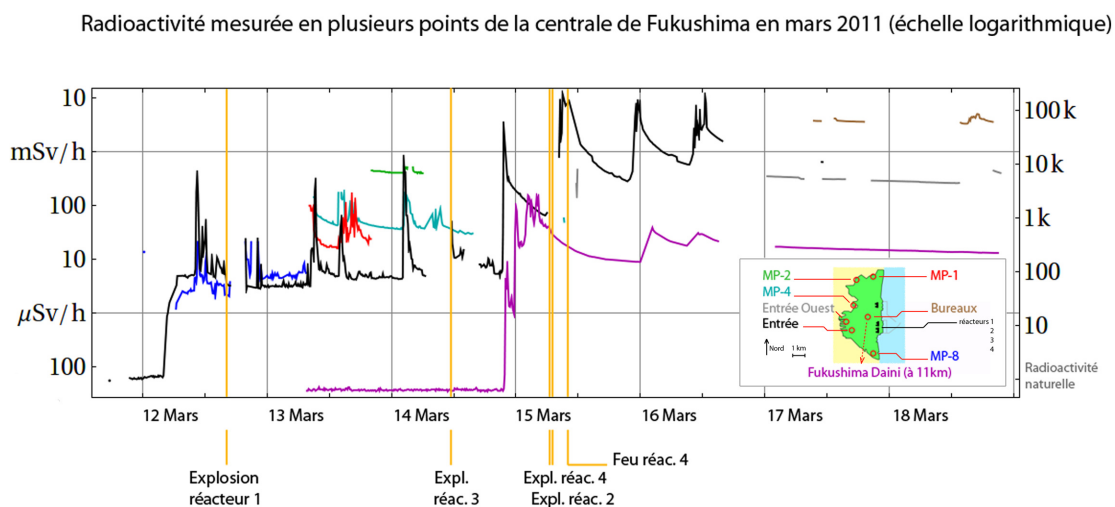


FIGURE 9 : Débit de dose mesuré sur site à Fukushima (image issue de : <http://www.wikipedia.org>)

## 5 Introduction à la neutronique

« La neutronique est l'étude du cheminement des neutrons dans la matière et des réactions qu'ils y induisent, en particulier la génération de puissance par la fission de noyaux d'atomes lourds »<sup>1</sup>.

L'habitude est de classer les neutrons en catégories selon leur domaine d'énergie cinétique. Parmi ces catégories, les plus importantes pour les réacteurs nucléaires sont :

- Les **neutrons rapides** ( $E > 1$  MeV)
- les neutrons lents ou « **thermiques** » ( $E < 0.5$  eV).

En effet, les neutrons produits par des fissions ont une énergie moyenne de l'ordre de 2 MeV, soit une vitesse de l'ordre de 7% de celle de la lumière ou  $20\,000$  km.s<sup>-1</sup>, tandis que des neutrons à l'équilibre thermique avec la matière à une température de 300°C ont une énergie  $kT \simeq 0.05$  eV, soit une vitesse de 3 km.s<sup>-1</sup>.

### 5.1 Réactions des neutrons avec la matière

On considère comme étant une *réaction nucléaire* l'interaction entre une particule-projectile et un noyau-cible. Le neutron est un bon candidat pour être un projectile susceptible de provoquer des réactions nucléaires. Il est en effet petit et peut circuler facilement à travers la matière, sa masse non négligeable devant les noyaux lui permet de communiquer de l'énergie à la cible, et son caractère électriquement neutre le rend insensible à la barrière coulombienne due aux charges des atomes (protons et électrons).

Dans un réacteur nucléaire, un neutron s'y propageant peut :

- **fuir** vers l'extérieur du réacteur sans avoir subi de réaction avec la matière ;
- interagir avec un noyau.

Dans ce cas, on considérera deux types de réactions :

- Les réactions de **diffusion** : le neutron « rebondit » sur le noyau ; la diffusion peut être élastique : l'énergie cinétique totale (projectile et cible) est conservée ou inélastique : une partie de l'énergie incidente du neutron est déposée dans le noyau.
- Les réaction d'**absorption** : le neutron est absorbé par le noyau. Un nouveau noyau plus massif est formé, généralement dans un état excité, à cause de l'énergie de liaison du neutron supplémentaire et de l'énergie cinétique qu'il apporte.

#### Diffusion

Lorsqu'un neutron est diffusé par un noyau, son énergie cinétique peut diminuer. Dans le cas particulier d'une diffusion élastique, les lois du choc entre le neutron et le noyau cible peuvent être traité comme un problème de physique classique entre masses ponctuelles. Le ralentissement du neutron est d'autant plus efficace que le noyau cible est léger. Au bout d'un grand nombre de collisions, s'il n'est pas capturé, le neutron sera à l'équilibre thermique avec la matière. Le nombre moyen de collisions pour « thermaliser » un neutron issu de fission par chocs successifs sur différents noyaux est donné au Tab. 1. La « thermalisation » consiste à ralentir le neutron rapide issu de fission depuis une énergie de 2 MeV jusqu'à une énergie d'équilibre thermique avec la matière  $kT \simeq 0.05$  eV.

---

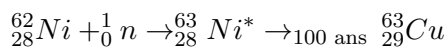
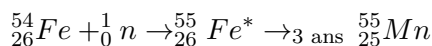
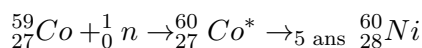
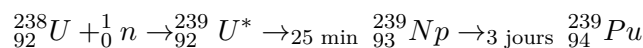
<sup>1</sup>Voir Ref. 9

Noyau	n	pouvoir capturant
${}^1_1H$	15	moyen
${}^2_1H$ (deutérium)	20	très faible
${}^{12}_6C$	92	faible
${}^{238}_{92}U$	1717	fort

TABLE 1 : Nombre moyen de collisions pour thermaliser un neutron rapide

### Capture radiative, activation

Lorsque le neutron est capturé par un noyau de masse atomique  $A$ , un nouveau noyau de nombre de masse  $A + 1$  est formé, dans un état excité (on le note  $X^*$ ). Ce noyau se désexcite par émission d'un rayonnement  $\gamma$  de quelques MeV. Le nouveau noyau est de plus très souvent un isotope radioactif qui décroît alors plus ou moins rapidement. On parle alors de produit d'activation. Exemples :

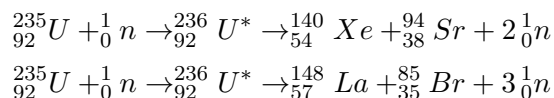


Par absorption d'un neutron, certains noyaux peuvent se transmuter en un noyau fissile. On parle alors de noyaux *fertiles*, par exemple,  ${}^{238}_{92}U$  qui donne du  ${}^{239}_{94}Pu$  fissile. Citons également le Thorium  ${}^{232}_{90}Th$ , beaucoup plus abondant sur terre que l'Uranium, qui par capture neutronique peut fournir du  ${}^{233}_{92}U$  fissile.

### Fissions

La fission peut être *provoquée* à la suite de l'absorption d'un neutron, avec une probabilité très significative pour des noyaux que l'on qualifie de **fissiles**. Les noyaux fissiles sont tous tels que  $Z > 89$  et  $A \geq 230$ , avec un nombre impair de neutrons<sup>2</sup>. Le seul présent naturellement sur terre est l' ${}^{235}_{92}U$ , à raison de 0.7% en masse dans un échantillon d'Uranium naturel (voir Fig. 7). La réaction libère en plus 2 à 3 neutrons, ce qui permet d'envisager un mécanisme d'entretien ou d'emballage de la réaction, *pour peu que ces neutrons provoquent à leur tour une fission*.

La fission d'un noyau donne deux noyaux appelés **Produits de Fission** (PF). Des centaines de PF différents peuvent être produits<sup>3</sup>. Le noyau ne se casse pas en deux parties égales, mais typiquement en {Brome, Krypton ou Zirconium} et {Iode, Xénon ou Baryum} : la distribution est piquée autour de  $A = 90$  et  $A = 140$  (voir Fig. 10). Un exemple de réaction de fission possible est :



<sup>2</sup>Pour les noyaux lourds pairs en neutrons, le neutron incident doit être assez énergétique pour provoquer la réaction, de l'ordre de 2 MeV.

<sup>3</sup>Les propriétés physico-chimiques du combustible utilisé des centrales nucléaires sont très complexes, on a par exemple des PF gazeux qui impliquent une pression très élevée dans les crayons de combustibles.



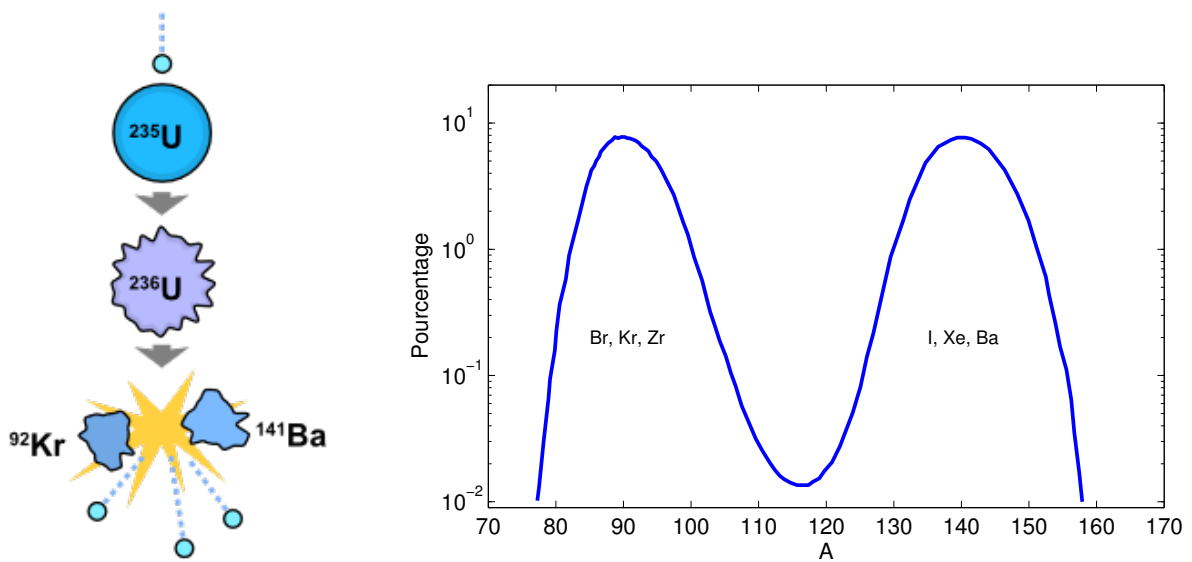


FIGURE 10 : Distribution de probabilité des produits de fission pour  $l_{92}^{235}\text{U}$  (©F.R. 2012)

## 5.2 Sections efficaces

Lorsqu'un neutron chemine dans la matière, il peut donc subir diverses réactions ou passer à travers sans interagir avec un noyau. Ceci revêt un caractère statistique et dépend fortement de l'énergie du neutron et du type de noyaux qu'il rencontre, ces processus faisant appel à des mécanismes de résonance. Le concept classique de section efficace microscopique éclaire cette notion de probabilité (voir Fig. 11). Si chaque noyau représente une surface effective  $\sigma$  et qu'il y a  $n$  noyaux sur une surface  $S$ , la probabilité d'interaction d'un neutron traversant la surface  $S$  est :

$$\frac{n\sigma}{S}$$

### Section efficace microscopique

La grandeur  $\sigma$  est homogène à une surface par noyau. On l'appelle « section efficace microscopique ». On la mesure en *barns* : 1 barn =  $10^{-24}$  cm<sup>2</sup>. A chaque réaction particulière (absorption ou diffusion par exemple, sur un noyau donné) est associée une section efficace. Elle est caractéristique de la réaction et dépend de l'énergie du neutron (voir Fig. 12).

On distingue les réactions de **diffusion** (“*scattering*” en anglais) avec une section efficace associée  $\sigma_s$ , et les réactions d'**absorption** de section efficace  $\sigma_a$ . Parmi les *absorptions sur des noyaux lourds fissiles*, on distinguera les absorptions donnant lieu à des **fissions** ( $\sigma_f$ ) et les **captures** ne donnant pas lieu à une fission ( $\sigma_c$ ). On a additivité des sections efficaces microscopiques, la *section efficace microscopique totale*  $\sigma_t$  mesurant la probabilité de toutes les interactions possibles :

$$\sigma_t = \sigma_s + \sigma_a = \sigma_s + \sigma_c + \sigma_f$$

Le comportement générique est à une décroissance des sections efficaces avec l'énergie du neutron, ce qui s'explique phénoménologiquement par le concept quantique d'onde associée à une particule, la longueur d'onde décroissant avec l'impulsion. Ainsi, les sections efficaces de fission sont 200 à 400 fois plus importantes pour les neutrons lents que pour les neutrons rapides, et de plus, en neutrons rapides, les réactions de fissions sur les noyaux lourds sont moins probables que les diffusions.

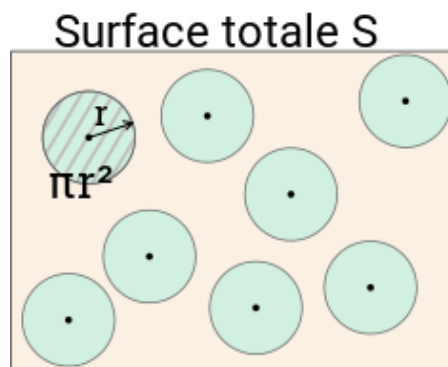


FIGURE 11 : Illustration de la section efficace microscopique (image issue de : <http://www.wikipedia.org>)

	$\sigma_a$ (barns) thermiques	$\sigma_a$ (barns) rapides	$\sigma_f$ (barns) thermiques	$\sigma_f$ (barns) rapides	$\sigma_s$ (barns) thermiques	$\sigma_s$ (barns) rapides
$^{235}\text{U}$	681	1.46	582	1.4	13.8	3.5
$^{238}\text{U}$	2.7	0.9	0	0.7	8.9	4
$^{239}\text{Pu}$	1011	2.0	742	1.9	7.7	3.9
$^1\text{H}$	0.322				30.3	2
$^2\text{H}$	0.0005				4.3	

TABLE 2 : Sections efficaces microscopiques d'absorption, de fission et de diffusion pour quelques noyaux

### Section efficace macroscopique

La section efficace macroscopique  $\Sigma$  donne la probabilité  $p$  d'une réaction entre un neutron et un noyau cible par unité de distance parcourue à travers la matière  $dx$  : cette probabilité est  $\Sigma dx$ .  $\Sigma$  est en  $\text{cm}^{-1}$ . Avec  $N$  la densité de noyaux (nombre de noyaux par  $\text{cm}^3$ ), on montre :

$$\Sigma = N\sigma$$

On montre également que le libre parcours moyen  $\lambda$ , c'est-à-dire la distance moyenne parcourue dans le matériau considéré avant la première interaction est :

$$\lambda = 1/\Sigma$$

Les libres parcours moyens sont de manière usuelle de l'ordre du centimètre.

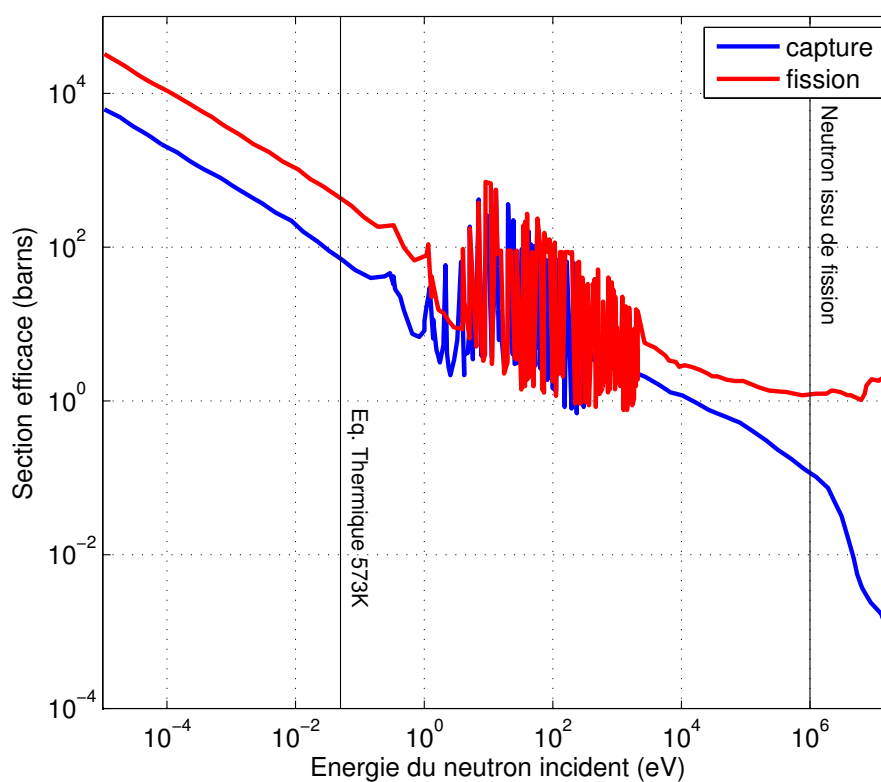


FIGURE 12 : Section efficace microscopique de fission et de capture pour  $^{235}_{92}\text{U}$ . La section efficace est donnée en barns ( $10^{-24}\text{cm}^2$  soit l'ordre de grandeur de la section du noyau atomique) et mesure la probabilité de la réaction (©F.R. 2012)

### 5.3 Neutronique de base

Dans les matériaux constituant un réacteur nucléaire, la densité de noyaux est de l'ordre de  $10^{22}$  noyaux par  $\text{cm}^3$ . La densité de neutrons s'y propageant est elle de l'ordre de  $10^8$  neutrons par  $\text{cm}^3$ . Les neutrons sont donc à la fois très « dilués », ce qui implique que les interactions entre neutrons sont négligeables et donc que la neutronique est *linéaire*, et très nombreux, ce qui justifie une approche *statistique*. Ainsi, une approche du type de celle développée pour la théorie cinétique des gaz est employée : on l'appelle *équation de Boltzmann*. Elle porte sur le *flux neutronique*.

On présentera ici une version simplifiée, monocinétique (on considère que tous les neutrons ont la même vitesse).

#### Flux de neutrons et taux de réaction

On s'intéresse ici à une population de neutrons de même vitesse  $v$ . Pendant un intervalle de temps  $dt$ , chaque neutron effectue un parcours  $dx = v dt$  et a donc la probabilité  $\Sigma dx = \Sigma v dt$  d'interagir avec un noyau. Si la densité de neutrons est  $n$  neutrons. $\text{cm}^{-3}$ , le nombre d'interactions par unité de temps et par unité de volume est donc :

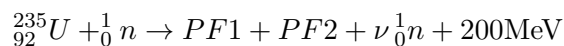
$$R = n\Sigma v$$

On l'appelle « **taux de réaction** ». Le facteur  $n\Sigma v$  est appelé **flux**  $\phi = n\Sigma v$ . Le taux de réaction peut donc s'écrire également :

$$R = \Sigma\phi$$

### Réaction en chaîne, facteur de multiplication et criticité

La fission provoquée par capture de neutron, s'écrit formellement :



Cette réaction libère une énergie d'environ 200 MeV, des produits de fissions, et en moyenne  $\nu \simeq 2.4$  neutrons *rapides*. La présence de ces neutrons excédentaires permet de provoquer de nouvelles fissions et donc d'avoir une *réaction en chaîne*. Toutefois, ces neutrons ne provoquent pas forcément de fission. Il faut équilibrer les pertes (fuites et captures) et les gains (neutrons produits par fission). Le destin d'un neutron issu de fission dans un réacteur à eau sous pression est illustré en Fig. 13.

Pour avoir une population de neutrons constante, il faut que les taux de réactions de fission

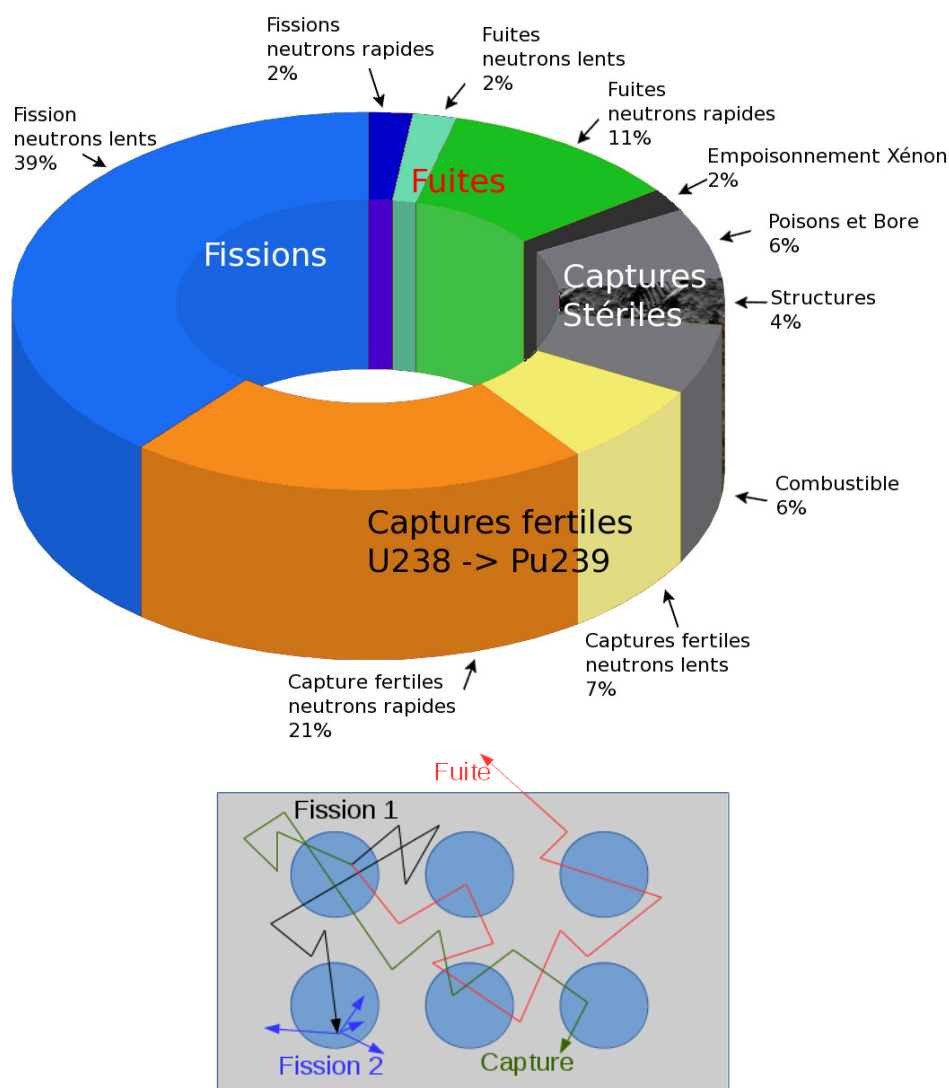


FIGURE 13 : Bilan approximatif de la population de neutrons dans un réacteur à eau sous pression (©F.R. 2012, 2018)

$R_f$ , d'absorption  $R_a$  et le taux de fuites  $F$  soient tels que :

$$\nu R_f = R_a + F$$

Le **facteur de multiplication**  $k$  est le nombre moyen de fissions résultant d'une fission. Ce facteur de multiplication est le rapport des gains de neutrons sur les pertes de neutrons, donc :

$$k = \frac{\nu R_f}{R_a + F}$$

Si  $k = 1$ , la population de neutron est constante, le taux des réactions de fission est constant : le régime est dit **critique** et la puissance dégagée est constante dans le temps.

Dans un premier temps, on peut raisonner sur un réacteur de taille infinie, sans tenir compte des fuites de neutrons hors du réacteur : on considère un facteur de multiplication *infini*  $k_\infty$  :

$$k_\infty = \frac{\nu R_f}{R_a}$$

Pour les réacteurs fonctionnant avec des neutrons *thermiques*, on décompose le  $k_\infty$  en produit de 4 facteurs :

$$k_\infty = \epsilon p f \eta$$

L'idée est de suivre un neutron issu de fission au cours de trois grandes étapes :

- juste après l'émission, le neutron est rapide et peut provoquer éventuellement une fission sur l'uranium 238 ;
- pendant le ralentissement, le neutron peut subir une capture radiative, notamment sur l'uranium 238 ;
- dans le domaine thermique, le neutron finit par disparaître par absorption, soit dans un matériau de gaine, dans le modérateur ou l'uranium 238, soit dans l'uranium 235 où il peut provoquer une fission.

Les 4 facteurs sont :

1.  $\epsilon$  : facteur de fission rapide (correction due aux quelques fissions provoquées directement par un neutron rapide). En REP<sup>4</sup>  $\epsilon \simeq 1.07$
2.  $p$  : facteur *antitrappe*, probabilité pour le neutron rapide d'atteindre le domaine thermique sans être absorbé. En REP :  $p \simeq 0.75$
3.  $f$  : facteur *d'utilisation thermique*, probabilité que le neutron thermique soit absorbé *par le combustible*. En REP :  $f \simeq 0.92$
4.  $\eta$  : facteur *de reproduction*, nombre de neutrons émis par fission pour une absorption dans le combustible. En REP :  $\eta \simeq 1.78$

Donc, en REP,  $1.31 \lesssim k_\infty \lesssim 1.40$ . Les différents facteurs évoluent avec le rapport du volume de modérateur au volume de combustible, et avec le taux d'enrichissement du combustible.

---

<sup>4</sup>REP : Réacteur à Eau Pressurisée.

### Bilan neutronique et approximation de la diffusion de l'équation de Boltzmann

La densité de neutrons  $n$  et le flux  $\phi$  sont une fonction de 7 variables :

- les trois coordonnées d'espace  $\vec{r}$ ;
- le temps  $t$ ;
- la vitesse  $\vec{v}$  des neutrons : intensité  $v$  et direction  $\vec{\Omega}$  telle que  $\vec{v} = v\vec{\Omega}$ .

L'équation qui régit leur propagation est l'équation de Boltzmann, qui est une équation intégral-différentielle et dont d'une part le traitement analytique est en général impossible et d'autre part le traitement numérique peut s'avérer lourd. On peut en trouver une forme plus simple, en faisant une intégrale sur les vitesses (en module et en direction  $\vec{\Omega}$ ). On cherche alors des solutions pour les variables densité et flux *intégrées sur les phases*  $\langle n \rangle(\vec{r}, t)$  et  $\langle \phi \rangle(\vec{r}, t)$  :

$$\langle \phi \rangle(\vec{r}, t) = \frac{1}{4\pi} \int_{v=0}^{\infty} \int_{\vec{\Omega}} \phi(v, \vec{\Omega}, \vec{r}, t) d^2\Omega dv$$

Le flux intégré sur les phases est alors une quantité scalaire. On considère de plus que la population de neutrons est **monocinétique** (tous les neutrons ont la même vitesse égale à leur vitesse moyenne  $\bar{v}$ ). Nous allons maintenant introduire la notion de *courant net* de neutrons.

On considère un groupe de neutrons monocinétiques se propageant suivant la direction  $\vec{\Omega}$  et traversant une surface  $dS$  perpendiculaire à l'axe  $\vec{e}_x$ . Le nombre de neutrons se propageant dans la direction  $\vec{\Omega}$  qui traversent la surface orientée par  $\vec{e}_x$  est le *courant angulaire* :

$$J_x(\vec{r}, \vec{\Omega}, t) = \phi_{\bar{v}}(\vec{r}, \vec{\Omega}, t) \vec{\Omega} \cdot \vec{e}_x$$

En intégrant cette expression sur toutes les directions de propagations, on a la composante selon  $\vec{e}_x$  du courant net intégré sur les phases. On peut faire de même pour une surface orientée selon les autres directions  $\vec{e}_y$  et  $\vec{e}_z$ . On aboutit à la notion de **vecteur courant net** intégré sur les phases (qui s'exprime en *neutrons.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>*) :

$$\langle \vec{J} \rangle(\vec{r}, t) = \int_{\vec{\Omega}} \phi_{\bar{v}}(\vec{r}, \vec{\Omega}, t) \vec{\Omega} d^2\Omega$$

L'équation qui régit la population de neutrons peut être obtenue en faisant un bilan de la densité de neutrons dans un petit volume de contrôle. Cela est tout-à-fait analogue à un bilan de masse en mécanique des fluides et on écrira (attention, dans la suite on omet la notation  $\langle \rangle$  mais on travaille bien avec des variables *intégrées sur les phases*) :

Variation temporelle de  $n$  = Taux de sources – taux d'absorption – fuites par les frontières

$$\frac{1}{v} \frac{\partial \phi}{\partial t} = S - \Sigma_a \phi - \nabla \cdot \vec{J}$$

Le problème est alors de relier le flux intégré en phases au vecteur courant intégré en phases. On peut montrer par une approche physique ou mathématique <sup>5</sup> la relation approximative suivante entre les deux, qui rappelle la loi de Fick pour la diffusion en chimie, la loi de Fourier de la diffusion de la chaleur ou la loi d'Ohm :

<sup>5</sup>voir Ref. 13

$$\vec{J} = -D\vec{\nabla}\phi$$

Ce processus générique de diffusion traduit le fait qu'une différence dans la répartition spatiale d'un paramètre (température ou concentration d'une espèce chimique, ici le flux de neutrons) provoque un phénomène de transport qui tend à contrer le déséquilibre. Le coefficient  $D$  est appelé **coefficient de diffusion**.

On montre alors qu'une valeur approximative du coefficient de diffusion est :

$$D = \frac{1}{3\Sigma_{tr}}$$

Avec  $\Sigma_{tr}$  la section efficace *de transport*, définie à partir de la section efficace macroscopique totale  $\Sigma_t$ , de la section efficace macroscopique de diffusion  $\Sigma_s$ , et de la masse atomique  $A$  des noyaux sur lesquels diffusent les neutrons :

$$\Sigma_{tr} \simeq \Sigma_t - \frac{2}{3A}\Sigma_s$$

L'équation de la diffusion s'écrit alors :

$$\frac{1}{v}\frac{\partial\phi}{\partial t} = S - \Sigma_a\phi + D\Delta\phi$$

Et, pour des sources dues à des fissions :

$$\frac{1}{v}\frac{\partial\phi}{\partial t} = \nu\Sigma_f\phi - \Sigma_a\phi + D\Delta\phi$$

### Conditions aux limites de l'équation de la diffusion

A travers la normale à une surface frontière, il peut être utile de décomposer le courant net en la somme du courant dans le sens de la normale sortante au domaine  $J_+$  et du courant dans le sens inverse de la normale sortante au domaine  $J_-$  (en valeur absolue) de sorte que :

$$J_{net} = J_+ - J_-$$

On peut alors montrer que :

$$J_+ = \frac{\phi}{4} - \frac{D}{2}\frac{\partial\phi}{\partial n}$$

$$J_- = \frac{\phi}{4} + \frac{D}{2}\frac{\partial\phi}{\partial n}$$

$$J_{net} = -D\frac{\partial\phi}{\partial n}$$

Ceci est utile pour spécifier les conditions aux limites. Par exemple, si le domaine considéré est entouré d'un réflecteur de neutrons dont on connaît le coefficient de réflexion ou *albedo*  $\beta = J_-/J_+$ , la condition à employer à l'interface est :

$$\frac{\frac{\partial\phi}{\partial n}}{\phi} = -\frac{1}{2D}\frac{1-\beta}{1+\beta}$$



Pour un milieu entouré par le vide,  $\beta = 0$  et la condition aux limites est :

$$\frac{\frac{\partial \phi}{\partial n}}{\phi} = -\frac{1}{2D}$$

Cette condition est souvent remplacée par une condition de flux nulle à une *distance extrapolée* de la paroi  $d = 0.71/\Sigma_t$ .

### Calculs de criticité

L'approximation de la diffusion de l'équation de Boltzmann, en régime stationnaire, avec des sources de neutron dues aux fissions, s'écrit alors, avec  $\nu$  le nombre moyen de neutrons libérés par une fission<sup>6</sup> :

$$D\Delta\phi - \Sigma_a\phi + \nu\Sigma_f\phi = 0$$

$$D\Delta\phi + (k_\infty - 1)\Sigma_a\phi = 0$$

Cette équation n'a de solution que si la **condition de criticité** est remplie :

$$(k_\infty - 1) \frac{\Sigma_a}{D} \text{ est valeur propre de l'opérateur laplacien}$$

Quelques solutions canoniques de l'équation dite de Helmholtz  $\Delta\phi + B^2\phi = 0$  assortie de la condition aux limites  $\phi = 0$  à la frontière sont fournies au Tab. 3. Donc la condition de criticité équivaut à :

$$\frac{k_\infty}{1 + M^2 B^2} = 1$$

Avec

$$M^2 = \frac{D}{\Sigma_a}$$

Le  $k_\infty$  et  $M^2$  ne dépendent que des propriétés de la matière présente dans le réacteur. La condition critique correspond donc à une **taille** critique : pour une géométrie donnée et un milieu matériel donné (nature et concentration des noyaux fissiles, présence ou non de noyaux modérateurs ou absorbants de neutrons) il existe une limite de taille en dessous de laquelle un réacteur ne peut devenir critique.

Géométrie	$B^2$	flux $\phi$
Sphère pleine rayon $R$	$\frac{\pi^2}{R^2}$	$\frac{\sin(\frac{\pi r}{R})}{r}$
Cylindre plein rayon $R$ hauteur $H$	$\frac{j^2}{R^2} + \frac{\pi^2}{H^2}$	$\sin(\frac{\pi z}{H}) J_0(j \frac{r}{R})$ $J_0$ : fonction de Bessel de première espèce, $j = 2.40483$
Parallélépipède $a \times b \times c$	$\frac{\pi^2}{a^2} + \frac{\pi^2}{b^2} + \frac{\pi^2}{c^2}$	$\sin(\frac{\pi x}{a}) \sin(\frac{\pi y}{b}) \sin(\frac{\pi z}{c})$

TABLE 3 : Solutions de l'équation de Helmholtz  $\Delta\phi + B^2\phi = 0$  et  $\phi = 0$  à la frontière

<sup>6</sup> $\nu \simeq 2.43$  pour l'uranium 235

### Cinétique des réacteurs

— Réactivité (en « pour cent mille » pcm) :

$$\rho = \frac{k - 1}{k}$$

— Proportion de neutrons *retardés*  $\beta$  : 1 « dollar » (\$).

— Temps caractéristique d'une génération (temps moyen qui sépare une fission de la fission suivante) :  $l$ . Ordre de grandeur en REP :

$$l \simeq 2 \times 10^{-5} \text{ s}$$

— Temps de vie moyen des précurseurs de neutrons retardés :  $\bar{\tau}$ . Ordre de grandeur en REP :

$$\bar{\tau} \simeq 11.3 \text{ s}$$

— Temps effectif d'une génération, *avec neutrons retardés* :

$$l_{eff} = l + \beta \bar{\tau}$$

Ordre de grandeur en REP :

$$l_{eff} \simeq 0.077 \text{ s}$$

— Evolution du nombre de neutrons en fonction du temps :

$$\text{si } \rho < \beta : n(t) = n_0 \exp\left(\frac{\rho}{l_{eff}} t\right)$$

$$\text{si } \rho > \beta : n(t) = n_0 \exp\left(\frac{\rho - \beta}{l} t\right)$$

### Principaux effets de température sur la réactivité (REP)

Pour la conception même du réacteur et sa conduite, il est important de tenir compte de paramètres appelés coefficients de réactivité. par exemple, le ratio entre la densité de noyaux du modérateur  $N_m$  et la densité de noyaux du combustible  $N_c$  influe directement sur la réactivité :  $\rho = f(N_m/N_c)$ . Cette fonction est tracée sur la courbe fournie en figure 14. On remarque qu'il existe deux points fixes tels que  $k = 1$  (ou  $\rho = 0$ ). On parlera alors de sous-modération (point  $N_m/N_c \simeq 0.2$ ) ou de sur-modération (point  $N_m/N_c \simeq 0.6$ ). Or, le ratio  $N_m/N_c$  dépend directement de la température du fluide modérateur : en cas d'augmentation de la température, la densité de l'eau diminue, et donc le rapport  $N_m/N_c$  a tendance à diminuer.

On introduit alors la notion de coefficient de réactivité comme la dérivée partielle de  $\rho$  par rapport à une variable du système. La quantité  $\frac{\partial \rho}{\partial T}$  est par exemple le coefficient de réactivité en température. Pour les deux points de fonctionnements identifiés précédemment (point sous-modéré et point sur-modéré), l'examen de la courbe montre qu'en cas d'augmentation de la puissance et donc de la température du modérateur, le ratio  $N_m/N_c$  diminuant, la réactivité diminue au point sous-modéré, et augmente au point sur-modéré : le premier point est stable (*resp.* le deuxième instable) car une augmentation de puissance provoque un effet qui a tendance à diminuer la puissance (*resp.* à amplifier son augmentation). En choisissant un ratio modérateur / combustible au premier point, le réacteur se trouve dans une zone où  $\frac{\partial \rho}{\partial T} < 0$ .

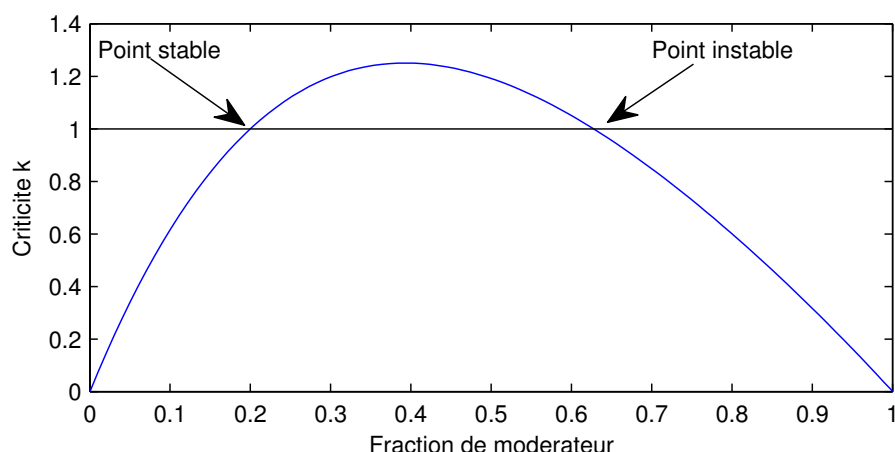


FIGURE 14 : Courbe de criticité en fonction du rapport de modérateur dans un REP. (©F.R. 2010)

En résumé, un coefficient de réactivité négatif est stabilisant. Les réacteurs de conception soviétiques type RBMK ne bénéficient parfois pas de cet effet stabilisant d'une montée en température, à cause du découplage entre modérateur au graphite et caloporteur eau, et sont instables dans certains régimes de fonctionnement. C'est en emmenant le réacteur dans de tels régimes que s'est produit l'accident de Tchernobyl. On impose aux réacteurs occidentaux dès leur conception d'avoir des coefficients de réactivité négatifs. Précisons enfin que l'effet de variation de densité du modérateur n'est pas le seul à influencer le coefficient de réactivité en température, et que la présence de bore en solution complique encore les choses (si l'on compte trop sur le bore pour absorber les neutrons, le coefficient en température peut être positif, réfléchissez pourquoi à titre d'exercice).

Les principaux effets de la température sur la réactivité sont :

- Effet Doppler : lié à la température du combustible, stabilisant, temps caractéristique de l'ordre de  $l_{eff}$ .  
Supposons une augmentation de température. L'effet Doppler correspond à une augmentation des captures par l' $^{238}_{92}U$ . Donc le facteur antitrappe  $p$  diminue, donc le facteur de multiplication diminue, donc la réactivité diminue, donc la température diminue.
- Effet de dilatation de l'eau : lié à la température du modérateur et dépend du rapport des volumes de modérateurs et de combustible. Stabilisant ou déstabilisant car joue de manière stabilisante sur le facteur antitrappe  $p$ , mais déstabilisante sur le facteur d'utilisation thermique  $f$  et ce d'autant plus que la concentration en Bore est importante.
- Dans les REP, on limite donc la concentration en bore dans le circuit primaire, et on utilise des poisons consommables répartis dans le cœur.

## 5.4 Exercices

### Défaut de masse et énergie de liaison

- A partir des données disponibles en page 4, comparer la masse au repos du neutron à celle du couple proton+électron. Un neutron isolé est-il stable ?
- La masse atomique de l'hélium  ${}^4_2\text{He}$  est 3728.401 MeV. $c^{-2}$ . Quelle est l'énergie de liaison du noyau d'hélium ? Quelle fraction de masse se transforme en énergie lors de la formation de cette particule à partir de ses constituants isolés ?

### Calcul de l'énergie libérée par la fission

Nous avons vu que l'énergie de liaison par nucléon n'est pas constante pour tous les noyaux. Pour l' ${}^{235}_{92}\text{U}$ , elle est de 7.6 MeV, tandis que pour les PF, elle est de l'ordre de 8.45 MeV (voir Fig. 4).

- Calculer l'énergie libérée par la fission d'un atome d'Uranium  ${}^{235}_{92}\text{U}$ .
- En déduire, en Joules, l'énergie que peut dégager la fission d'un gramme d'Uranium  ${}^{235}_{92}\text{U}$ .
- Exprimer cette énergie en MWj (Mégawatts-jour). En déduire la quantité d'Uranium nécessaire à la production de 1000 MW d'électricité pendant un an, dans une centrale dont le rendement de la conversion de l'énergie thermique en énergie électrique est de 33% (un an se décompose en 330 jours de production, et 35 jours d'arrêt pour rechargement).
- Sachant que dans un assemblage, on a une masse de 500 kg de combustible qui renferme 4% de matière fissile, calculer le nombre minimum d'assemblages nécessaires au fonctionnement d'une centrale pendant un an. En réalité, les assemblages sont remplacés par tiers tous les ans (un assemblage reste trois ans en centrale et on n'en consomme qu'un tiers par an). Combien d'assemblages comporte le cœur ?
- Comparer la quantité de charbon nécessaire à la production d'un Mégawatt-jour, sachant que la combustion d'un atome de Carbone libère 4 eV.
- A partir des données disponibles en page 4, comparer la masse du neutron à celle du couple proton+électron. Un neutron isolé est-il stable ?
- La masse atomique de l'hélium  ${}^4_2\text{He}$  est : 3728.401 MeV. $c^{-2}$ . Quelle est l'énergie de liaison du noyau  ${}^4_2\text{He}$  ? Quelle fraction de masse se transforme-t-elle en énergie lors de la formation de cette particule à partir de ses constituants isolés ?

### Exemple de désintégration radioactive

Le radon  ${}^{211}_{86}\text{Rn}$  se désintègre par radioactivité  $\alpha$  en un isotope  ${}^A_Z\text{X}$ .

- Masse du noyau de radon : 210.9433 u.
  - Masse du noyau X (*dans son état fondamental*) : 206.9354 u.
  - Masse du noyau d'hélium : 4.0015 u.
- En appliquant les lois de conservations idoines, écrire l'équation bilan de cette réaction et déduire quel élément est produit.

- Exprimer en MeV l'énergie libérée.
- On mesure l'énergie cinétique des éléments émis. On observe trois valeurs différentes : 5.96 MeV, 5.89 MeV et 5.72 MeV. Comment interpréter ces résultats ?
  - N'y aurait-il pas dans certains cas une émission d'un rayonnement ?
  - De quel type, de quelle énergie, quelle en est la longueur d'onde ?

Une particule de fréquence  $\nu$  possède une énergie  $E = h\nu$  avec  $h = 6.6 \times 10^{-34}$  J.s la constante de Planck. La vitesse de la lumière vaut  $c \simeq 3 \times 10^8$  m.s<sup>-1</sup>.

#### Calcul de décroissance radioactive

Un container renferme une source radioactive constituée par  $m_0 = 50$  mg de plutonium provenant d'un réacteur nucléaire. La période radioactive  $T$  du plutonium est de 24 000 ans.

- Ecrire l'expression numérique de la variation de masse de plutonium radioactif dans le container en fonction du temps. On exprimera le temps en milliers d'années.
- Calculer la masse restante  $m$  au bout de 100 000 ans.
- Combien d'années faut-il attendre pour que la masse de plutonium radioactif ne soit plus que 1% de la masse initiale ?

#### Calcul de section efficace macroscopique

Calculer la section efficace macroscopique d'absorption  $\Sigma_a$  d'un bloc d'Uranium 235 pur pour des neutrons thermiques (données :  $\sigma_a(^{235}\text{U}) = 681$  barns ;  $\rho(^{235}\text{U}) = 18.7$  g.cm<sup>-3</sup>).

#### Ordre de grandeur du flux de neutrons dans un réacteur

On suppose qu'on a un réacteur de puissance fonctionnant en neutrons thermiques, à 300°C, avec une densité de neutrons de l'ordre de  $10^8$  neutrons.cm<sup>-3</sup>. On suppose que tous les neutrons ont la même énergie donc la même vitesse  $v$  (théorie monocinétique). En retrouvant l'ordre de grandeur de la vitesse des neutrons thermiques, calculer un ordre de grandeur pour le flux de neutrons. L'exprimer en neutrons.cm<sup>-2</sup>.s<sup>-1</sup>.

#### Calcul de réflecteur

On suppose une tranche d'eau légère comprise en  $0 \leq z \leq L$ , et infinie dans les directions  $x$  et  $y$ . On traitera le problème en 1D (les courants et le flux ne dépendent que de  $z$ ). On note  $J_+$  le courant vers les  $z$  positifs, et  $J_-$  le courant vers les  $z$  négatifs. On suppose qu'en  $z < 0$ , on a une source de neutrons de sorte que le courant  $J_+(0)$  est imposé et vaut  $J_+(0) = K$ . On suppose qu'en  $z > L$ , le milieu est le vide de sorte que  $J_-(L) = 0$  (voir Fig. 15).

On note  $D$  le coefficient de diffusion de l'eau et  $\Sigma_a$  sa section efficace macroscopique d'absorption. Pour l'application numérique, on prendra :

$$L = 10\text{cm} \quad D = 0.22\text{cm} \quad \Sigma_a = 0.02\text{cm}^{-1}$$

1. Ecrire l'équation de Boltzmann (en régime stationnaire) pour le flux  $\phi$ .
2. Montrer que la solution générale est en

$$\phi = a \exp(\beta z) + b \exp(-\beta z)$$

avec  $a$  et  $b$  deux constantes d'intégration, et  $\beta$  à expliciter en fonction de  $D$  et  $\Sigma_a$ .

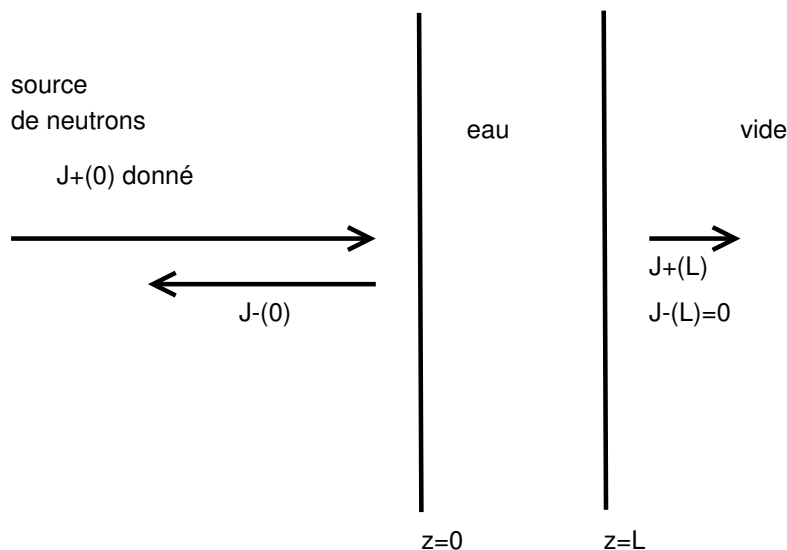


FIGURE 15 : lame d'eau légère utilisée comme réflecteur

3. Calculer l'expression de  $J_-(z)$  et  $J_+(z)$ .
4. En utilisant la condition aux limites  $J_-(L) = 0$ , exprimer le rapport

$$\frac{J_-(0)}{J_+(0)}$$

Pour le calcul, si vous n'avez pas de calculatrice scientifique :  $\exp(3) \simeq 20$  et  $\exp(-3) \simeq 0.05$ . En déduire que cette lame d'eau de 10 cm réfléchit environ 76.5% du courant incident, en absorbe 22.5% et en transmet 1%.

On reprend l'exercice précédent, avec cette fois-ci un réflecteur composé d'eau lourde, pour lequel on suppose  $\Sigma_a = 0$  (pas d'absorption). On a une section efficace de diffusion  $\sigma_s = 10$  barns et une densité d'eau lourde de  $0.033 \times 10^{24}$  molécules.cm<sup>-3</sup>.

1. Calculer la section efficace macroscopique  $\Sigma_s$  de l'eau lourde et le coefficient de diffusion (isotrope)  $D$ .
2. Montrer que :

$$J_-(0) = \frac{L}{4}a$$

$$J_+(0) = \frac{L + 4D}{4}a$$

avec  $a$  une constante.

3. En déduire que cette couche d'eau lourde réfléchit environ 71% du courant incident et en transmet environ 29%.

#### Calcul de la masse critique d'une sphère de plutonium métallique

On considère un mélange de plutonium à 95% de plutonium 239, ayant les propriétés suivantes (en spectre rapide) :

- densité 19 g.cm<sup>-3</sup>

- section efficace microscopique totale  $\sigma_t = 5.87$  barns
- section efficace microscopique de fission  $\sigma_f = 1.89$  barns
- section efficace microscopique d'absorption  $\sigma_a = 2.03$  barns
- nombre moyen de neutrons émis par fission  $\nu = 2.91$

Calculer le rayon critique et la masse critique.

Même calculs avec de l'uranium 235 pur (voir Tab. 2).





Deuxième partie

Principales filières de centrales  
nucléaires.



## 1 Notion de « filière » de réacteur

Plusieurs options sont possibles pour chacun des éléments constituant le cœur d'un réacteur, et, même si toutes les combinaisons ne sont pas viables, de nombreux types de réacteur sont envisageables. Le choix d'une combinaison Combustible / Modérateur / Caloporteur constitue une « filière » ou famille de réacteur. Cette technologie est relativement récente, et nous en sommes actuellement au développement de la troisième génération de réacteurs, en cours de construction : par exemple l'EPR<sup>1</sup>. Au niveau des acteurs principaux, en France, EDF exploite les centrales de deuxième génération, tandis qu'Areva-NP conçoit les centrales. L'EPR est une collaboration européenne (Siemens et Areva). Actuellement, la recherche, pilotée en France par le CEA, porte sur la quatrième génération (voir Fig. 16).

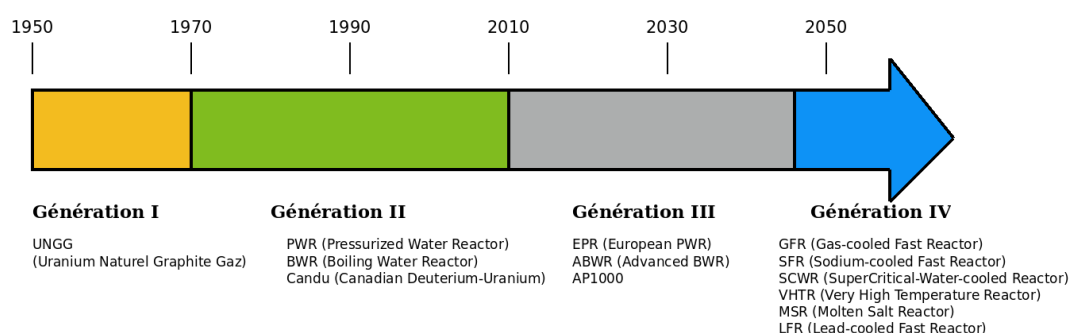


FIGURE 16 : Historique des générations de centrales nucléaires (©F.R. 2012)

### 1.1 Deux options principales

Les neutrons libérés lors d'une fission sont des neutrons *rapides*.

Les sections efficaces et donc les probabilités de réaction décroissent avec l'énergie des neutrons.

Ainsi, deux voies se dégagent pour l'entretien d'une réaction en chaîne :

#### La voie des neutrons rapides et de l'uranium fortement enrichi

Les **neutrons rapides** fissionnent davantage de noyaux *s'ils sont absorbés*. Ils sont ainsi capables de fissionner, donc de détruire, non seulement les noyaux réputés fissiles mais les actinides mineurs, des noyaux plus lourds que l'uranium qui s'accumulent dans le combustible des réacteurs et constituent des déchets radioactifs gênants. Pour détruire ces actinides, il faut des neutrons rapides (les sections efficaces de captures radiatives sont typiquement  $10^4$  fois plus importantes que les sections efficaces de fission dans le domaine thermique, alors qu'elles deviennent du même ordre de grandeur pour des neutrons rapides).

L'inconvénient est que les neutrons rapides réagissent difficilement avec les noyaux : quelle que soit l'interaction envisagée, leur probabilité d'interaction (« section efficace ») est beaucoup plus faible que celle des neutrons lents (voir Fig. 12). En gros, les noyaux cibles leur paraissent petits. Un **combustible** (très) **riche** en éléments fissiles et des **flux intenses de neutrons** sont nécessaires pour compenser cette faible probabilité d'interagir.

<sup>1</sup>European Pressurized Reactor

### La voie des neutrons thermiques et de l'uranium peu (ou pas) enrichi

Les **neutrons lents** possèdent une grande probabilité d'être absorbés par un noyau fissile, puis de donner une fission (voir Fig. 12). Il devient alors possible, en utilisant un bon **modérateur**, d'obtenir une réaction entretenue avec des **combustibles pauvres en isotopes fissiles** (l'uranium naturel en contenant 0.7%) ou légèrement enrichis (à hauteur de 3 à 5%).

Un milieu **modérateur** a pour but de ralentir les neutrons de fission, qui sont des neutrons rapides. Ce processus se fait par diffusion élastique ou chocs successifs des neutrons sur les noyaux du modérateur. Le ralentissement est favorisé par chocs sur des **noyaux légers**.

Dans un réacteur à neutrons thermiques, la population de neutrons est constituée principalement de neutrons rapides issus des fissions et de neutrons thermalisés. Leur destin est résumé en Fig. 17. Le but d'un réacteur nucléaire servant à produire de l'énergie est de maîtriser les réactions de fission et d'avoir un équilibre : 1 neutron issu d'une fission  $\Rightarrow$  1 fission (régime critique).

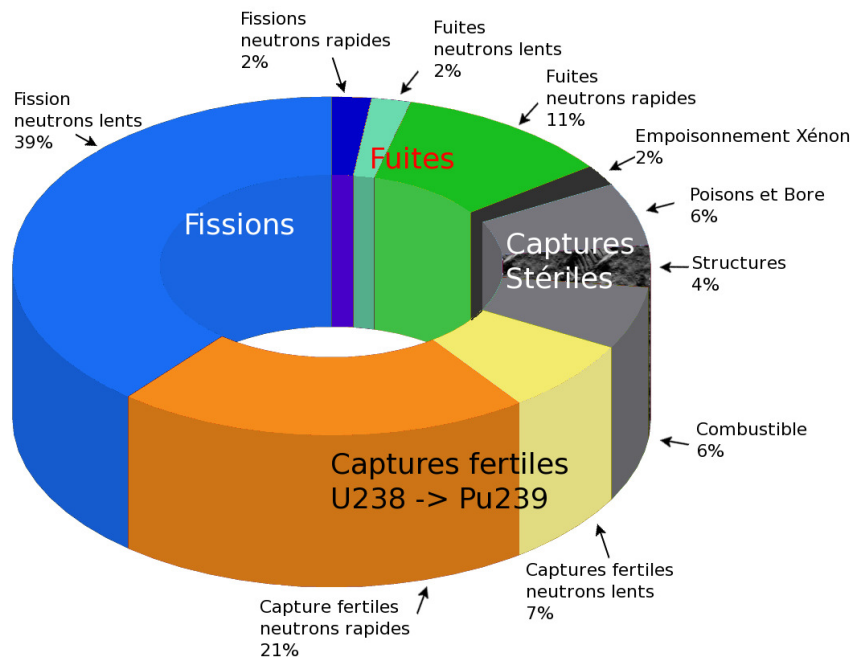


FIGURE 17 : Bilan du devenir des neutrons dans un réacteur à eau sous pression (i.e. réacteur à neutrons thermiques) (©F.R. 2010)

## 1.2 Modérateurs et absorbeurs de neutrons

Les noyaux légers sont plus efficaces pour ralentir les neutrons. Un bon modérateur doit de plus ne pas être trop absorbant (voir Tab. 1). On définit ainsi un « rapport de modération » comme le rapport entre la section efficace de diffusion sur la section efficace d'absorption, ce qui équivaut à comparer la probabilité qu'un neutron incident soit ralenti à sa probabilité d'être absorbé par le noyau modérateur à chaque interaction. Les principaux modérateurs sont, par ordre d'efficacité :

- L'eau lourde, composée de deutérium  ${}^2_1\text{H}$  : très efficace et possédant un neutron de plus que le noyau d'hydrogène, le deutérium est peu capturant. Mais il est très rare et donc

cher. On peut utiliser de l'uranium naturel.

- Le graphite : il absorbe peu les neutrons, mais doit être ultra-pur, et peut souffrir de problèmes de tenue sous irradiation. Le découplage entre modérateur et caloporteur peut poser des problèmes de stabilité.
- L'eau ordinaire : efficace, disponible en grande quantité à faible coût, absorbe toutefois légèrement les neutrons, d'où la nécessité d'enrichir le combustible à au moins 3%.

Afin de contrôler la réaction en chaîne, il est important de disposer de matériaux fortement absorbeurs de neutrons. Un noyau particulièrement friand de neutrons lents est le bore  $^{10}\text{B}$ , qu'on utilise dissous dans l'eau sous forme d'acide borique. Ceci présente l'avantage de pouvoir ajuster sa concentration et d'avoir un effet de contrôle de la réactivité réparti de manière homogène dans le réacteur. D'autres noyaux sont utilisés sous forme solide dans des barres de contrôle, par exemple l'argent, l'indium, le cadmium, ou le carbure de bore. Enfin, certains produits de fission sont particulièrement neutrophages, comme le xénon ou le samarium. Cet effet est à prendre en compte dans le pilotage des réacteurs dans les régimes de transition.

### 1.3 Comparaison de quelques caloporteurs

	Eau légère	Sodium liquide	Gaz sous pression
Température maximale (rendement)	• (limitée par ébullition et corrosion)	••	•••
Transfert thermique (capacité calorifique et conductivité thermique)	••	•••	• (hautes pressions, fort débit $\Rightarrow$ haute puissance de soufflage)
réactions avec les neutrons	• (absorption, forte modulation $\Rightarrow$ neutrons lents)	•• (faible absorption, faible modulation $\Rightarrow$ neutrons rapides possibles)	••• (ni absorption ni modulation) $\Rightarrow$ neutrons rapides possibles)
Problèmes d'ordre technologique (corrosion, étanchéité)	• (corrosive à haute température)	•• (pas de corrosion, faibles pressions)	• (problèmes d'étanchéité)
Transparence	•••	• (opaque)	•••
Sûreté	•• (Risque de vaporisation)	• (très réactif avec l'air, l'eau, le ciment...)	•• (Risque de depressurisation)

TABLE 4 : Comparaison de quelques caloporteurs

Le caloporteur idéal n'existe pas, et tout est affaire de compromis. L'idéal serait un fluide à haut pouvoir calorifique, de faible viscosité, transparent, inerte et non toxique, monophasique,

non absorbeur de neutrons, et disponible en quantités importantes à faible prix. Le tableau 4 compare les qualités de quelques caloporteurs.

**L'eau sous forme liquide** a un grand nombre d'avantages. Toutefois, elle absorbe les neutrons et a un fort pouvoir modérateur qui la rend incompatible avec un réacteur à neutrons rapides (RNR, type Phénix ou super-Phénix). Dans ce cas, on préfère le sodium ou un gaz sous pression. L'eau est en outre susceptible de subir des changements de phase, qui se traduisent par des modifications fortes de ses capacités à évacuer la chaleur, et de ses qualités de modérateur. On envisage ainsi pour de futures filières d'utiliser de l'eau supercritique : au delà du point critique  $T = 647\text{K}$  et  $P = 22\text{MPa}$ , soit  $374^\circ\text{C}$  et 220 bars, il n'y a plus de distinction entre phases liquides et vapeurs. On peut augmenter la température de la vapeur à la turbine et donc augmenter le rendement (limité principalement par des contraintes thermiques dans les centrales actuelles).

#### 1.4 Enrichissement de l'uranium

La répartition isotopique en masse de l'uranium naturel est de 99.3% d' $^{238}_{92}\text{U}$  et 0.7% d' $^{235}_{92}\text{U}$ . Afin d'utiliser l'eau naturelle comme modérateur et / ou caloporteur, il est nécessaire d'augmenter la teneur en  $^{235}_{92}\text{U}$ . C'est ce que l'on appelle l'enrichissement du combustible. On trouve différents taux d'enrichissement :

- L'uranium légèrement enrichi (SEU) : enrichi à 2%, utilisé dans les réacteurs RBMK et CANDU (voir Tab. 8) ;
- L'uranium faiblement enrichi (LEU) : enrichi de 3% à 5%, utilisé dans les REP et REB (voir Tab. 8) ;
- L'uranium hautement enrichi (HEU) : enrichi à 20% : pour la propulsion navale (le devis masse est une des premières étapes et contraintes dans un projet navire, d'où des réacteurs compacts) ;
- L'uranium de qualité militaire : enrichi à plus de 90%.

Les méthodes d'enrichissement imposent toutes que lors de l'opération les atomes soient mobiles les uns par rapport aux autres pour qu'ils puissent être séparés. L'uranium naturel est par conséquent traité dans un premier temps pour être transformé sous forme gazeuse d'hexafluorure d'uranium ( $UF_6$ ). Les deux procédés développés à une échelle industrielle exploitent tous deux la différence de masse entre les deux isotopes<sup>2</sup>. Ces deux procédés sont :

- La diffusion gazeuse : le fluide traverse un réseau de membranes et la séparation se fait grâce à la diffusivité plus importante de l' $^{235}_{92}\text{U}$  ;
- La centrifugation : en tournant à haute vitesse, les molécules un peu plus lourdes d' $^{238}_{92}\text{U}$  se retrouvent sur l'extérieur du cylindre.

La production d'une usine s'exprime en Unités de Travail de Séparation (UTS). Selon la documentation Areva, la production moyenne d'1kg d'uranium enrichi à 3.5% nécessite 8kg d'uranium naturel et correspond à 5 UTS. Un réacteur à eau sous pression d'une puissance électrique de 900 MW consomme  $10^5$  UTS par an. La capacité mondiale de production en 2004 est rapportée au Tab. 5. Ces données actualisées et les perspectives sont fournies au Tab. 6.

<sup>2</sup>Un autre intérêt du fluor est qu'il ne possède qu'un isotope stable.

Acteur	Pays	Production (MUTS/ans)	Technologie
Minatom	Russie	11	Centrifugation
Areva/Eurodif	France	10	Diffusion gazeuse
Urenco	Royaume-Uni, Allemagne, Pays-Bas	6	Centrifugation
USEC	Etats-Unis	5	Diffusion gazeuse
USEC	Etats-Unis	5	Dilution de HEU Russe
Japan Nuclear Fuel	Japon	1	Centrifugation
CNEIC	Chine	1	Centrifugation

TABLE 5 : Capacité mondiale de production d'uranium enrichi en 2004, source Areva (total 38 MUTS/an)

Pays	Production (MUTS/ans) 2013	2015	Prévision 2020
France	5.5	7	7.5
Germany-Netherlands-UK	14.2	14.4	14.9
USA	3.5	4.7	4.7
Russia	26	26.6	28.7
China	2.2	5.8	10.7
Total	51.6	58.6	66.7
Besoins (WNA reference scenario)	49.1	47.2	57.4

TABLE 6 : Evolution des capacités mondiales de production d'uranium enrichi (source World Nuclear Association)

Technologie	2000	2010	Prévision 2017
Diffusion	50%	25%	0%
Centrifugation	40%	65%	93%
Laser	0%	0%	3%
Démantèlement armes (HEU)	10%	10%	4%

TABLE 7 : Evolution des parts de chaque technologie dans les capacités mondiales de production d'uranium enrichi (source World Nuclear Association)

La technique de diffusion gazeuse consomme beaucoup d'énergie<sup>3</sup>. La centrifugation demande 50 fois moins d'énergie. Le processus de diffusion gazeuse est donc en voie d'extinction, très lente comme toujours pour le nucléaire (voir Tab. 7). L'usine Georges Besse II qui utilise cette technologie a commencé à fonctionner en 2010. Elle atteindra sa pleine capacité de production de 7.5 MUTS/an en 2016.

### 1.5 Etat des lieux des différentes filières

Le choix de l'ensemble Combustible / Modérateur / Caloporteur qui définit une filière est basé sur un ensemble de compromis et est motivé par des raisons historiques et de stratégie. Le tableau 8 présente plusieurs familles de réacteurs. Le tableau 9 décrit la situation de chaque pays nucléaire.

<sup>3</sup>L'usine Georges Besse à Pierrelatte, pour 10 MUTS/an nécessite 3 des 4 réacteurs du Tricastin

### Premières générations : uranium naturel

Les réacteurs de première génération ont été motivés par la nécessité de recourir à l'uranium naturel, et par leurs qualités plutonigènes. En France, on trouve la filière UNGG (Uranium Naturel Gaz Graphite) abandonnée depuis<sup>4</sup> ; en URSS les réacteurs de type RBMK (Graphite Eau Bouillante), au Royaume-Uni des réacteurs Graphite-Gaz MAGNOX. Le Canada a développé la filière CANDU (CANadian Deuterium Uranium), encore d'actualité et exportée en Inde, au Pakistan, en Corée, en Chine et en Roumanie.

### Les réacteurs à eau et à uranium enrichi

La seconde génération, portée par l'évolution des technologies d'enrichissement de l'uranium fait la part belle aux réacteurs à eau. Parmi les réacteurs destinés à la production d'électricité actuellement en fonctionnement, 85% sont des réacteurs à eau et 3/4 sont des Réacteurs à Eau sous Pression (REP), qui équipent la totalité du parc français. Ces derniers ont également le monopole de la propulsion navale<sup>5</sup>. Les Réacteurs à Eau Bouillante (REB) sont surtout présents aux Etats-Unis, au Japon et en Allemagne. La France s'est équipée d'abord de réacteurs Westinghouse puis Framatome de 900 MW. Le dernier né est le N4 d'Areva de 1450MWe.

Les centrales de troisième génération (EPR par Framatome ANP et Siemens, AP1000 par Westinghouse, ou les Advanced Boiling Water Reactors de GE Hitachi Nuclear Energy et Toshiba) sont des évolutions des précédentes.

Filières	Combustible	Modérateur	Caloporteur	En marche (2017)		Const. (2017)		Arrêtés (1950-2017)	
				GWe	#	GWe	#	GWe	#
UNGG, Magnox	Uranium naturel	Graphite	Gaz carbonique	0	0	0	0	7.2	38
CANDU	Uranium naturel	Eau lourde	Eau lourde	24.6	49	2.5	4	1.9	8
AGR	Uranium SEU	Graphite	Gaz carbonique	7.7	14	0	0		
RBMK	Uranium SEU	Graphite	Eau bouillante	10.2	15	0	0	6.1	9
REB	Uranium LEU	Eau	Eau bouillante	72.9	75	5.2	4	19.3	40
REP	Uranium LEU	Eau	Eau liquide	274.8	292	52	49	28.3	50
RNR	Uranium HEU, Plutonium		Sodium liquide	1.4	3	0.4	1	1.9	8
<b>Total</b>				<b>391.7</b>	<b>448</b>	<b>60.5</b>	<b>59</b>	<b>66.4</b>	<b>166</b>

TABLE 8 : Grandes familles de réacteurs, puissance électrique totale installée dans le monde et nombre d'unités. UNGG : Uranium Naturel Graphite Gaz, première génération en France. CANDU : CANadian Deuterium Uranium. RBMK : Reactor Bolchoe Molchnastie Kipiachie soit « Réacteur bouillant de grande puissance », 40 % du parc de l'ex URSS. REB : Réacteur à Eau Bouillante. REP : Réacteur à Eau sous Pression. RNR : Réacteur à Neutrons Rapides

<sup>4</sup>La filière Eau-Lourde Gaz Carbonique a été testée à Brennilis dans les monts d'Arrée puis abandonnée.

<sup>5</sup>Certains sous-marins russes ont des réacteurs rapides à plomb fondu.



Pays	En marche (2017)			Construction (2017)		Arrêtés (1950-2017)	
	GWe	#	%	GWe	#	GWe	#
1. Etats-Unis	99.8	99	20.0	2.2	2	14.4	34
2. France	63.1	58	71.6	1.6	1	3.8	12
3. Japon	39.7	42	3.6 <sup>†</sup>	2.6	2	9	18
4. Chine (11è en 2010)	34.5	39	3.9	19.0	18	0	0
5. Russie	26.1	35	17.8	5.5	7	1.1	6
6. Corée du Sud	22.5	24	27.1	5.3	4	0.5	1
7. Canada	13.5	19	14.6	0	0	2.1	6
8. Ukraine	13.1	15	55.1	1.9	2	3.5	4
9. Allemagne (5è en 2010)	9.5	7	11.6	0	0	16.9	29
10. Royaume-Uni	8.9	15	19.3	0	0	4.7	30
37 pays	391.7	448	13.8 (10.4*)	60.5	59	66.4	166

TABLE 9 : Etat du parc nucléaire mondial. Le pourcentage représente la part du nucléaire dans la production d'électricité <sup>†</sup> : avant l'accident de Fukushima, le nucléaire représentait environ 18% \* : pourcentage du nucléaire dans l'ensemble de l'électricité mondiale

## 1.6 Description des principales filières

### Réacteurs à eau sous pression

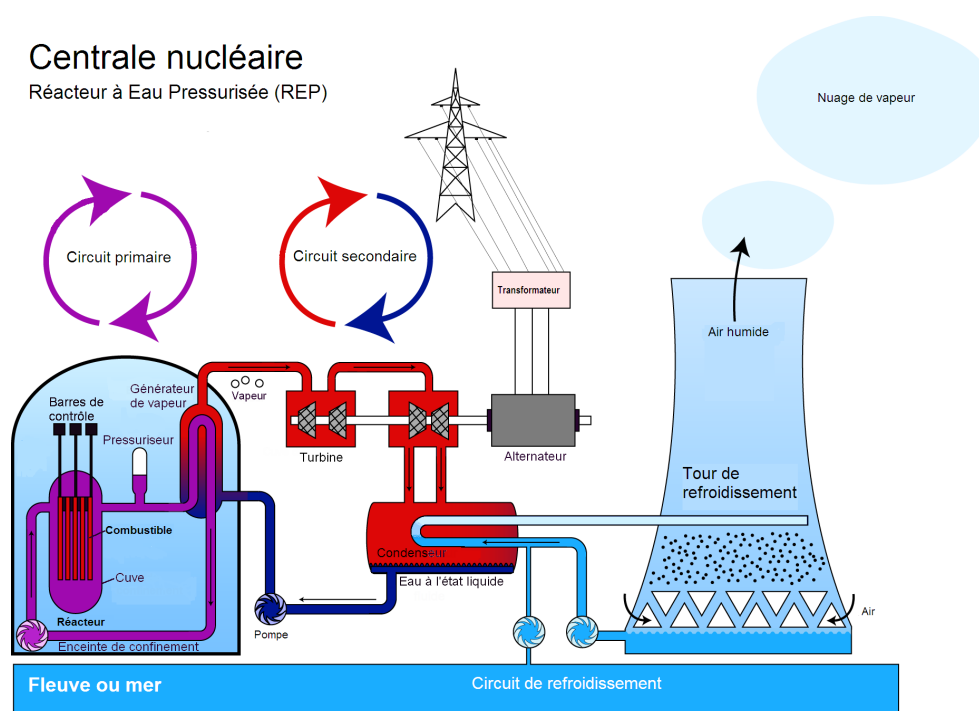


FIGURE 18 : Schéma de principe d'un REP (image issue de : <http://www.wikipedia.org>)

Dans un REP, l'eau qui ralentit les neutrons et refroidit également le cœur du réacteur est maintenue sous pression à 155 bars et ne bout pas. Elle passe à travers un échangeur de chaleur où elle transfère sa chaleur à de l'eau maintenue à une pression plus faible. Cette eau « secondaire », portée à ébullition dans ce générateur de vapeur, actionne une turbine pour

produire de l'électricité.

La vapeur secondaire qui se détend dans la turbine n'est donc pas en contact avec des éléments radioactifs. Elle est recyclée après avoir été condensée. Le panache de vapeur qui s'échappe de la tour de la centrale provient d'un troisième circuit d'eau tertiaire qui refroidit le condenseur. Pour être rejeté dans l'environnement, un produit radioactif doit franchir trois barrières, de la gaine à l'eau primaire, de l'eau primaire à l'eau secondaire, de l'eau secondaire à l'eau tertiaire. C'est là l'avantage principal des REP. Ces multiples obstacles, qui garantissent un fonctionnement propre, ont un coût : celui d'échangeurs et de générateurs de vapeur complexes. Le fonctionnement d'un REP est détaillé au § 2.

### Réacteur à eau bouillante

#### Schéma de fonctionnement d'un réacteur à eau bouillante

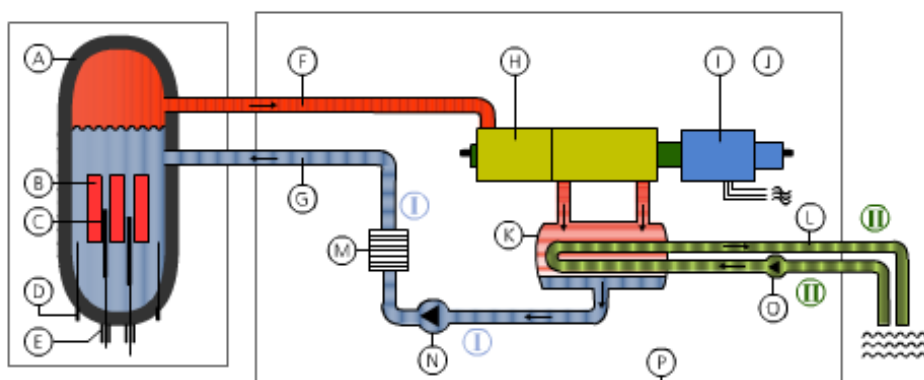


FIGURE 19 : Schéma de principe d'un réacteur à eau bouillante (REB). A : cuve du réacteur. B : combustible. C : barre de contrôle. D : instrumentation. E : passage d'instrument. F : branche vapeur du primaire. G : branche liquide du primaire. H : turbine. I : alternateur. J : partie classique de la centrale. K : condenseur. L : eau de refroidissement (image issue de : <http://www.wikipedia.org>)

Dans un Réacteur à Eau Bouillante, le cœur du réacteur est noyé par de l'eau à 80 bars, qui entre en ébullition à son contact. La vapeur produite est directement utilisée pour faire tourner la turbine.

L'utilisation d'un seul circuit est un gage de simplicité. De plus, la pression dans la cuve est faible (80 bars contre 155 bars pour un REP). Ceci se traduit par un coût d'investissement moins élevé pour un REB par rapport à un REP de puissance équivalente. Une moindre consommation d'électricité en fonctionnement pour le REB apporte un gain sur le rendement de 1.4%. Les REB ne sont pas contrôlés au Bore soluble à cause de la cristallisation dans le circuit primaire, ce qui élimine le problème de la gestion de la teneur en acide borique du circuit primaire et réduit considérablement les effluents liquides émis par l'installation.

Une pénalité des REB vient de l'absence de barrière entre circuit primaire et circuit secondaire. Cela implique des contraintes supplémentaires sur l'étanchéité du gainage du combustible. En effet, en cas de perte d'étanchéité du gainage il peut y avoir relâchement de Produits de Fission (notamment gazeux) dans la partie turbine du circuit. Les rejets de tritium seraient enfin légèrement supérieurs pour les REB.

Les possibilités de faire varier la modulation dans les cœurs de REB sont potentiellement supérieures au cas des REP. Dès lors les possibilités d'augmentation du taux de conversion de l'uranium 238 en Plutonium 239 fissile sont potentiellement plus importantes dans le cas des REB que dans le cas des REP.

### Réacteur à uranium naturel et eau lourde CANDU

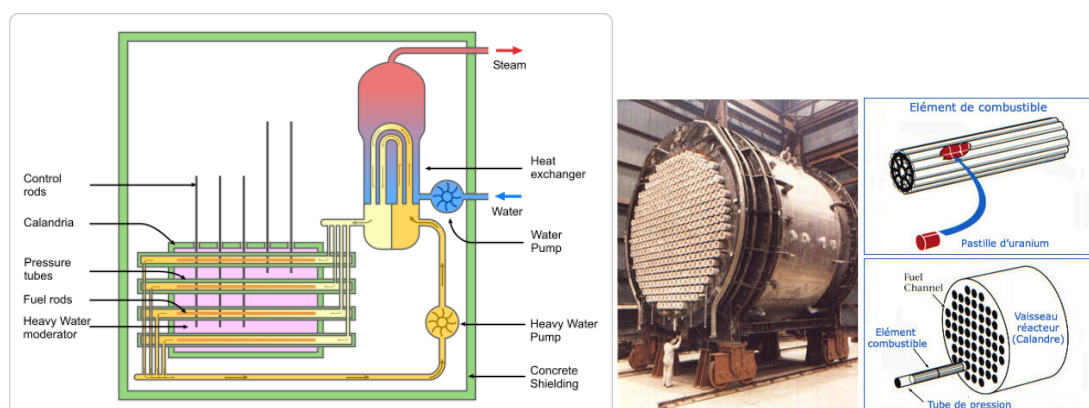


FIGURE 20 : Schéma de principe du CANDU et détails de la cuve et du combustible (images issues de : <http://www.wikipedia.org>)

Le réacteur CANDU est modéré et refroidi à l'eau lourde. Cela permet d'utiliser de l'uranium naturel. Le combustible est contenu dans des « tubes de force », placés dans un bain d'eau lourde. À l'intérieur de ces tubes circule de l'eau lourde à l'état liquide sous pression élevée (100 bars, sans avoir besoin d'utiliser un pressuriseur). Cette eau échange sa chaleur avec un circuit secondaire au niveau de générateurs de vapeur (GV). On a donc présence de deux circuits distincts, comme dans le cas des REP. Cette technologie avec tubes de forces, utilisée aussi pour les réacteurs RBMK permet un rechargement en fonctionnement du réacteur : le combustible neuf est chargé par une extrémité et le combustible épuisé est déposé à l'autre extrémité.

### Filières du futur : 4ème génération

La recherche porte maintenant sur la quatrième génération de réacteurs. Il s'agit d'explorer de nouvelles filières. Les buts sont d'augmenter le rendement, de mieux utiliser l'uranium ou de développer des cycles à base de Thorium, de produire moins de déchets à vie longue (en brûlant les actinides mineurs), et de valoriser le Plutonium que nous sommes en train d'accumuler.

Dans le cadre du Forum génération IV, lancé en 2000, douze pays (Afrique du Sud, Argentine, Brésil, Canada, Chine, Corée du Sud, France, Japon, Royaume-Uni, Russie, Suisse, USA) collaborent autour de six projets retenus.

Les principaux concepts sont :

- SFR (Sodium Fast Reactor) : Réacteur Rapide à Sodium (pour détruire les actinides mineurs et valoriser le Pu) ;
- VHTR (Very High Temperature Reactor) : Réacteur à très haute température (pour produire du  $H_2$  en cogénération) ;
- SCWR (SuperCritical Water Reactor) : Réacteur à eau supercritique (pour porter le rendement des REP à 50%) ;

- TMSR (Thorium Molten Salt Reactor) : Réacteur à sels fondus basés sur un cycle au Thorium/uranium 233 (le combustible est fondu dans le caloporteur).

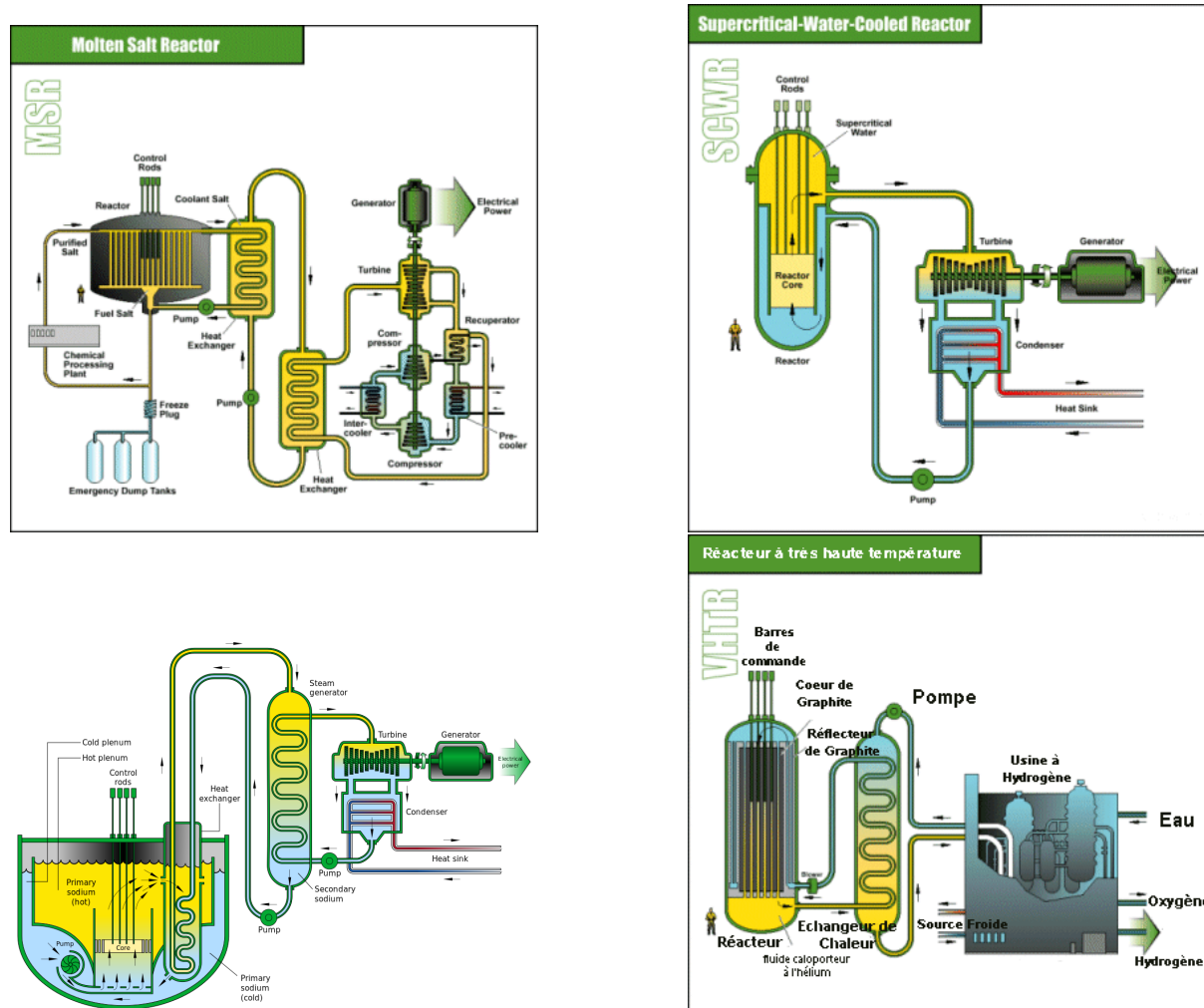


FIGURE 21 : Schéma de principe des concepts de génération IV : réacteurs à sels fondus, à eau supercritique, rapide à sodium et à très haute température (images issues de : <http://www.wikipedia.org>)

Les projets les plus avancés actuellement sont d'une part le concept à très haute température (VHTR) dont il existe des réacteurs expérimentaux de 30MW sans source nucléaire, et le concept SFR qui bénéficie du retour d'expérience de plusieurs réacteurs déjà construits dans le monde (Phénix arrêté en 2009, Superphénix arrêté en 1998, BN-600 fonctionnant depuis 1980 et BN-800 démarré en 2016 à la centrale nucléaire de Beloiarsk en Russie, Monju au Japon arrêté en 2016, un prototype Chinois de 20MW couplé au réseau en 2011, ...).

ASTRID (Advanced Sodium Technological Reactor for Industrial Demonstration) est un projet français de prototype de réacteur à neutrons rapides refroidi au sodium, porté par le CEA. Le projet ASTRID, retenu dans le cadre de l'Emprunt National en 2010 (subvention de 650M€) vise à relancer la filière surgénérateur en construisant un prototype de taille moyenne de 600MW. Ce dernier doit permettre d'évaluer la capacité des réacteurs à neutrons rapides à incinérer les isotopes du plutonium. Le projet en est à une phase d'avant-projet détaillé censée

durer de 2015 à 2017, pour une construction pouvant débuter en 2019.

## 2 Présentation détaillée du Réacteur à Eau sous Pression

Les réacteurs des centrales P.W.R.<sup>1</sup> appartiennent à la filière à eau ordinaire et à cycle indirect (présence d'un circuit secondaire). Elles utilisent comme combustible de l'oxyde d'uranium  $UO_2$  enrichi de 3% à 5% en  $^{235}U$ , et pour certaines du combustible MOX, mélange d'oxyde d'uranium appauvri et d'oxyde de plutonium (8.5%) issu du retraitement du combustible usé. Le recours à des combustibles enrichis permet aux P.W.R. d'utiliser de l'eau ordinaire pour ralentir les neutrons. Le modérateur et le caloporteur sont donc de l'eau ordinaire. L'eau doit rester liquide dans le circuit primaire : celui-ci est pressurisé à 155 bars. L'eau du circuit primaire extrait la chaleur du cœur et la transfère au niveau d'un échangeur qu'on appelle générateur de vapeur, en vaporisant l'eau du circuit secondaire.

Le circuit secondaire est un circuit fermé, réalisant un cycle thermodynamique de Hirn-Rankine avec une détente haute pression, une surchauffe puis une détente basse pression. Ce cycle consiste en une vaporisation de l'eau, une détente de la vapeur, sa condensation puis la compression de l'eau condensée. La source froide pour le circuit secondaire est l'eau d'une rivière ou de la mer. L'échange se fait au niveau du condenseur. Parfois, cette eau tertiaire est refroidie dans une tour aéroréfrigérante, produisant un panache de vapeur d'eau bien visible.

La vapeur secondaire qui se détend dans la turbine n'est pas en contact direct avec des éléments radioactifs. Pour être rejeté dans l'environnement, un produit radioactif doit franchir trois barrières, de la gaine à l'eau primaire, de l'eau primaire à l'eau secondaire, de l'eau secondaire à l'eau tertiaire. Ces multiples obstacles, qui sont sensés garantir un fonctionnement propre, ont un coût : celui d'échangeurs et de générateurs de vapeur complexes.

De plus, l'eau primaire sous pression servant à la fois de fluide caloporteur et de modérateur, ce double rôle apporte une sécurité supplémentaire. Si l'eau disparaît brutalement à la suite d'une rupture de canalisation, la réaction en chaîne s'arrête en même temps. L'arrêt du dégagement d'énergie limite la gravité de l'accident, si toutefois les barrières d'étanchéité jouent leur rôle. En dehors de ces cas extrêmes, les ingénieurs choisissent un point de fonctionnement qui assure une stabilité naturelle : le réacteur est conçu de telle façon que si la température du cœur augmente sa réactivité diminue.

### 2.1 Capacité installée en France

	CP0-CPY	P4-P4'	N4	EPR
Puissance électrique (MW)	900	1300	1450	1600
Puissance thermique (MW)	2785	3817	4250	4450
Nombre d'assemblages	157	193	205	241
Hauteur du cœur (h)	4	4.3	4.3	4.6
Nombre de réacteurs	34 (20 MOX : p. 55)	20	4	0
Gestion du cœur	1/4 (MOX : 1/3) 12 mois (MOX : 12)	1/3 18 mois	1/4 12 mois	1/3 18 mois ?

TABLE 10 : Données concernant les REP français.

Actuellement, on compte en France une soixantaine de réacteurs P.W.R., construits par

<sup>1</sup>Pressurized Water Reactor, en français Réacteur à Eau sous Pression REP.

la société FRAMATOME. Les premiers (type CP0, CP1, CP2)<sup>2</sup> ont été construits dans les années 1970 (Fessenheim : début construction en 1971, raccord au réseau en 1977). Ils ont une puissance électrique de 900 MW (puissance thermique de 2785 MW). C'est ce type de réacteur que nous détaillons par la suite. La puissance a été portée à 1300 MW (types *P4* et *P4'*, Paluel 1977/1984), puis à 1450 MW (type *N4*, Chooz, 1984/1996). Les centrales ont été prévues pour une durée de vie de 40 ans, avec un amortissement sur 30 ans. Il est question de prolonger leur durée de vie à 60 ans. L'EPR (European Pressurized Reactor) est une évolution des P.W.R., combinaison du *N4* et du Konvoi de Siemens. Sa puissance sera de 1600 MW. Le tableau 10 donne les principales caractéristiques de ces réacteurs, et la figure 22 montre la répartition des centrales sur le territoire français.



FIGURE 22 : Répartition des centrales et réacteurs en France (image issue de <http://www.wikipedia.org>)



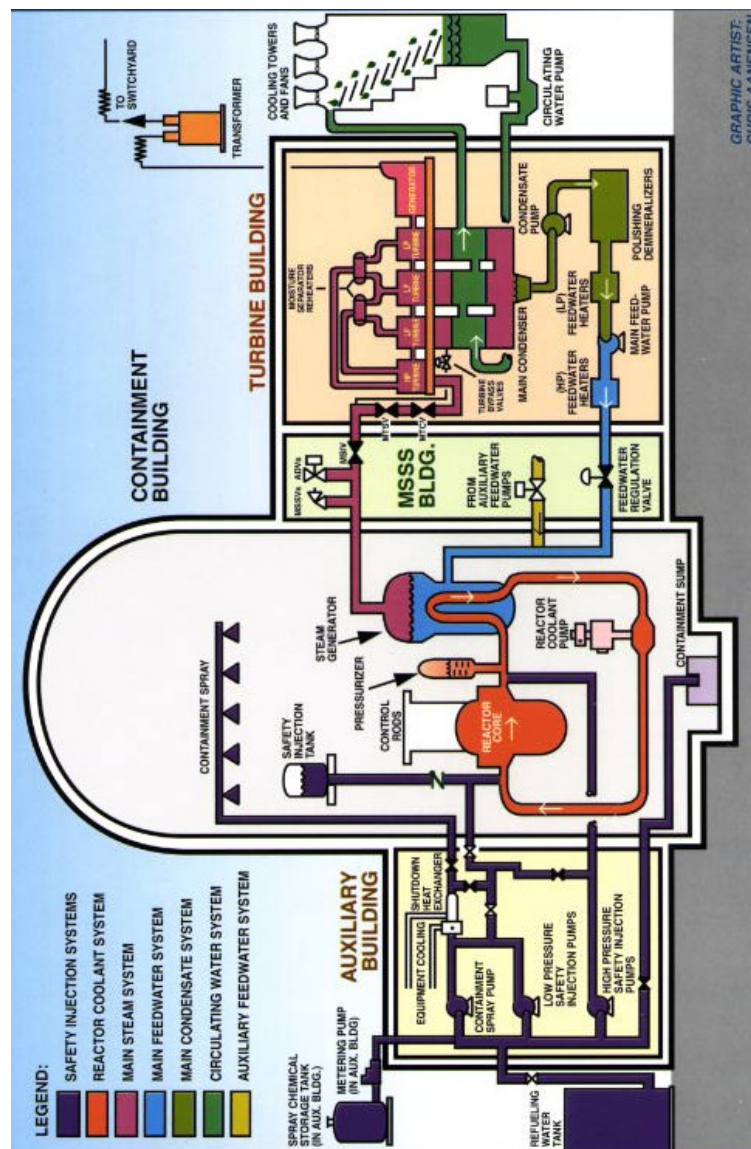


FIGURE 23 : Coupe de la centrale PWR de Palo Verde (USA) d'une puissance de 1240MWe (image issue de <http://holbert.faculty.asu.edu/>)

## 2.2 Coupe de la centrale

Il y a séparation de la partie nucléaire et de la partie classique (voir Fig. 23). Dans l'enceinte de confinement, en béton précontraint recouvert d'une peau d'étanchéité en acier soudé, on trouve la cuve abritant le cœur, relativement petite par rapport aux GV, plus le circuit primaire, plus des installations pour la maintenance, par exemple une piscine de stockage.

Le bâtiment contenant les salles de contrôle-commande se trouve entre la partie chaudière nucléaire et la partie « classique » de la centrale qui contient le circuit secondaire, servant à la production d'électricité.

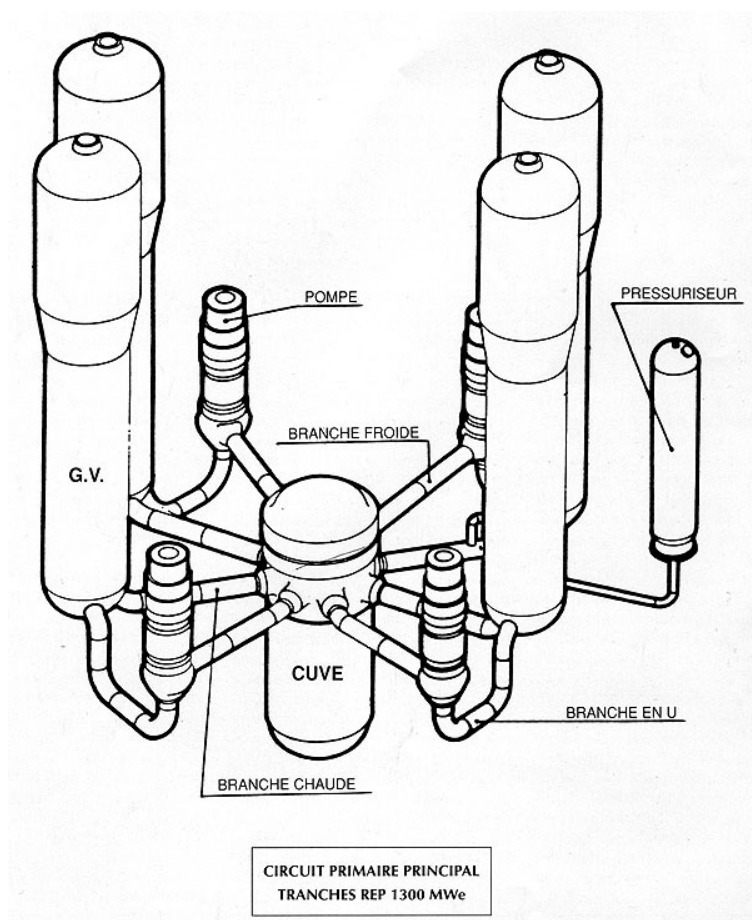


FIGURE 24 : Détail du circuit primaire d'un réacteur à 4 boucles, type P4 (image issue de <http://www.dissident-media.org/>)

### 2.3 Circuit primaire

Le circuit primaire (Fig. 24) comporte la cuve réacteur et trois boucles composées d'un Générateur de Vapeur (GV) et d'une pompe. Un organe appelé pressuriseur se trouve de plus sur la branche chaude d'une des boucles. Le rôle du circuit primaire est de recueillir l'énergie thermique dégagée par le combustible, dans le cœur du réacteur, et de la transférer au circuit secondaire, par l'intermédiaire du générateur de vapeur. L'eau qui sert à la fois de modérateur et de caloporteur dans notre cas (REP) doit être maintenue sous pression pour rester liquide à haute température (environ 320 °C). C'est le rôle du pressuriseur, qui maintient dans le circuit primaire une pression de 155 bars, pression pour laquelle la température d'ébullition vaut 345 °C.

D'autres circuits annexes du circuit primaire se trouvent dans le bâtiment réacteur. Ce sont principalement les Circuits de Réfrigération à l'Arrêt (RRA), et un circuit Intermédiaire (RRI) qui sert de source froide au RRA, constituant ainsi une autre barrière entre la partie radioactive et l'environnement. Le Circuit de Contrôle Chimique et Volumétrique du Réacteur (RCV) permet quant-à-lui d'absorber les variations de volume de l'eau primaire, et permet d'ajuster la concentration en Bore dont nous verrons l'utilité pour le pilotage du réacteur plus loin. On trouve enfin un ensemble de circuits de sauvegarde, tels l'Alimentation de Secours des GV (ASG), en cas de défaillance de l'alimentation normale, ou le Circuit d'Injection de Sécurité

<sup>2</sup>Il y a quelques différences entre ces « paliers » : par exemple la salle des machines est commune à deux tranches pour les CP0 et CP1, et il y a une salle par tranche pour le CP2.



du Réacteur (RIS), à mise en service automatique, injectant rapidement de l'eau fortement boriquée dans le circuit primaire pour maintenir le réacteur sous-critique en cas d'incident sur le circuit primaire, ou bien encore le Circuit d'Aspersion de Sécurité de l'Enceinte (EAS), déclenché en cas de pression importante de l'enceinte.

## 2.4 Le réacteur

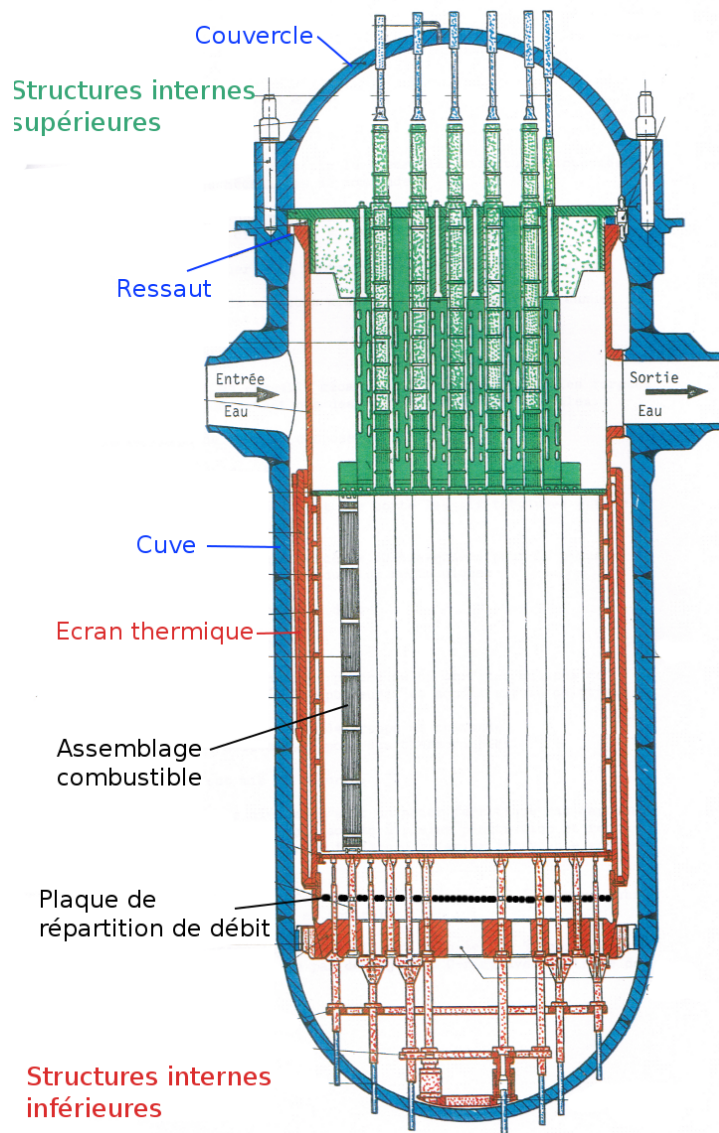


FIGURE 25 : Détails de l'intérieur de la cuve du réacteur (©F.R. 2010)

La cuve (illustrée en Fig. 25) et son couvercle doivent soutenir le cœur, les structures internes et mécanismes de commande. C'est un ensemble mécano-soudé en acier ferritique bas carbone. Elle doit également assurer l'étanchéité, résister à la pression et être facilement démontable.

Elle repose par les 6 tubulures (trois entrées, trois sorties) du circuit primaire sur un anneau circulaire de béton. Le plan de joint entre la cuve et le couvercle se trouve au niveau du fond de la piscine réacteur (voir plan de coupe en Fig. 23). Un ressaut supporte tout le poids des structures inférieures. On trouve enfin quatre guides situés en bas de la cuve pour assurer le

centrage des structures internes.

Les structures internes isolent le cœur et la cuve et doivent aussi canaliser l'écoulement. Elles sont en acier fortement allié de type inoxydable ou Inconel (alliage à base de nickel, contenant également du chrome, fer et titane, très résistant à la corrosion).

Le cœur constitue la partie active du réacteur et est composé pour le palier 900 MW de 157 assemblages répartis en forme de cylindre. Chaque assemblage est composé de  $17 \times 17$  crayons de combustible. Les paramètres globaux de ce palier sont donnés dans le Tab. 11.

Puissance thermique (MW)	2785
Puissance électrique (MW)	900
Nombre de boucles	3
Température d'entrée ( $^{\circ}\text{C}$ )	284
Température de sortie ( $^{\circ}\text{C}$ )	322
Débit massique ( $\text{kg}\cdot\text{s}^{-1}$ )	13150
Pression primaire (bar)	155

TABLE 11 : Caractéristiques globales du réacteur, palier 900 MW

## 2.5 Le combustible

On décrit ici un réacteur fonctionnant uniquement à l'uranium (donc 14 des 34 réacteurs de 900 MW présents en France, voir Tab. 10). Dans le cœur du réacteur, le combustible, composé d'oxyde d'uranium  $\text{UO}_2$  plus ou moins enrichi en  $^{235}\text{U}$ , se trouve sous forme de petites pastilles cylindriques faites à partir de poudre frittée, contenues dans un crayon étanche en Zircalloy (alliage de zirconium, à très faible section efficace d'absorption des neutrons thermiques, avec un peu d'étain et de fer). Il existe également un jeu entre les pastilles et la gaine, rempli d'hélium pour un crayon neuf.

Au cours de sa vie, cette gaine est soumise à de hautes températures, à un bombardement neutronique intense, et à des pressions élevées : certains produits de fission sont en effet gazeux, comme le xénon. La pression en fin de vie dans les crayons peut atteindre 150 bars. Cette gaine joue un rôle fondamental pour la sécurité, puisqu'elle doit assurer la non-fuite de radioactivité dans l'environnement. D'autres barrières sont prévues (cuve du réacteur, enceinte en béton, séparation primaire/secondaire) sur le principe de la « défense en profondeur », pour retenir les produits de fissions et produits activés.

Les crayons sont réunis en « assemblage », réseau carré de 17 crayons, au moyen de plaques de maintien. La géométrie des crayons, ainsi que l'organisation du réseau constituant un assemblage sont fournies dans le Tab. 12 et la Fig. 26.

Chaque assemblage est muni de grappes de commandes, constituées de tubes guides dans lesquels peuvent coulisser verticalement des barres en matériaux neutrophages (cadmium, argent, indium ou carbure de bore). Tous les assemblages ne sont pas équipés des barres : il y en a 48 pour le réglage, et 5 pour la sécurité. Pour le palier 900 MW, il y a en tout 157 assemblages qui sont en partie remplacés périodiquement, et donc dont la teneur en  $^{235}\text{U}$  est différente. Il existe différents modes de gestion du cœur (remplacement annuel par tiers ou par quart, gestion hybride MOX). De manière générale, on place les assemblages neufs en périphérie, là où les fuites de neutrons sont maximales (voir Fig. 26).

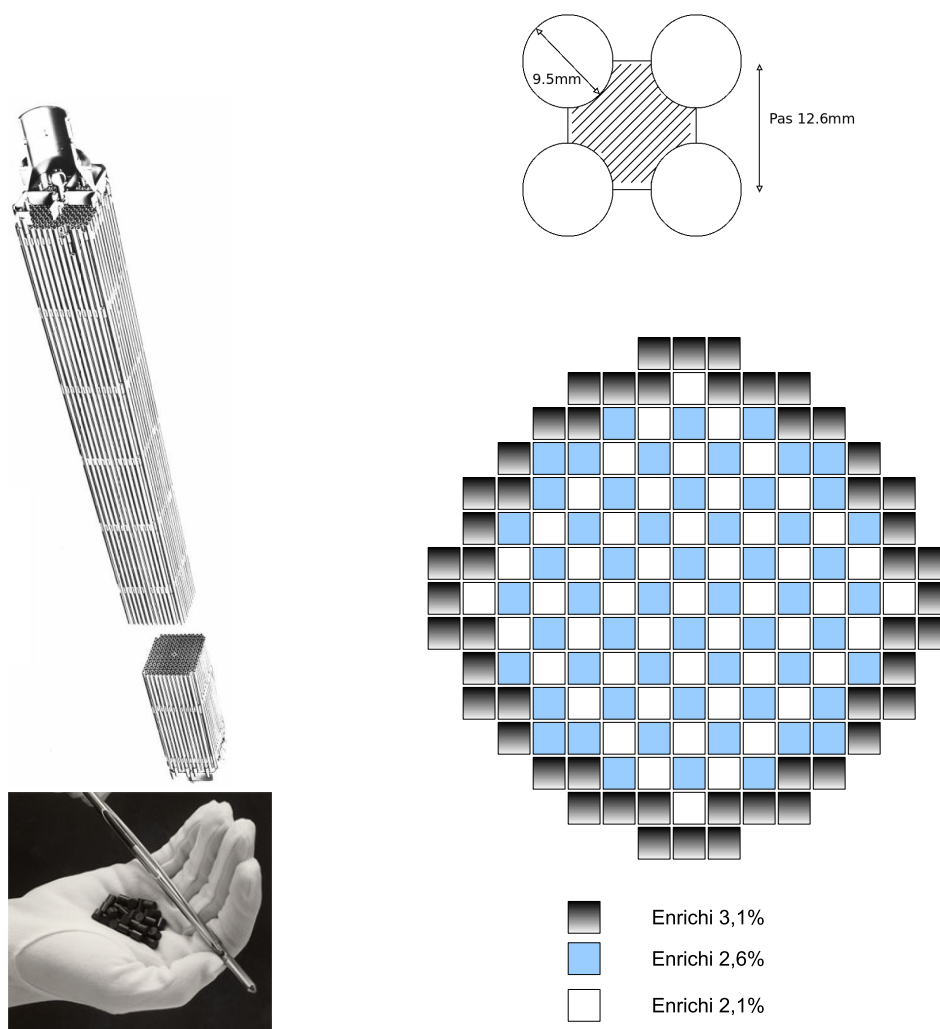


FIGURE 26 : (a) : assemblage de combustible. (image issue de : <http://www.wikipedia.org>) (b) : intérieur d'un crayon combustible. (image issue de : <http://www.wikipedia.org>) (c) : maille élémentaire du réseau dans un assemblage. Cercles blancs : crayon combustible ou tube guide. Surface hachurée : surface débitante élémentaire (« sous-canal ») (©F.R. 2012) (d) : agencement du combustible dans le premier cœur du palier 900 MW avec un mode de gestion standard en tiers de cœur obsolète (©F.R. 2010)

## 2.6 Combustible après passage en centrale

Prenons l'exemple de la gestion standard du cœur d'un REP du palier 900 MW, dont le combustible neuf est enrichi à 3%, et est déchargé au bout de trois ans, après avoir produit 33 000 MWj par tonne de combustible.

Après ces trois ans, environ  $2/3$  de  $^{235}\text{U}$  a subi des fissions. Mais une partie de  $^{238}\text{U}$  ( $\simeq 2/97$ ) a été convertie en plutonium, dont la moitié aura subi des fissions. Ce plutonium aura donc contribué au tiers de la production d'énergie. Dans le cas de gestions de cœur différentes utilisant un combustible plus enrichi au départ et proportionnellement plus irradié, cette contribution peut monter à 40%.

<i>Crayon</i>	
Diamètre du crayon (mm)	9.5
Longueur du crayon (m)	3.66
Epaisseur de gaine $e$ (mm)	0.57
Diamètre de pastille combustible $D_c$ (mm)	8.2
<i>Assemblage</i>	
Réseau carré	$17 \times 17$
Pas du réseau (mm)	12.6
Tubes guides	24
Tube d'instrumentation	1
Nombre de crayons / assemblage	$264 = (17 \times 17) - 24 - 1$
<i>Cœur</i>	
Nombre d'assemblages	157

TABLE 12 : Organisation en réseau du combustible dans le cœur du réacteur

Il reste donc dans le combustible environ 93% d' $^{238}\text{U}$ , et 2% de produits potentiellement fissiles, dont 1% de plutonium. Les 5% restants sont constitués principalement de produits de fissions hautement radioactifs. Cela ne signifie pas nécessairement qu'ils soient les plus dangereux ou gênants. Leur haute activité a pour conséquence une faible durée de vie. Leur mode de désintégration, principalement  $\beta$  pour ces noyaux légers, est moins toxique pour le vivant que le mode de désintégration  $\alpha$  des actinides mineurs (éléments transuraniens) produits en faible quantité, et de durée de vie très longue.

Il peut être intéressant de retraiter les déchets, afin d'en extraire le plutonium et l'uranium, et de réduire le volume de déchets ultimes. La France procède ainsi avec son combustible, produisant un combustible Mixte d'Oxydes d'uranium et de plutonium (MOX), utilisé dans 20 des 34 réacteurs de 900 MW. Notons toutefois que l'uranium de retraitement n'est pas encore valorisé, et que le combustible MOX usé n'est pas retraité.

## 2.7 Le pressuriseur et la pompe primaire

Le pressuriseur (un par centrale, situé sur la branche chaude d'une des trois boucles, voir photo en Fig. 27) a pour fonction de maintenir la pression du circuit primaire à 155 bars. C'est un réservoir cylindrique de diamètre 2m et de hauteur 12.8m dans lequel se trouve l'eau en équilibre de phase avec sa vapeur. Les grandeurs qui varient dans le pressuriseur sont la pression, la température et le niveau. Pour maintenir constante la pression, on agit sur la température, avec des cannes chauffantes d'une puissance totale de 1400kW, ou bien par aspersion d'eau froide : on se déplace en fait le long de la courbe de saturation de l'eau : pour  $T = 100^\circ\text{C}$ , il règne une pression de 1 bar, pour  $T = 345^\circ\text{C}$ , il règne une pression de 155 bars. On chauffe ou refroidit la phase liquide car le coefficient d'échange est supérieur.

On trouve une pompe par boucle. Leur rôle est de vaincre les pertes de charge dans le circuit primaire, qui sont d'environ 8 bars, ce qui est relativement faible. Le débit à assurer pour chaque pompe est élevé :  $20800\text{m}^3\cdot\text{h}^{-1}$ . Il s'agit de groupes moto-pompes à axe vertical, situés sur la branche froide de la boucle. Leur vitesse de rotation est de 1485rpm. Leur masse totale est de 88 tonnes. Un gros volant d'inertie est présent et sert à augmenter considérablement le temps d'arrêt de la pompe en cas de coupure de l'alimentation. Les pompes sont également munies d'un dispositif anti-dévirage à cliquets effacés par la force centrifuge, afin de les empêcher de tourner dans l'autre sens.

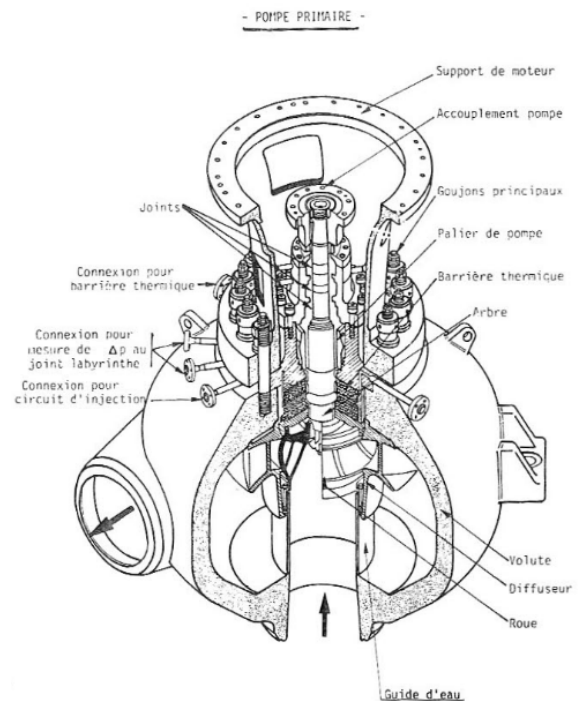
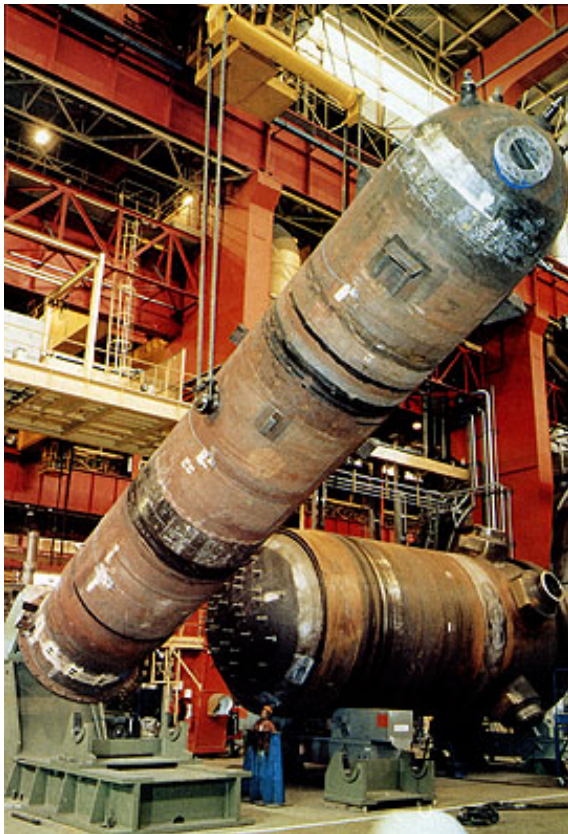


FIGURE 27 : Pressuriseur et pompe primaire

## 2.8 Le générateur de vapeur (GV)

Son rôle est de transformer l'eau du circuit secondaire en vapeur saturée grâce à l'énergie thermique apportée par le fluide primaire. Il y a un GV par boucle.

C'est un générateur vertical à circulation naturelle, à tubes en U et à recirculation (voir Fig. 28). Il est muni de séparateurs cyclones dont le rôle est de séparer la vapeur produite de l'eau qu'elle contient encore. En mélangeant cette dernière à l'eau alimentaire froide, on arrive à fonctionner en régime d'ébullition nucléée et à obtenir de très bons coefficients d'échange côté secondaire. Les températures du circuit primaire sont en entrée  $T_{ep} = 322^\circ\text{C}$ , en sortie  $T_{sp} = 284^\circ\text{C}$  à une pression de 155 bars. Dans le circuit secondaire, la pression est de 55 bars, la température en entrée est de l'ordre de  $T_{es} = 220^\circ\text{C}$ , et la température en sortie est proche de la température de saturation  $T_{ss} = 268^\circ\text{C}$ .

Compte tenu des faibles écarts de température entre les circuits primaire et secondaire, la nécessité de transférer une puissance importante interdit en pratique de réaliser toute surchauffe dans le GV, car les coefficients d'échange entre le liquide primaire et la vapeur surchauffée seraient trop faibles.

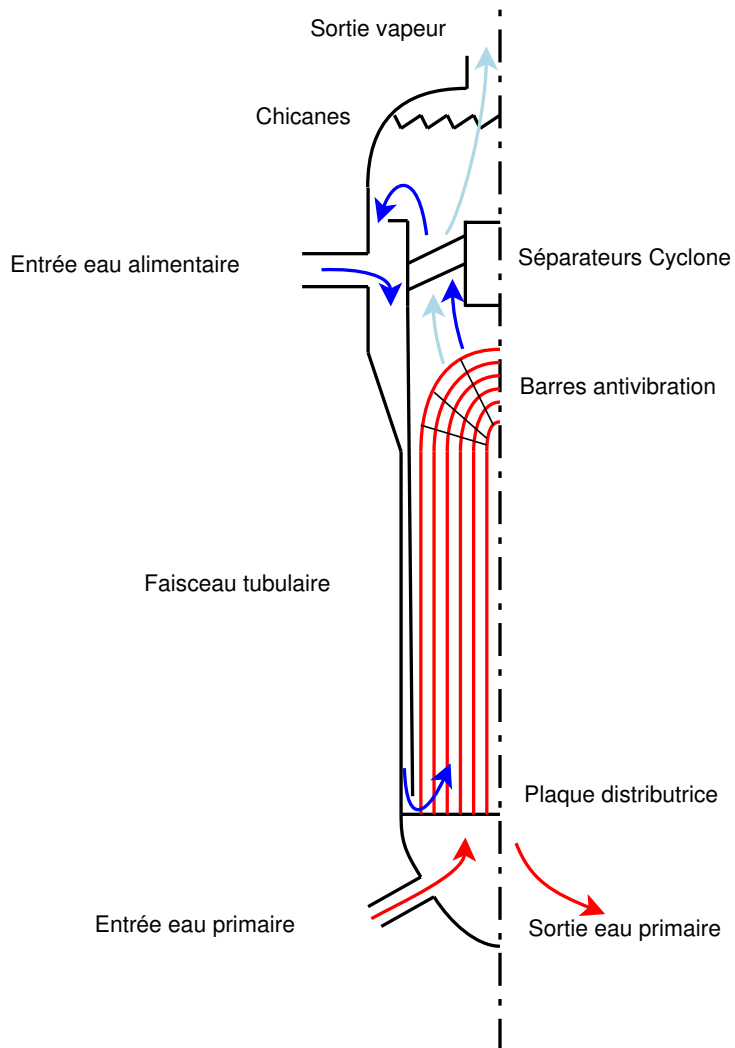


FIGURE 28 : Coupe du générateur de vapeur. (©F.R. 2010)

## 2.9 Le circuit secondaire

Le circuit secondaire des centrales P.W.R. est un circuit fermé, réalisant un cycle thermodynamique de Hirn-Rankine (voir le schéma du circuit secondaire complet en Fig. 29). Ce cycle consiste tout d'abord en une vaporisation de l'eau au niveau de la source chaude, dans un organe appelé Générateur de Vapeur (GV). La source chaude est l'eau du circuit primaire, qui a été en contact avec le cœur du réacteur nucléaire. Une partie de la vapeur produite est utilisée pour la surchauffe, le reste est détendu dans un étage haute pression (HP). Le produit de cette détente passe dans un séparateur-surchauffeur : on y sépare l'eau liquide et la vapeur saturée, qui est surchauffée par échange avec la fraction de vapeur prélevée au GV. Cette vapeur surchauffée est détendue dans une turbine basse pression (BP), avant d'être condensée au niveau de la source froide. La source froide pour le circuit secondaire est l'eau d'une rivière ou de la mer. L'échange se fait au niveau du condenseur. Parfois, cette eau tertiaire est refroidie dans une tour aéroréfrigérante, produisant un panache de vapeur d'eau bien visible. L'eau séparée en fin de détente HP, l'eau issue du prélèvement pour la surchauffe, et l'eau du condenseur sont ensuite mélangées, et la dernière étape du cycle est une compression pour amener l'eau au GV.

Par rapport à une centrale thermique classique, la température et la pression de la vapeur au point chaud sont faibles (55 bars et 268 °C). Compte tenu des faibles écarts de température entre les circuits primaire et secondaire, la nécessité de transférer une puissance importante interdit en pratique de réaliser toute surchauffe dans le GV, car les coefficients d'échange entre le liquide primaire et la vapeur surchauffée seraient trop faibles : la vapeur sort du GV à l'état saturé sec. Les températures et pressions à la source froide sont de 40 °C et 0.07 bars. Une détente complète de la vapeur conduirait à un titre en vapeur trop faible, ce qui serait à la fois pénalisant sur le plan des performances, et fatal pour la tenue mécanique des aubages des turbines. La solution retenue consiste, après une première détente dans une turbine haute pression (HP) tolérant une vapeur relativement riche en eau (titre en eau liquide de 0.25% à l'admission, titre en eau liquide de 12% à l'échappement), à utiliser un séparateur-surchauffeur, à une pression d'environ 11 bars, ce qui permet d'augmenter le rendement et de respecter la contrainte de titre de fin de détente dans une turbine basse pression (BP).

Le séparateur-surchauffeur reçoit de la vapeur partiellement détendue de titre voisin de 87%, dont la phase liquide est séparée et dirigée vers des réchauffeurs, tandis que la phase vapeur passe dans un échangeur parcouru intérieurement par un faible débit de vapeur saturée à haute pression (et donc plus haute température), qui se condense. Il y a 4 séparateurs/surchauffeurs dans le circuit. La séparation se fait au moyen de grilles et de plaques disposées en chicane. L'eau récupérée est dirigée vers des bâches. La vapeur prélevée pour la surchauffe représente 6% du débit total.

Le débit de vapeur étant très élevé, les ailettes doivent être grandes, et limitent la vitesse de rotation à 1500rpm. On a un corps HP à double flux comportant 7 étages, et trois corps BP à double flux comportant 7 étages. A la différence des turbines classiques, la détente est donc partiellement humide, ce qui provoque des phénomènes d'érosion et de corrosion. Afin d'y pallier, dans la turbine, certaines aubes ont des rainures parallèles au bord d'attaque, piégeant et centrifugeant les gouttes.

Il y a également un contournement pour protéger la turbine lors des transitoires : il peut absorber 85% du débit nominal. Une autre particularité est de ne pas avoir de bêche alimentaire dégazante : tout le dégazage s'effectue au condenseur.

Au niveau de la source froide (un fleuve ou la mer), il y a fort heureusement une limitation légale : l'eau en aval de la centrale ne doit pas être échauffée de plus de 4 °C. C'est beaucoup !



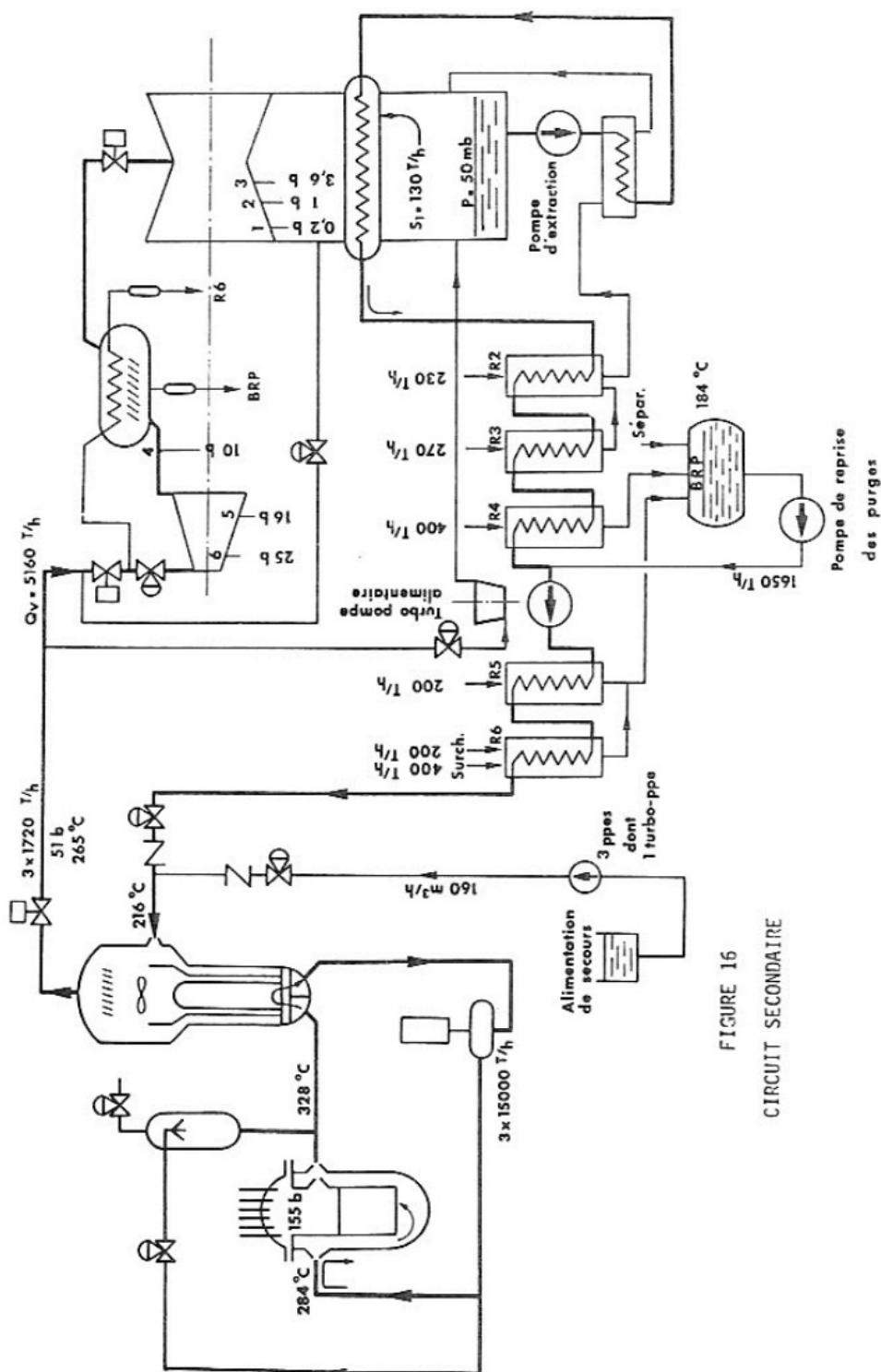


FIGURE 16  
CIRCUIT SECONDAIRE

FIGURE 29 : Circuit secondaire d'une centrale P.W.R. du pallier 900 MW



## 2.10 Contrôle-commande, Régulation, Sécurité

Le contrôle-commande est l'ensemble des systèmes permettant d'effectuer les mesures, d'assurer le pilotage, et la sécurité de fonctionnement du réacteur.

Une instrumentation spécifique permet d'effectuer des mesures de flux neutronique, de températures, de pressions et de débits. En particulier, le flux de neutrons est représentatif de la puissance dégagée. Les détecteurs mesurent l'ionisation induite dans un gaz par des rayonnements ionisants. Les neutrons n'étant pas directement ionisants, on utilise des chambres à dépôt de bore : le gaz est enfermé dans une chambre de mesure tapissée de  ${}^1_5B$ , et munie en son centre d'une électrode collectrice. Les neutrons incidents sont capturés par le bore, qui se désintègre (mode  $\alpha$ ) en :  ${}^1_5B + {}^1_0n \rightarrow {}^7_3Li + \alpha$ . Ces particules  $\alpha$  ont la propriété d'ioniser le gaz. En appliquant une tension aux bornes de la chambre et en mesurant le courant, on peut alors remonter au flux de neutrons. Pour effectuer des cartographies du flux, on introduit plusieurs sondes dans des doigts de gants, les sondes pouvant se déplacer verticalement.

Il existe de nombreuses chaînes de régulation, par exemple sur la température moyenne, la pression, ou le niveau du pressuriseur. En particulier, la régulation en température moyenne permet le pilotage du réacteur, par déplacement des grappes de réglage, ou modification de la concentration en Bore de l'eau primaire. Ces chaînes de régulation sont basées sur des boucles d'asservissement. Par exemple, le maintien de la pression s'effectue par chauffage ou refroidissement de l'eau au pressuriseur, au moyen d'une boucle de régulation PID (Proportionnel - Intégral - Différentiel) classique asservie à l'écart de pression mesurée. En marche normale, la puissance de chauffe est de 100 kW en continu, sur les 1400 kW disponibles pour les 78 cannes chauffantes au pressuriseur.

Pour garantir la sécurité de l'installation, les circuits sont redondants, et on utilise plusieurs capteurs pour la même mesure. Il y a aussi plusieurs circuits de sécurité permettant un arrêt d'urgence, qui se déclenchent par exemple en 2/3, *i.e.* lorsque deux capteurs sur trois dépassent la valeur seuil de déclenchement.

## 2.11 Exploitation

En conduite, il faut faire coïncider la puissance du réacteur avec la puissance demandée sur le réseau, en ayant toujours une réserve d'antiréactivité suffisante. Les effets importants pour la conduite du réacteur sont liés à :

- la température modérateur. On a vu que c'est un effet stabilisant dû à la baisse de densité du modérateur.
- l'effet Doppler, stabilisant, dû à la température du combustible.
- la présence de xénon et samarium. Il s'agit de produits de fission très neutrophages. Le xénon 135 apparaît par désintégration  $\beta$  de l'iode 135 en 6 à 7 heures, et disparaît en une dizaine d'heures. Il faut tenir compte de cet effet lors de transitoires vers des puissances plus basses, et prévoir une éventuelle augmentation de réactivité à la disparition du xénon.
- l'usure du combustible.

On agit sur la réactivité par dilution de Bore, ou par les grappes de commande. Les opérations de démarrage et d'arrêt sont soumis à des procédures strictes, où les coefficients de réactivité sont calculés pour rester négatifs.

## Sources

1. Tout sur l'énergie nucléaire - d'Atome à Zirconium, *A. Le Dars, A. Acker, B. Barré, A. Bucaille, G. Ellia, Ph. Garderet, D. Grenèche, M. Jamard, Y. Kaluzny, M. Watteau.* Areva Press Office (2008).
2. Site <http://www.laradioactivite.com>, *Contributeurs principaux : C. de la Vaissière (DR, CNRS), J. Laberrigue-Frolow (DR, CNRS) et Y. Sacquin (Ingénieur, CEA), F. Hubaut (CR, CNRS), G Audi (DR, CNRS)* (2007).
3. ELECNUC, les centrales nucléaires dans le monde, *Editions du CEA* (2017).
4. L'énergie nucléaire du futur : quelles recherches pour quels objectifs?, *Editions du CEA* (2002).
5. Nuclear Matter Properties with the Re-evaluated Coefficients of Liquid Drop Model, *P. Roy Chowdhury and D. N. Basu*, Acta Phys. Polon. B, **37** (2006) pp. 1833–1846.
6. GIF R&D Outlook for Generation IV Nuclear Energy System, publication du Generation IV International Forum (2009).
7. Exploitation des coeurs REP *N. Kerkar, P. Paulin.* EDP Sciences (2008).
8. Thermohydraulique des réacteurs *J.-M. Delhaye.* EDP Sciences (2008).
9. Précis de Neutronique *P. Reuss.* EDP Sciences (2003).
10. Physique des réacteurs nucléaires - Bases de la physique nucléaire *C. M. Diop*, Techniques de l'ingénieur, BN3010 v2 (2016).
11. Physique des réacteurs nucléaires - Les réactions nucléaires *C. M. Diop*, Techniques de l'ingénieur, BN3011 v2 (2016).
12. Bases de neutronique - Migration des neutrons *P. Reuss*, Techniques de l'ingénieur, BN3014 (2005).
13. L'équation de Boltzmann et son approximation diffusion. Application à la diffusion à 1 groupe *B. Mercier*, <https://cel.archives-ouvertes.fr/cel-01229117> (2015).